



PROSIDING

SEMINAR KESELAMATAN NUKLIR 2016

***“PENINGKATAN EFEKTIVITAS PENGAWASAN
KETENAGANUKLIRAN YANG SINERGI
DENGAN PERKEMBANGAN GLOBAL”***



PROSIDING
SEMINAR KESELAMATAN NUKLIR 2016



Tema

“Peningkatan Efektivitas Pengawasan Ketenaganukliran yang Sinergi
dengan Perkembangan Global”

**Badan Pengawas Tenaga Nuklir
(BAPETEN)**

Jl. Gajah Mada No. 8 Jakarta Pusat 10120
Telp. (62-21) 63858269/70, Fax. (62-21) 63858275
Website: <http://www.bapeten.go.id>

**SUSUNAN PANITIA
SEMINAR KESELAMATAN NUKLIR 2016
BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR**

- | | |
|---|---|
| 1. Pengarah | <ul style="list-style-type: none"> 1. Kepala BAPETEN 2. Deputi PKN |
| 2. Penanggung Jawab | Ka. P2STPIBN |
| 3. Asisten penanggung jawab
(Tim Asistensi) | <ul style="list-style-type: none"> 1. Ir. Bintoro Aji, MT 2. Dr. Azizul Khakim, ST., M.Eng 3. Bambang Eko Aryadi, ST, MT |
| 4. Penyelenggara | |
| Ketua | Mohammad Tahril Azis, ST, M.Eng |
| Wakil ketua | Helen Raflis, S.Si, M.Eng |
| Sekretaris | Pandu Dewanto, ST., MT |
| Bendahara | <ul style="list-style-type: none"> 1. Dahlan, SE 2. Eko Hadiyono Riyadi, MTI |
| 5. Sie Kesekretariatan | <ul style="list-style-type: none"> 1. Hidayati Amar, ST, MT 2. Agus Waluyo, ST, MT 3. Emy Triharjiyati, ST 4. Dewi Ariani |
| 6. Sie Prosiding | <ul style="list-style-type: none"> 1. Arif Isnaeni, ST., M.Sc 2. Dedi Hermawan, ST, MT 3. Nur Siwhan, ST., MT 4. Arifin Muhammad Susanto, ST., M.Sc |

- 7. Sie Persidangan**
1. Arifin Muhammad Susanto, ST., M.Sc
 2. Akhmad Khusyairi, ST, M.Eng
 3. Dwi Cahyadi, ST, M.Eng
 4. Dra. Sri Budi Utami, M.T
 5. Ir. Yusri Heni Nurwidi Astuti, M.Eng
 6. Putri Suryo Dinoto, ST
- 8. Sie Kehumasan & Dokumentasi**
1. Dedi Hermawan, ST, MT
 2. Tri Djatmiko Sukoharto, S.Sos
 3. Akhmad Khusyairi, ST, M.Eng
- 9. Sie Perlengkapan dan Keamanan**
1. Nur Siwhan, ST., MT
 2. Arif Isnaeni, ST., M.Sc
 3. Eko Hadiyono Riyadi, MTI
 4. Dra. Sri Budi Utami, M.T
- 10. Penilai Makalah dan Editor**
- Koordinator** Dr. Azizul Khakim, ST., M.Eng (BAPETEN)
- Anggota**
1. Ir. Budi Rohman, M.Sc (BAPETEN)
 2. Dra. Liliana Yetta Pandi (BAPETEN)
 3. Dr. Syahrir, M.Sc. (BAPETEN)
 4. Drs. Azhar, M.Sc (BAPETEN)
 5. Dr. M. Subekti (BATAN)
 6. Ishak, M.Si (BAPETEN)
 7. Prof. Dr. Zaki Suud (ITB)
 8. Dr. Alexander Agung (UGM)
 9. Drs. Suharyana, M.Sc (UNS)

**SAMBUTAN KEPALA BAPETEN
PADA SEMINAR KESELAMATAN NUKLIR BAPETEN**

Jakarta, 03 Agustus 2016

Yth. Prof. Wade Allison from UK

Yth. Ir. Arus Gunawan Direktur Industri Permesinan dan Alat Mesin Pertanian Kementerian Perindustrian

Yth. Deputi PKN, Deputi PI dan Sekretaris Utama BAPETEN

Yth. Para pejabat struktural di lingkungan BAPETEN

Yth. Para Undangan dari Lembaga Instansi Pemerintah dan Perguruan Tinggi
dan para peserta seminar

Selamat pagi,

Assalamu'alaikum wr.wb.

Segala puji kita panjatkan kehadirat Allah SWT yang telah menganugerahi kita semua dengan kesehatan dan kesempatan sehingga pada pagi yang berbahagia ini kita dapat menghadiri Seminar Keselamatan Nuklir 2016 BAPETEN, yaitu seminar yang diselenggarakan untuk mengakomodasi segenap perkembangan ilmiah guna meningkatkan kualitas pengawasan ketenaganukliran di Indonesia.

Tenaga nuklir dapat memberikan manfaat kepada masyarakat, tetapi pada sisi yang lain mempunyai resiko bila tidak dilakukan pengawasan dengan baik, untuk mengurangi terjadinya potensi resiko tersebut maka diperlukan pengawasan yang ketat dengan berdasar pada aspek *safety*, *security*, dan *safeguards* (3S). Pemanfaatan tenaga nuklir harus memenuhi tingkat keselamatan dan keamanan serta seifgard sesuai dengan ketentuan dan persyaratan yang berlaku.

Ilmu pengetahuan dan teknologi tentang pemanfaatan tenaga nuklir memberikan peluang berarti bagi masyarakat, seperti pemanfaatan tenaga nuklir untuk memenuhi kebutuhan listrik di masa yang akan datang yang pada akhirnya diharapkan dapat mencapai kesejahteraan dan kemandirian energi pada bangsa Indonesia.

Sesuai dengan Seminar kali ini yang bertema “**Peningkatan Efektifitas Pengawasan Ketenaganukliran yang Sinergi dengan Perkembangan Global**” Pada kesempatan ini kiranya perlu saya sampaikan beberapa isu utama nasional yang terkait dengan masalah pemanfaatan energi nuklir antara lain:

- a. Program 35.000 MW pemerintah yang menjadi program nasional dalam dokumen Rencana Pembangunan Jangka Menengah Nasional (RPJMN) 2015 – 2019;
- b. Rencana Induk Pembangunan Industri Nasional 2015-2035 yang diterbitkan oleh Kementerian Perindustrian yang menyatakan bahwa salah satu program pengembangan industri prioritas pembangkit energi adalah mengembangkan fasilitas pembangkit listrik

tenaga nuklir efisien dengan teknologi keselamatan yang tinggi dalam periode waktu 2020-2035;

- c. Terkait keamanan nuklir, pada awal tahun 2016 telah diselenggarakan Nuclear Security Summit di Washington DC
- d. Rencana pembangunan reaktor daya eksperimental (RDE) oleh BATAN;

Dalam rangka introduksi energi nuklir dalam sistem kelistrikan di Indonesia (PLTN) dan rencana pembangunan Reaktor Daya Eksperimental (RDE), BAPETEN sebagai lembaga yang memiliki tanggung jawab untuk melakukan pengawasan dalam pemanfaatan teknologi nuklir dari aspek keselamatan, keamanan, dan safeguards harus bekerja keras mempersiapkan pengembangan peraturan terkait reaktor daya dan meningkatkan kemampuan dalam mengevaluasi perizinan terhadap permohonan izin yang akan masuk. Aspek perizinan instalasi nuklir dimulai dari perizinan tapak, untuk memberikan izin tapak, BAPETEN harus terlebih dahulu dievaluasi berbagai hal, seperti aspek geologi, seismik, vulkanologi, kegempaan, meteorologi, hidrologi, dispersi dan sebagainya. Peraturan terkait pembangunan PLTN telah terbitkan dalam bentuk PERKA BAPETEN. Untuk mengevaluasi desain RDE yang sering disebut sebagai reaktor generasi maju yang sedang dikembangkan oleh banyak negara di dunia, maka BAPETEN mengirimkan banyak staf teknis dalam program capacity building dan bekerja sama negara lain untuk meningkatkan efektivitas kinerja yang sinergi dengan perkembangan global. Selain dilakukan oleh SDM BAPETEN sendiri, dapat dijalin kerjasama dengan *Technical Support Organization* (TSO) dalam membantu mengevaluasi desain RDE dari teknologi yang terpilih. Untuk itu BAPETEN juga menjalin komunikasi dengan perguruan tinggi dalam rangka menjawab tantangan pembangunan RDE dan PLTN.

Tantangan pengawasan BAPETEN juga muncul dari sumber radiasi, fasilitas radiasi, bahan galian dan sumber radiasi tak bertuan (*orphan source*). Dalam kaitan dengan penggunaan Radiation Portal Monitor (RPM) di Indonesia, Menteri Sekretaris Kabinet telah menerbitkan Surat Edaran agar semua institusi terkait harus mengoordinasikan dan meminta ijin pemasangannya ke BAPETEN. Permasalahan TENORM juga merupakan issue yang perlu dicarikan jalan keluar yang bijak. Demikian juga isu terkait computer/cyber security di instalasi/fasilitas nuklir yang perlu diantisipasi segera. Untuk itu BAPETEN perlu mempersiapkan peraturan, pedoman, dan sistem perizinan harus disesuaikan dengan tingkat resiko dari jenis radiasi yang dimanfaatkan. Perkembangan standar internasional untuk keselamatan radiologis harus terus dicermati. Saya gembira bahwa banyak isu sekitar kita yang saya sebutkan di atas dibahas dalam seminar kali ini.

Untuk meningkatkan penguatan pengawasan ketenaganukliran untuk kesejahteraan dan kemandirian bangsa, BAPETEN akan terus menggalang kerjasama dengan berbagai pihak yang menjadi stakeholder BAPETEN, seperti BATAN, KEMENKES, organisasi profesi, universitas, dan sebagainya. Setelah melalui tahap pembinaan kepada para pemegang izin dalam rangka meningkatkan kepatuhan terhadap peraturan perundangan ketenaganukliran, kini BAPETEN telah memasuki tahap peningkatan upaya penegakan hukum dengan menindak tegas para pengguna sumber radiasi yang nyata-nyata telah melakukan pelanggaran terhadap peraturan perundangan yang berlaku. Diharapkan upaya – upaya yang telah dan sedang dilakukan BAPETEN benar-benar

mengekspresikan kehadiran negara dalam pengawasan pemanfaatan tenaga nuklir dan dapat mendukung pemanfaatan tenaga nuklir yang dapat memberikan kesejahteraan dan kemandirian bangsa.

Pada bulan Agustus 2015 yang lalu, BAPETEN menerima tim review IRRS (*Integrated Regulatory Review Service*) sebanyak 15 *expert* dari berbagai negara dan ditambah 4 *expert* dari IAEA. Hasil review IAEA telah ditindak lanjuti oleh BAPETEN. Dengan pelaksanaan IRRS ini diharapkan BAPETEN akan dapat memperkuat dan meningkatkan efektivitas infrastruktur pengawasan terutama terhadap keselamatan nuklir, radiasi, limbah radioaktif, dan transportasi bahan nuklir untuk dapat mencapai visi yang telah dicanangkan sebagai lembaga pengawas kelas dunia.

Demikian hal ini kami sampaikan, selanjutnya sesuai dengan permintaan Ketua Panitia, maka dengan mengucap Bismillahirrahmaanirrahiim Seminar Keselamatan Nuklir BAPETEN untuk tahun anggaran 2016 ini resmi dibuka.

Terima kasih.

Wassalamu'alaikum wr.wb.

Kepala BAPETEN

Prof. Dr. Jazi Eko Istiyanto, M.Sc

KATA PENGANTAR

Puji syukur kepada Allah SWT atas limpahan berkat, rahmat dan kesehatan yang diberikan, sehingga prosiding Seminar Keselamatan Nuklir ini dapat terselesaikan dengan baik. Prosiding ini berisi kumpulan makalah - makalah dari para penyaji yang telah dipresentasikan dan didiskusikan pada acara Seminar Keselamatan Nuklir BAPETEN Tahun 2016 yang bertemakan “Peningkatan Efektivitas Pengawasan Ketenaganukliran yang Sinergi dengan Perkembangan Global”.

Seminar diadakan pada tanggal 3 Agustus 2016 dan bertempat di Hotel Merlynn Park Jakarta, dihadiri oleh pemangku kepentingan yang tersebar di Indonesia dan berasal dari berbagai universitas dan instansi pemerintah. Pada seminar ini hadir juga pembicara utama yaitu Prof. Wade Allison, penulis buku : “*Radiation and Reason: The Impact of Science on a Culture of Fear*” dan “*Nuclear is for Life: A Cultural Revolution*” dari Oxford University Inggris.

Makalah yang disajikan dalam prosiding ini dibagi sesuai kelompok sebagai berikut:

1. Keselamatan dan Pengawasan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif;
2. Keselamatan dan Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir.

Kami menyadari bahwa prosiding ini tentu saja tidak luput dari kekurangan, untuk itu segala saran dan kritik kami harapkan demi perbaikan prosiding pada terbitan tahun-tahun yang akan datang. Akhirnya kami berharap prosiding ini semoga dapat menjadi sumber informasi bermanfaat bagi yang memerlukan.

Jakarta, 3 Oktober 2016

Ketua Panitia

Mohammad Tahril Azis, ST, M.Eng.

**AGENDA PELAKSANAAN
SEMINAR KESELAMATAN NUKLIR 2016
BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR**

WAKTU	KEGIATAN	PELAKSANA		KETERANGAN	
08.00 – 08.30	Registrasi	Panitia			
	Lagu Indonesia Raya				
	Induksi keselamatan	Hotel MP			
08.30 – 09.00	Pembukaan: 1. Laporan 2. Sambutan	Ketua Panitia	Tahril	MC	: Putri Suryo D
		Kepala BAPETEN	Prof. Jazi Eko Istiyanto		
09.00 – 09.30	REHAT KOPI + FOTO BERSAMA				
09.30 – 10.30	Presentasi Pembicara Tamu 1:	Prof. Wade Alison		Moderator	: Taruniyati H. Sekretaris Sidang : Khusyairi dan Emy
10.30 – 11.00	Presentasi Pembicara Tamu 2:	Direktur Industri Permesinan dan Alat Mesin Pertanian Kementerian Perindustrian			
11.00 – 11.30	DISKUSI SESI 1				
11.30 - 11.40	PENYERAHAN PLAKAT & LAINNYA				
11.40 – 12.00	KONFERENSI PERS				
	Ka. BAPETEN, Dep. PKN, Wade A., Ka. P2STPIBN, Ketua SKN				
12.00 – 13.00	ISHOMA				
13.00 – 13.30	Presentasi Poster PA & PB			Penanggungjawab poster : - Dwi & Khusyairi	
Presentasi ORAL Sesi 1				Sesi 1	
	Kelompok A (IBN)	Kelompok B (FRZR)		IBN	FRZR
13.30– 13.40	Presentasi OA1	Presentasi OB1		Moderator	Yanuar
13.40– 13.50	Presentasi OA2	Presentasi OB2			
13.50 – 14.00	Presentasi OA3	Presentasi OB3		Sekretaris sidang	Riyadi
14.00 – 14.10	Presentasi OA4	Presentasi OB4			
14.10 – 14.30	Diskusi	Diskusi			
Presentasi ORAL Sesi 2				Sesi 2	
	IBN	FRZR		IBN	FRZR
14.30– 14.40	Presentasi OA5	Presentasi OB5		Moderator	Bambang Eko A.
14.40 – 14.50	Presentasi OA6	Presentasi OB6			
14.50 – 15.00	Presentasi OA7	Presentasi OB7		Sekretaris sidang	Helen R.
15.00 – 15.10	Presentasi OA8	Presentasi OB8			
15.10 – 15.30	Diskusi	Diskusi			
15.30 -15.45	REHAT KOPI				
15.45 – 16.00	Penutupan : 1. Perumusan 2. Penutupan	Ketua Panitia	M. Tahril A	MC	: Putri Suryo D
		Deputi PKN BAPETEN	Dr. Eng. Yus Rusdian A		
	Pembagian sertifikat penyaji + pendengar				

DAFTAR ISI

Susunan Panitia Seminar Keselamatan Nuklir 2016	i
Sambutan Kepala BAPETEN	iii
Kata Pengantar	vi
Agenda Pelaksanaan Seminar Keselamatan Nuklir 2016	vii
Daftar Isi	viii
MAKALAH PENYAJI BIDANG INSTALASI DAN BAHAN NUKLIR	
Regulasi Teknis Refurbishment Sistem Proteksi Reaktor RSG-GA Siwabessy <i>Sigit Asmara Santa, Syaiful Bakhri</i>	1-1
Prediksi Kualitatif Kemampuan Perpindahan Panas Konveksi Alamiah Fluida Nano <i>Diah Hidayanti Sukarno</i>	2-1
Kajian Meteorologi untuk Memenuhi Persyaratan dan Kriteria Keselamatan dari Tahap Awal Penentuan Tapak, Desain dan Konstruksi <i>Deni Septiadi</i>	3-1
Perbandingan Aktivitas Nuklida Pemancar Alfa Hasil <i>Burn-up</i> antara LEU dan HEU dalam Reaktor Homogen ARGUS <i>Luqman Hakim, Suharyana, Riyatun, Azizul Khakim</i>	4-1
Analisa Hasil Pengujian Switchgear Pada Sistem Kelistrikan Gedung Reaktor Serba Guna GA Siwabessy <i>Adry Fadillah</i>	5-1
Perhitungan Konsentrasi Pu-239 dan Pu-241 pada <i>Aqueous Homogeneous Reactor</i> <i>Ikhlash H. Siregar, Suharyana, Azizul Khakim, Frida Agugn R, Dahman S.</i>	6-1
Sistem Monitoring Parameter Keselamatan Operasi Reaktor Non Daya <i>Yepi Yamani Yosa, Joko Supriyadi, Agus Dwi Purnomo</i>	7-1

Tindakan Proteksi untuk Menghadapi Serangan Cyber pada Sistem Berbasis Komputer dalam Instalasi Nuklir <i>Farid Noor Jusuf, Catur Febriyanto Sutopo</i>	8-1
Kajian Antarmuka Dan Kesinergian Keselamatan, <i>Safeguards</i> dan Keamanan pada Reaktor Nuklir <i>Liliana Yetta Pandi</i>	9-1
Perhitungan <i>Shutdown</i> Margin Batang Kendali Modifikasi Reaktor TRIGA Bandung <i>Agus Waluyo</i>	10-1
Pengawasan BAPETEN dalam Kegiatan Modifikasi Batang Kendali Reaktor TRIGA 2000 tanpa Bahan Bakar <i>Rahmat Edhi Harianto, Widyo Lastana Istanto, Wiryono</i>	11-1
Aplikasi PSA terhadap Pengaruh Ekstensi <i>Allowable Outage Time</i> (AOT) Generator Diesel Darurat Sub Komponen <i>Diesel Engine</i> Dan Generator pada PLTN Shin Kori Unit 3 <i>Arifin Muhammad Susanto</i>	12-1
Kajian Persyaratan Keselamatan Desain Reaktor Nuklir Berpendingin Gas Suhu Tinggi (<i>High Temperature Gas Cooled Reactors</i>) <i>Helen Raflis</i>	13-1
Studi Kritikalitas Reaktor Homogen (<i>Aqueous Homogeneous Reactor</i>) Menggunakan SCALE <i>Arif Isnaeni</i>	14-1
Tinjauan Penerapan Perka 2/2011 tentang Ketentuan Keselamatan Operasi Reaktor <i>Arif Isnaeni, Aminuddin Tejo Nugroho</i>	15-1
Kajian Spektra Respon Spesifik 1-D dan 2-D dalam Mendukung Keselamatan Tapak PLTN <i>Nur Siwhan</i>	16-1
Pemanfaatan Code MVP untuk Memodelkan <i>High Temperature Reactor</i> (HTR-10) <i>Bara Wahyu Ramadhan, Riyatun, Azizul Khakim</i>	17-1
Harmonisasi Indikator Kinerja Keselamatan dan Laporan Operasi Reaktor Non Daya <i>Liliana Yetta Pandi dan Veronica Tuka</i>	18-1

Kajian Pengawasan Instalasi Nuklir Non Reaktor dalam Rangka FINAS untuk Meningkatkan Keselamatan <i>Emy Triharjiyati</i>	19-1
Pentingnya Pengaturan Mengenai Keamanan Nuklir dalam Suatu Undang-undang <i>Mira Wahyu Nugraheni</i>	20-1
Pengaruh data Nuklir pada Perhitungan Kritikalitas Reaktor TRIGA 2000 Bandung dengan SRAC2006 <i>Hidayati Amar</i>	21-1
Efek Homogenisasi Geometri Terhadap Akurasi Perhitungan Faktor Perlipatan Neutron <i>Azizul Khakim, Suharyana, Riyatun</i>	22-1
Pengendalian Keselamatan Kerja di Pusat Teknologi Bahan Galian Nuklir – Badan Tenaga Nuklir Nasional <i>Dany Poltak Marisi, Miki Arian Saputra, Tajudin Noor</i>	23-1
Kualifikasi dan Kompetensi Dasar untuk Petugas Keamanan Bahan Nuklir di Instalasi Nuklir <i>Imron, Ardiyani Eka Patriasari, Winda Sarmita, Besar Winarto, Supyana</i>	24-1
Kinerja Perhitungan Kritikalitas MCNP6 pada Komputasi Paralel <i>Mohammad Tahril Azis, Azizul Khakim, Bintoro Aji</i>	25-1
Peran Negara dalam Tata Kelola Pertambangan Bahan Galian Nuklir <i>Donni Taufiq, Dewi Prima Meiliasari, Suci Prihastuti</i>	26-1
Kajian Ancaman <i>Cyber Security</i> Terutama pada Fasilitas Nuklir untuk Meningkatkan Keamanan & Ketahanan Nasional <i>E.H. Riyadi</i>	27-1
Komitmen Pemerintah Indonesia dalam Memperkuat Keamanan Nuklir <i>Mohamad Mamat dan Angga Kautsar</i>	28-1
Tinjauan Komunikasi Badan Pengawas Tenaga Nuklir dalam Peraturan di Indonesia <i>Dedi Hermawan dan Mohamad Mamat</i>	29-1

Penerapan Manajemen Pengetahuan di BAPETEN Sebagai Implementasi dari Amanah Reformasi Birokrasi	30-1
<i>Manda Fermilia, Donni Taufiq, Widi Laksmono</i>	
Kajian Revisi Peraturan Kepala BAPETEN tentang Ketentuan Sistem Proteksi Fisik Instalasi dan Bahan Nuklir	31-1
<i>Pandu Dewanto, Bambang Eko Aryadi</i>	
MAKALAH PENYAJI BIDANG FASILITAS RADIASI DAN ZAT RADIOAKTIF	
Manajemen Daur Ulang Zat Radioaktif Terbungkus yang Tidak Digunakan Berdasarkan Peraturan Pemerintah Nomor 61 Tahun 2013	32-1
<i>Suhaedi Muhammad, Rr.Djarwanti,RPS, Nurhadiansyah</i>	
Penerapan Proteksi dan Keselamatan Radiasi di Fasilitas Radioterapi-LINAC	33-1
<i>Nazaroh, Suhaedi Muhammad, dan Gatot Wurdianto</i>	
Evaluasi Perisai Radiasi Tomoterapi Helikal Terhadap Penggunaan Ruang Teleterapi Cobalt 60	34-1
<i>Mukhlisin dan Wita Kustiana</i>	
Penentuan Parameter Dosimetri Awal Berkas Foton dan Elektron Pesawat Pemercepat Linier Medik Varian Clinac IX SILHOUTTE Nomor Seri 1057	35-1
<i>Sri Inang Sunaryati dan Assef Firnando Firmansyah</i>	
Kajian Radioaktivitas Beta Total pada Sampel Air Keran dan Air Permukaan di Sekitar Kawasan Nuklir Pasar Jumat	36-1
<i>Leons Rixson, Megy Stefanus, Niken Hayudanti, Prihatiningsih</i>	
Perhitungan Dosis Foton yang Diterima Pekerja Radiasi dan Pasien Pada Kasus Terapi BNCT Kanker Otak Menggunakan Kode MCNPX	37-1
<i>Petrananda Dea, Dian Novitasari, Suharyana, Riyatun</i>	
Tingkat Acuan Diagnostik pada Radiografi Umum	38-1
<i>Eri Hiswara</i>	
Pengukuran Berkas Foton Sebagai Salah Satu Bagian Uji Komisioning Pesawat Teleterapi ⁶⁰ Co di RSUD dr. Moewardi: Pengukuran dan Pemodelan dengan <i>software</i> MCNPX	39-1
<i>Umi Khasanah, Suharyana, Riyatun, Muhtarom</i>	

Komisioning Instalasi Produksi Radioisotop dan Radiofarmaka <i>Suhaedi Muhammad, Rr.Djarwanti,RPS, Farida T</i>	40-1
Kajian Kontaminasi Cesium-137 di Instalasi Produksi Radioisotop Upaya Penanggulangan dan Pencegahannya <i>Suhaedi Muhammad, Rr.Djarwanti,RPS</i>	41-1
Pengukuran Laju Dosis Ekuivalen Ambien Kamera Gamma Radiografi Jenis Portabel Tanpa Sumber Radioaktif <i>B.Y. Eko Budi Jumpeno</i>	42-1
Implementasi LKF Sebagai <i>Assessment</i> Instansi Pemberi Kerja Kepada Instansi Penerima Kerja Bidang Pemanfaatan Radiografi Industry untuk Meningkatkan Aspek Keselamatan dan Keamanan <i>Deddy Rusdiana.S.Si</i>	43-1
Pengamatan Terhadap Dosimeter LIF: Mg,Cu,P yang Akan Digunakan sebagai Dosimeter Lensa Mata untuk Pengukuran Hp(3) <i>Nazaroh, C.Tuti B, Pardi, Egres, Irma DR</i>	44-1
Dosis Radiasi Petugas pada Radiologi Intervensional <i>Azhar</i>	45-1
Mitigasi dan Pencegahan Radon di dalam Ruangan <i>Moekhamad Alfyan</i>	46-1
Pemanfaatan Kode MCNPX untuk Rancang Bangun Ruang Radioterapi <i>Asih Rahmini Rahmat, Suharyana, Riyatun</i>	47-1
Pengaruh Penambahan Radioaktivitas ^{137}Cs Pada Pengukuran Menggunakan Liquid Scintillation Counter (LSC) dalam Pelarut Toluene <i>Deddy Irawan Permana Putra</i>	48-1
Verifikasi Penentuan Laju Dosis Serap Air Berkas Radiasi Cobalt-60 Pesawat Teleterapi TERRAGAM <i>Assef Firnando Firmansyah, Nurman Rajagukguk, Gatot Wurdityanto</i>	49-1

Pengembangan Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Mengenai Pengangkutan Zat Radioaktif	50-1
<i>Nanang Triagung Edi Hermawan</i>	
Perbandingan Kinerja Hasil Pengukuran Detektor untuk Pemantauan Lingkungan	51-1
<i>M.Muhyidin Farid, I Putu Susila, Prawito</i>	
Tinjauan Terhadap Persyaratan Tenaga Ahli dalam Rangka Pengembangan Peraturan Kepala Bapeten Nomor 11/Ka-Bapeten/VI-99 tentang Izin Konstruksi dan Operasi Iradiator	52-1
<i>Satria Prahara</i>	
Perekayasa Portal Monitor Radiasi Non Spektroskopi	53-1
<i>Joko Triyanto, Dian Fitri Atmoko, Mohammad Amin, Triharjanto</i>	
Analisis Terhadap Tanggung Jawab dan Persyaratan Kualifikasi Petugas Proteksi Radiasi dalam Peraturan Kepala BAPETEN No. 16 Tahun 2014	54-1
<i>Vatimah Zahrawati</i>	
Penjaminan Mutu Laboratorium Penguji Pesawat Sinar-X Radiologi Diagnostik dan Intervensional Melalui Uji Profisiensi	55-1
<i>Endang Kunarsih, Haendra Subekti</i>	
Petugas Proteksi Radiasi Penyimpanan Technologically Enhanced Naturally Occuring Radioactive Material (TENORM)	56-1
<i>Veronica Tuka, Maya Kusuma Dewi, dan Liliana Yetta Pandi</i>	
LAMPIRAN PRESENTASI PEMBICARA KUNCI	57-1
<i>Keynote Speech 1:</i>	
<i>Nuclear Safety and Public Understanding</i>	58-1
<i>Prof. Wade Allison MA DPhil</i>	
<i>Keynote Speech 2:</i>	
Dirjen Industri Logam, Mesin, Alat Transportasi dan Elektronika Kementerian Perindustrian	59-1
<i>Ir. Arus Gunawan</i>	



REGULASI TEKNIS REFURBISHMENT SISTEM PROTEKSI REAKTOR RSG-GA SIWABESSY

Sigit Asmara Santa¹, Syaiful Bakhri¹

¹Pusat Teknologi dan Keselamatan Reaktor Nuklir – BATAN
santas@batan.go.id

ABSTRAK

REGULASI TEKNIS REFURBISHMENT SISTEM PROTEKSI REAKTOR RSG GA SIWABESSY. Penuaan struktur, sistem dan komponen (SSK) Reaktor Riset Serbaguna GA Siwabessy (RSG-GAS) yang telah dioperasikan hampir mencapai 30 tahun, telah menjadi perhatian dan isu utama dalam beberapa tahun terakhir. Penuaan dan proses keusangan pada SSK telah terbukti menimbulkan berbagai persoalan sehingga memerlukan penanganan manajemen penuaan yang efektif dan efisien, antara lain dalam pelaksanaan perawatan, pengujian, perbaikan, penyediaan suku cadang, dan pengendalian frekuensi *trip* reaktor. Persoalan ini pada gilirannya akan berpengaruh terhadap tingkat keselamatan dan pembiayaan operasi dan perawatan (*O&M cost*) instalasi. Penuaan pada SSK instrumentasi dan kendali termasuk yang paling rentan dibandingkan pada SSK lain. Oleh karena itu diperlukan sebuah kajian teknis menyeluruh terhadap penuaan RSG-GAS untuk menetapkan tindakan prioritas optimal untuk mengatasi masalah penuaan dan proses keusangan SSK instrumentasi dan kendali ini. Kajian ini bertujuan untuk menganalisis ketentuan/regulasi dan *codes & standards* yang diterapkan untuk melaksanakan *refurbishment* sistem proteksi reaktor (SPR) salah satu sistem keselamatan pada RSG-GAS. Metode yang dilakukan adalah mengkaji sistem SPR (*as-built*), mengkarakterisasi dan menganalisis riwayat kegagalan operasi, mengidentifikasi ketentuan-ketentuan, *codes and standards* yang diterapkan oleh pemasok (*vendor*), dan mengevaluasi ketentuan/regulasi dan *codes & standards* SPR yang berlaku secara internasional dan membandingkannya dengan yang telah dimiliki oleh Indonesia. Hasil kajian digunakan untuk memetakan kekosongan ketentuan/regulasi, *codes & standards* yang belum dimiliki di Indonesia. Manfaat studi ini adalah tersedianya pertimbangan teknis tentang berbagai ketentuan/regulasi dan *codes & standards* yang harus diterapkan dalam program *refurbishment* SPR agar tetap memenuhi aras keselamatan yang disyaratkan.

Kata kunci : Reaktor Serba Guna GA Siwabessy, sistem proteksi reaktor, karakterisasi penuaan instrumentasi dan kendali, *refurbishment*, *codes* dan *standards*.

ABSTRACT

COMMISSIONING FOR RADIOISOTOPE AND RADIOPHARMACEUTICAL PRODUCTION INSTALLATION. Ageing structures, systems and components (SSC) of the GA Siwabessy Multi-Purpose Reactor (MPR) which has operated nearly 30 years, has been become a main concern and a major issued in the recent years. Ageing and obsoleted process at SSC have been shown causes a variety of problems that require an effective and efficient manner of aging management, among others, in the implementation of maintenance, testing, repair, continuously supply of spare parts, and controlling the frequency of reactor trip. This problems, in turn, will have an affect on the safety level and financing of the operation and maintenance cost of its nuclear installation. Ageing of instrumentation and control SSCs are the most vulnerable compared to other SSCs. Therefore its is necessary a thorough technical assessment of the RSG-GAS ageing to establish optimal priority actions to address the ageing and obsolete process problems of instrumentation and control of SSCs. This assessment aims to analyze of the provisions, codes and standards that are applied to carry out the *refurbishment* of the reactor protection system (RPS), which one reactor safety systems of RSG-GAS. The method used is reviewing the RPS of RSG-GAS installed (*as-build*), characterize and analyze the operation failure history, identifying the provisions, codes and standards applied by the vendor, and evaluate the provisions, codes & standards of RPS that applies internationally and compared with those already owned by Indonesia. The study results are used to map the vacant Indonesia provisions, codes and standards that have not been issued by Indonesia. The benefits of this study results are the

availability of technical considerations regarding provisions, codes and standards that must be applied in a RPS refurbishment program in order to maintain in compliance with the required safety level.

Keywords: GA Siwabessy Multi Purpose Reactor, reactor protection system, instrumentation & control ageing characterization, refurbishment, codes and standards

I. PENDAHULUAN

IAEA mendefinisikan penuaan reaktor sebagai proses yang pada umumnya terjadi yang menyebabkan karakteristik struktur, sistem dan komponen (SSK) secara perlahan mengalami perubahan karena waktu dan pemanfaatan [1-2]. Proses ini diawali dengan degradasi dan penurunan karakteristik material dan komponen tertentu dari kondisi operasi normal. Tanpa tindakan pencegahan yang memadai, proses penuaan ini akan mengakibatkan kegagalan fungsi sistem, peralatan dan komponen tersebut [3-4]. Untuk menjamin keselamatan dan keandalan operasi reaktor tersebut, maka penerapan program manajemen penuaan menjadi sangat penting.

Proses penuaan pada SSK RSG-GAS yang telah beroperasi hampir mencapai 30 tahun ini, sudah mulai dirasakan dan perlu mendapat perhatian. Hal ini karena telah menimbulkan berbagai persoalan dalam pelaksanaan perawatan rutin, pengujian, perbaikan, ketersediaan suku cadang komponen pengganti, dan meningkatnya frekuensi trip reaktor [5]. Degradasi fungsi SSK telah mulai nampak dan perlu mendapatkan penanganan serius untuk memulihkan tingkat kinerja (upgrading) atau refurbishment SSK untuk mengembalikan aras keselamatan pada tingkat yang memenuhi persyaratan. Diantara SSK reaktor, komponen sistem instrumentasi dan kendali (IK) merupakan komponen yang paling mudah mengalami proses keusangan yang juga diakibatkan oleh pesatnya perkembangan teknologi digital.

Salah satu sistem yang perlu mendapatkan perhatian adalah sistem keselamatan reaktor yaitu sistem proteksi reaktor (SPR) yang berfungsi secara otomatis memadamkan reaktor bila terjadi indikasi gangguan dari parameter sistem keselamatan. Beberapa komponen sudah mengalami keusangan dan sangat sulit untuk mendapatkan suku cadang yang sejenis atau ekuivalen. Masalah utama refurbishment SPR adalah belum pernah dilakukan dan belum terdapat regulasi teknis yang secara tegas mengatur tentang pelaksanaan refurbishment sistem-sistem di reaktor dan proses perizinannya sehingga reaktor dapat dioperasikan kembali. Hasil refurbishment SPR

harus dapat dibuktikan dan dijamin tidak akan menurunkan kapasitas dan kapabilitas SPR dalam melaksanakan fungsinya. Dasar desain keselamatan SPR harus tidak diubah dari kondisi pada saat izin operasi diperoleh. Penyelesaian didekati berbasiskan pada persyaratan dasar desain keselamatan SPR RSG-GAS, membandingkannya dengan persyaratan dasar desain keselamatan pada yang berlaku secara internasional maupun negara-negara maju, untuk mengidentifikasi perbedaan prinsip dasar desain dan ketersediaan regulasi yang mengatur.

Tujuannya penelitian ini adalah untuk mengkaji pertimbangan dasar desain dan deskripsi SPR, serta ketentuan/regulasi, codes & standards yang digunakan sebagai landasan teknis untuk melaksanakan refurbishment SPR RSG-GAS melalui pendekatan metodologi yang sistematis. Sasaran kajian adalah teridentifikasinya pokok-pokok dasar desain dan deskripsi SPR, dan ketentuan/regulasi dan codes & standards sebagai persyaratan dasar desain untuk melaksanakan refurbishment SPR RSG-GAS. Kajian ini akan memfokuskan pada studi program refurbishment SPR dengan penekanan tinjauan analisis pada aspek ketentuan/regulasi dan codes & standards yang berlaku pada SPR, agar hasil refurbishment SPR tetap dapat memenuhi persyaratan sistem keselamatan.

Metode yang digunakan adalah dengan mengkaji ketentuan/regulasi dan codes & standards yang digunakan oleh pemasok (vendor) dalam mengembangkan desain RSG-GAS dan mendata catatan berbagai penyebab kegagalan operasi sistem proteksi reaktor, menelaah ketentuan/regulasi dan codes & standards yang berlaku secara internasional dalam pengembangan desain sistem proteksi reaktor yang akan dibandingkan dengan berbagai ketentuan yang telah dimiliki Indonesia. Melalui analisis ini akan diidentifikasi peta kekosongan ketentuan/regulasi dan codes & standards yang belum dimiliki Indonesia yang perlu diadopsi dalam pengembangan program refurbishment SPR agar tetap memenuhi persyaratan-persyaratan fungsional antara lain persyaratan desain, desain konseptual, analisis

kelayakan biaya dan manfaat (cost/benefit analysis) dan evaluasi desain hasil refurbishment [5].

II. METODOLOGI

Kajian ini memfokuskan pada analisis ketentuan/regulasi dan codes & standards yang berkaitan dengan desain, pembangunan, dan pengoperasian SPR agar persyaratan fungsi sistem terpenuhi. Metode yang digunakan adalah dengan mengkaji fungsi sistem, deskripsi sistem proteksi reaktor terbangun (as-built), manual, laporan komisioning dan catatan operasi sistem proteksi reaktor; menganalisis berbagai ketentuan/regulasi dan codes & standards desain SPR yang diterapkan oleh pemasok (vendor) dan dibandingkan dengan ketentuan internasional, dan dari negara-negara pendesain reaktor; dan menganalisis kekosongan ketentuan/regulasi dan codes & standards Indonesia sebagai persyaratan minimal desain SPR agar program refurbishment dapat memenuhi ketentuan persyaratan keselamatan. Pertimbangan lain dalam menganalisis lebih lanjut adalah berdasarkan dokumen IAEA NS-R-4 [4] yang merekomendasikan bahwa untuk reaktor-reaktor riset dengan daya lebih dari beberapa puluh MW, reaktor cepat, dan berbagai jenis reaktor riset yang memiliki fasilitas peralatan eksperimen seperti kalang (loop) tekanan dan suhu tinggi, atau sumber neutron dingin, perlu menerapkan standar PLTN atau langkah-langkah keamanan tambahan dibandingkan dengan reaktor riset yang lebih kecil.

Manfaat kajian teknis regulasi pengembangan konsep dasar untuk perencanaan refurbishment SPR

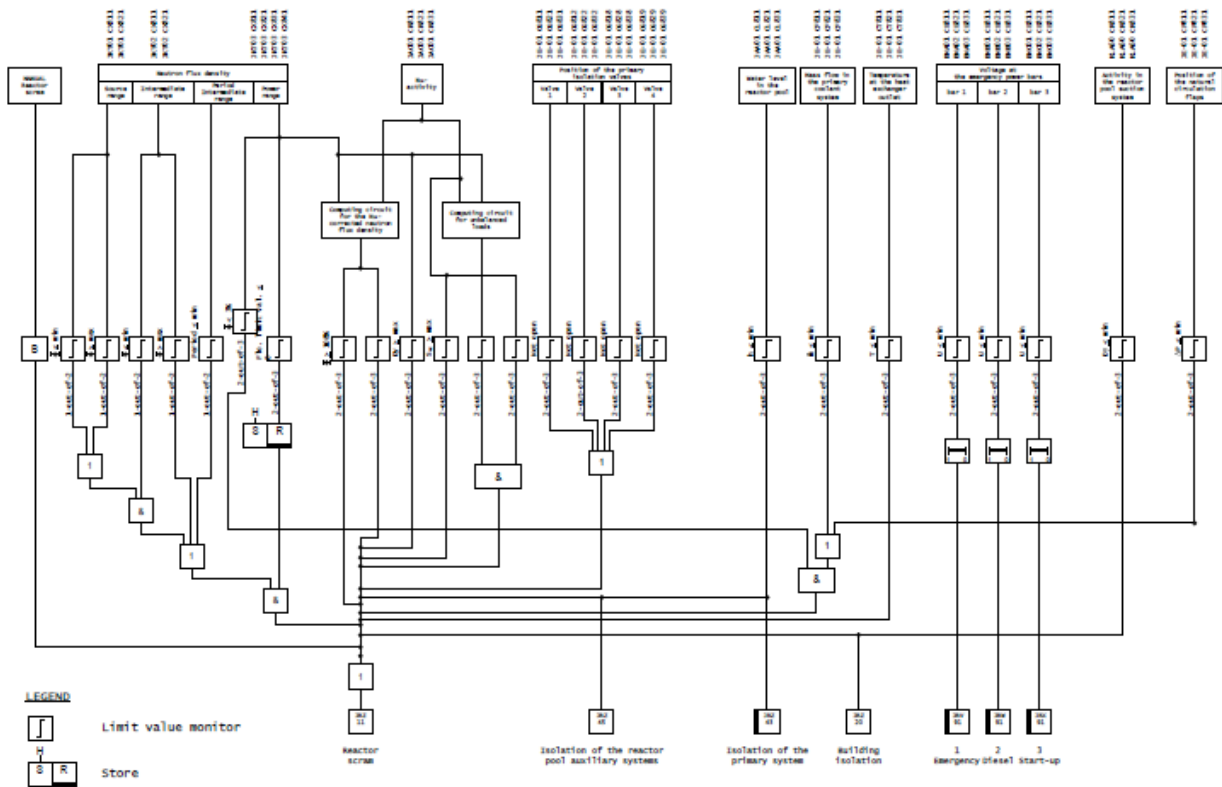
ini adalah agar diperoleh gambaran umum tentang ketentuan/regulasi dan codes & standards yang harus diikuti agar hasil refurbishment SPR yang akan dilakukan, dapat memenuhi persyaratan fungsional meliputi kelayakan persyaratan desain, konsep dasar desain, analisis kelayakan biaya dan manfaat (cost/benefit) atas pilihan-pilihan desain yang ditentukan dan evaluasi desain hasil refurbishment [5].

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

A. Karakteristik SPR RSG-GAS

1. Deskripsi SPR RSG-GAS

Karakteristik SPR RSG-GAS dapat ditunjukkan dengan mendeskripsikan kelengkapan fasilitas instrumen sistem proteksi reaktor itu sendiri dan kinerja sistem proteksi selama telah beroperasi. Fungsi SPR adalah fasilitas untuk memadamkan operasi reaktor secara otomatis, bila terjadi kondisi operasi tak normal yang dapat mengakibatkan gangguan pada keselamatan operasi reaktor. Parameter keselamatan yang diolah oleh SPR berjumlah 23 sinyal masukkan termasuk 1 buah sinyal manual pemancung reaktor. Secara rinci diagram logika sinyal trip SPR ditunjukkan pada Gambar 1. Garis besar kelompok sinyal trip SPR dapat dibagi menjadi beberapa jenis parameter yaitu a) kerapatan fluks neutron dalam teras; b) aktivitas N-16; c) posisi katub isolasi primer; d) aras (level) permukaan kolam reaktor; e) laju alir sistem pendingir primer; f) suhu luaran pemindah panas; g) aktivitas di suction kolam reaktor; dan h) posisi flaps sirkulasi alam [6,7].



Gambar 1. Diagram Logika Trip Sistem Proteksi Reaktor RSG-GAS [7]

SPR dipasang oleh 3 sistem daya tak putus bertegangan 24 volt dari 3 sumber kabinet distribusi berbeda dari sumber daya listrik berbeda. Setiap redundansi SPR dipasang oleh 2 dari 3 kabinet distribusi jaringan daya listrik berbeda. Kerapatan fluks neutron memantau kondisi teras reaktor saat beroperasi pada tingkat awal (start-up), tingkat menengah (intermediate), tingkat daya (power range), juga pada saat penurunan daya, dan pada kondisi teras reaktor sub-kritis. Sinyal input trip pemantau neutron terdiri dari a) proporsional dengan daya reaktor pada seluruh jangkauan pengukuran (start-up, menengah, dan jangkauan daya); b) terkait dengan laju perubahan daya reaktor (periode reaktor untuk jangkauan start-up dan jangkauan menengah); dan c) kesetimbangan beban daya (pada jangkauan daya). Dosis aktivitas gamma radioisotop N-16 sistem pendingin primer didesain dengan 3 redundansi dengan voting trip 2 out of 3 dipakai sebagai salah satu sinyal trip penanda kegagalan bahan bakar.

Laju dosis gamma pada sistem ventilasi kolam reaktor didesain dengan 3 redundansi dengan trip sinyal 2 out of 3 digunakan sebagai sinyal trip SPR kegagalan reaktor akibat kegagalan bahan bakar yang menyebabkan radionuklida produk fisi keluar dari

sistem pendingin primer dan masuk sistem ventilasi kolam pendingin reaktor. Ketinggian permukaan air kolam di reaktor tetap dijaga pada kondisi aman dari indikasi kebocoran yang menyebabkan bahan bakar tidak terendam air pendingin. Sensor ketinggian muka air pendingin didesain 3 redundansi dengan voting sinyal 2 out of 3 untuk sinyal trip pada SPR.

Laju aliran pendingin primer dijaga agar tetap pada tingkat debit tertentu agar dapat membuang bahang teras reaktor secara sempurna. Tiga buah sensor jenis orifice dipasang untuk mengukur parameter ini dengan sistem 2 out of 3 untuk sinyal trip SPR sebagai pembatas minimum aliran pendingin.

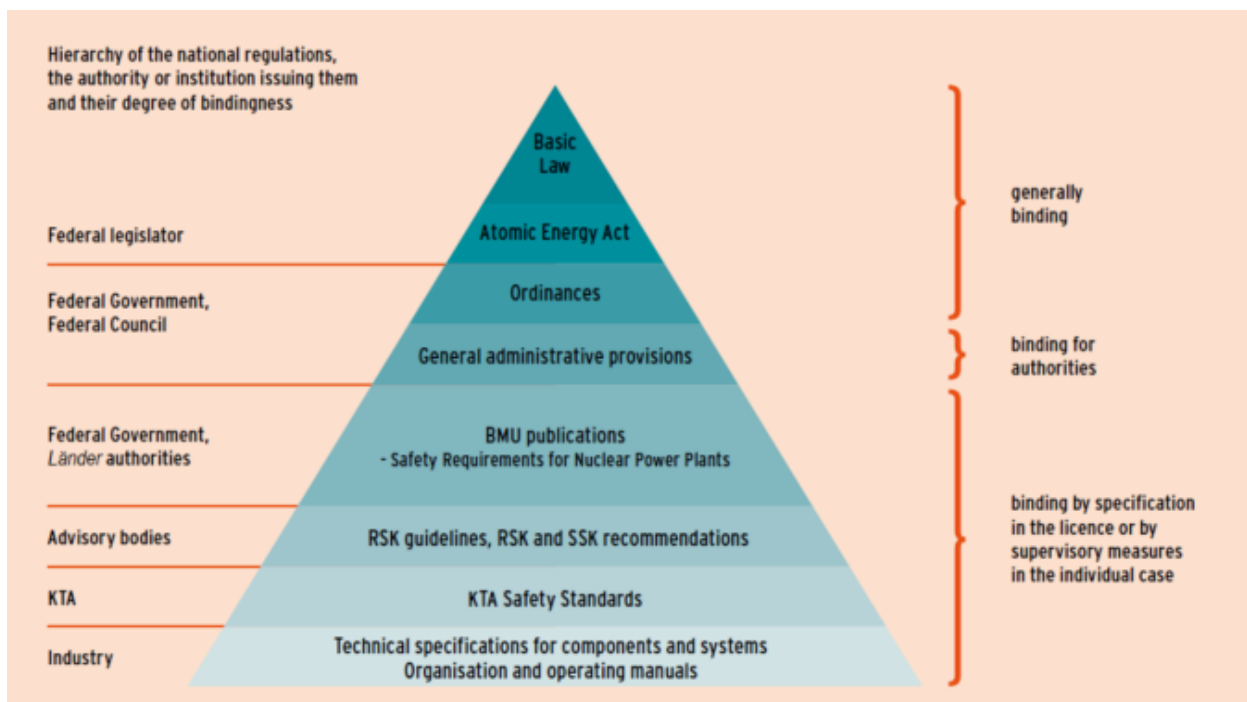
Suhu luaran penukar bahan digunakan sebagai sinyal trip SPR untuk memproteksi batas suhu melalui pengukuran dengan sensor suhu yang terletak di dalam primary cell dalam pipa aliran balik. Sensor detektor suhu resistan (PT100) dengan jangkauan pengukuran 20~80 °C untuk trip sinyal melalui luaran dari transduser 0-20 mA. Voting sinyal trip adalah 2 out of 3. Posisi katup isolasi sistem primer diukur untuk sinyal trip SPR dengan redundansi 3 untuk setiap katupnya, melalui voting sinyal trip 2 out of 3. Titik pengukuran berada di daerah terusan pasak sayap isolasi di dalam ruang katup (lengthened shaft of the

isolating flap inside the valve chamber). Posisi tersebut dipantau oleh perangkat sensor induktif untuk mengetahui perubahan sudut penggerak katup. Secara lengkap kinerja SPR RSG-GAS dapat direpresentasikan dengan catatan gangguan sistem yang menyebabkan reaktor menjadi SCRAM .

2. Ketentuan/Regulasi, Codes and Standards Desain SPR

Vendor dan desainer RSG-GAS adalah Interatom Jerman, sehingga semua ketentuan dan codes and standards dalam pengembangan sistem-sistem RSG-GAS mengacu dari negara asal yaitu Jerman. Kerangka legislasi dan herarki regulasi bidang

nuklir di Jerman, disajikan pada Gambar 2, yang tertinggi adalah Atomic Act (Atomgesetz), Radiation Protection Regulation, BMI (Bundesminister des Innern) - Safety Criteria and Guidelines of Nuclear Reactor Safety Commission, Design Rules of Nuclear Technology Commission atau Nuclear Safety Standards Commission (KTA-rules), Conventional Standards (DIN/EN, TRD. AD 2000, dll). BMI sebagai Kementerian yang memiliki kewenangan mengatur dan bertanggungjawab terhadap segala kegiatan keselamatan nuklir dan proteksi radiasi [8-10].



Gambar 2. Herarkhi Legislasi dan Regulasi Tenaga Atom Jerman [11]

Konsep dasar keselamatan dan proteksi radiasi dalam pemanfaatan energi nuklir di Jerman difokuskan untuk pengendalian reaktivitas, pendinginan bahan bakar nuklir, pengendalian penyebaran dan pembatasan paparan bahan radioaktif.

Klasifikasi keselamatan di bidang nuklir di Jerman dibagi berdasarkan fungsi keselamatan SSK pada instalasi, dan ditentukan menurut batasan radiologis oleh Radiation Protection Regulation. Kriteria standar KTA dan ketentuan / standar industri, termasuk ASME dan aturan domestik. Sebagai contoh untuk kelas keselamatan K1 berkaitan dan sejajar dengan kelas keselamatan 1 (SC1) versi IAEA. Kelas keselamatan K2 berkaitan dengan SSC2 dan SSC3 versi kelas keselamatan IAEA. Kelas keselamatan di bawahnya K3 untuk reaktor daya atau FR2 untuk reaktor riset berkaitan dengan NNS pada ketentuan IAEA dan seterusnya. Klasifikasi keselamatan tersebut disajikan pada Gambar 3.

NPP Safety Classification and transfer to research		
K1	Primary Circuit	FRM II Classification
K1	Auxiliary systems Connecting to primary systems	FK 1
K1	Auxiliary systems Radioactive	FK2
K1	Auxiliary systems	FK3
K1	Non nuclear systems	Non nuclear components

Gambar 3. Klasifikasi Keselamatan SSK Instalasi Nuklir [9].

Ketentuan/regulasi, codes & standards dalam pengembangan desain SPR RSG-GAS menganut sistem Jerman sebagai Kelas Keselamatan K1. Standar yang digunakan untuk desain SPR adalah KTA-3501, Reactor Protection System and Monitoring Equipment of the Safety System [12]. Dasar desain SPR RSG-GAS merupakan persyaratan dasar desain SPR yang harus dipenuhi berdasarkan standar KTA-3501 ini.

Persyaratan SPR harus dipenuhi sejak tahapan desain, pemilihan kualitas peralatan, instalasi dan pengujian beserta persyaratan komponennya yang dinyatakan dalam ringkasan kriteria desain, persyaratan

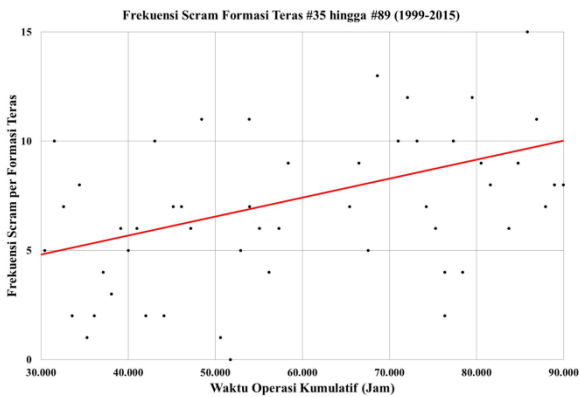
kualitas dan jaminan mutu dan persyaratan dasar tentang kemampuan fungsional SPR. SPR bersama-sama dengan peralatan sistem keselamatan aktif maupun pasif harus didesain, difabrikasi, dan dioperasikan sedemikian sehingga mencegah adanya kegagalan yang dapat menyebabkan kejadian (failure inducing events)

Dasar desain SPR berbasis pada pencegahan terjadinya sekuensi kejadian (chains of events) dan efek konsekuensinya (consequential effects). Sekuensi kejadian melibatkan pelepasan energi panas dari reaktor melebihi batas yang ditetapkan, pelemahan pemindahan bahang dari reaktor, dan pelepasan radioaktivitas. Pencegahan terjadinya efek konsekuensi lepasan radioaktivitas yang melebihi nilai tertentu yang ditetapkan atau jika dapat memicu sekuensi kejadian yang memberikan konsekuensi serupa yaitu (a) pelepasan bahan radioaktif atau energi termal dari elemen bakar ke pendingin; (b) pelepasan bahan radioaktif atau energi termal dari komponen bertekanan sistem pendingin reaktor (*core coolant pressure boundary*) ke pengungkung (containment), (c) pelepasan bahan radioaktif dari pengungkung ke lingkungan; dan (d) pelepasan bahan beracun mudah terbakar atau meledak.

3. Kinerja dan Riwayat SCRAM Sistem Proteksi Reaktor

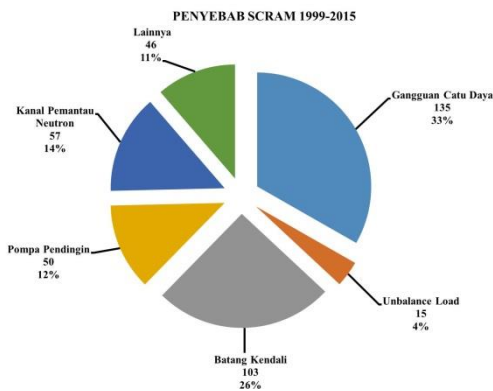
Data utama SCRAM RSG-GAS tercatat pada log-book operasi reaktor, yang juga mendokumentasikan semua peristiwa yang terjadi selama operasi reaktor. Pada log-book tersebut dicatat berbagai parameter operasi antara lain tanggal operasi, lama operasi, faktor catu daya dengan penyebab PLN drop, SBO dan gangguan HV, Control Rod Drop, pompa primer, penyebab sekunder dan lain-lain penyebab sekunder. Bahan ini dijadikan sumber utama untuk mendapatkan data kegagalan operasi atau SCRAM SPR. Meskipun telah didapat catatan operasi reaktor sejak formasi teras No. 35 yang beroperasi dari 28 April 1999 hingga 28 Juli 1999; hingga formasi teras ke 89 yang beroperasi dari 23 September 2015 hingga 24 Desember 2014, namun perlu penelaahan lebih lanjut dari data yang tercatat secara lebih teliti dan mendalam, sehingga data yang diperoleh bersifat lebih sah [13]. Gambar 4 menunjukkan frekuensi gangguan operasi reaktor yang menyebabkan SCRAM otomatis periode tahun 1999 sampai dengan 2015. Frekuensi kegagalan tertinggi terjadi pada tahun 2005 pada formasi teras ke 55 dan 2013 pada formasi teras

ke 84, masing-masing 48 dan 46 kali, dan paling rendah terjadi selama 2006 sebanyak 6 kali. Terdapat kecenderungan frekuensi SCRAM meningkat dari tahun ke tahun seiring dengan meningkatnya waktu operasi kumulatif.



Gambar 4. Kecenderungan Frekuensi SCRAM RSG GAS 1999-2015

Analisis dari data operasi 1999 hingga 2015 selama 55 siklus, terdapat 406 kali gangguan yang menyebabkan SCRAM otomatis.



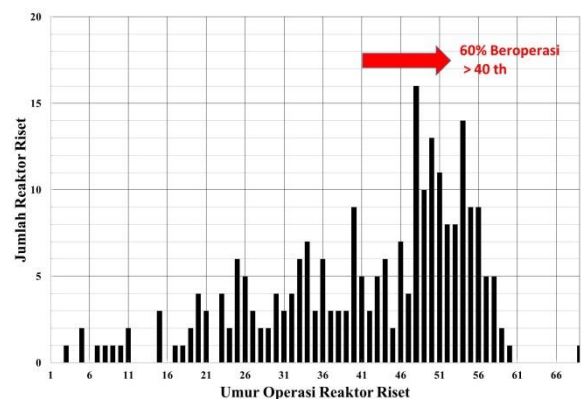
Gambar 5. Riwayat SCRAM RSG-GAS 1999-2015

Penyebab kegagalan tersebut dapat diklasifikasikan secara garis besar menjadi 6 kategori, yaitu karena gangguan catu daya sebanyak 33%, batang kendali sebesar 26%, pompa baik primer maupun sekunder sebanyak 12%, gangguan pada kanal pengukur fluks neutron sebesar 12%, gangguan karena NFL (Negatif Floating Limit) atau reactor period sebanyak 4%, dan penyebab lainnya sebanyak 11%, seperti yang ditunjukkan pada Gambar 5.

B. Analisis Basis Data Reaktor Riset Berbagai Negara

1. Negara-negara Pengoperasi Reaktor Riset

Sumber basis data reaktor riset IAEA menyatakan jumlah total reaktor riset yang telah dibangun dan dioperasikan seluruh dunia sebanyak 774 unit dan hingga saat ini tercatat masih 247 unit beroperasi, 19 unit padam (shut down) sementara, 7 unit sedang dalam konstruksi atau direncanakan, 12 unit direncanakan dibangun, 140 unit padam, dan 343 unit didekomisioning serta 8 unit yang rencananya akan dibangun namun pada akhirnya dibatalkan. Federasi Rusia tercatat mengoperasikan paling banyak reaktor riset sebesar 63 unit, disusul oleh Amerika 42 unit, China 17 unit, Jepang dan German masing-masing mengoperasikan 8 unit reaktor riset serta Kanada sebanyak 7 unit, Sisanya dioperasikan oleh berbagai negara, dengan total pemilik reaktor riset berjumlah 56 negara [14-15]. Dari 247 reaktor riset tersebut lebih dari 60% telah beroperasi selama lebih dari 40 tahun seperti yang ditunjukkan pada Gambar 6. Reaktor-reaktor yang telah beroperasi lebih dari 40 tahun tersebut tentu beberapa diantaranya telah pula menjalani proses refurbishment, sehingga pelajaran berharga dapat diambil dari pengalaman proses refurbishment tersebut dari beberapa dokumen IAEA.



Gambar 6. Distribusi Umur Operasi Reaktor Riset

Reaktor riset tersebut mayoritas dipakai untuk fasilitas pendidikan dan pelatihan sebesar 71%, untuk analisis aktivasi neutron sebesar 52%, produksi radioisotop 40% terutama untuk produksi Mo-99 untuk radioisotop kepentingan medik Tc-99m, radiografi neutron sebesar 29%, dan sebagai fasilitas iradiasi untuk uji material dan bahan bakar nuklir sebanyak

24% serta berbagai aplikasi lain, seperti yang ditunjukkan pada Tabel 1.

Tabel 1. Distribusi Aplikasi Reaktor Riset

Riset	Aplikasi Reaktor	Jumlah Reaktor Riset Terlibat	Reaktor Riset yg Terlibat/Operasi (%)
Pendidikan & Pelatihan		176	71
Analisis Neutron	Aktivasi	128	52
Produksi Radioisotop		98	40
Radiografi Neutron		72	29
Uji Material/bahan bakar/irradiation		60	24
Hamburan Neutron		50	20
Pengukuran Nuklir	Data	42	17
Dopan Si		30	12
Geokronologi		26	11
Gem coloration		21	9
Terapi Neutron		19	8
	Dan lain-2	140	56

Berdasarkan ukurannya reaktor riset dapat dibagi dalam kelompok reaktor riset kecil, menengah dan besar berdasarkan ukuran dayanya atau pun besar fluks neutronnya seperti tertera dalam Tabel 2 dan Tabel 3.

Tabel 2. Ukuran Reaktor Riset Berdasarkan Daya

Ukuran Riset	Reaktor Daya	Jumlah Populasi
Kecil	< 1 kW	71
Sedang	1 kW < P < 1 MW	76
Besar	P > 1 MW	117

Tabel 3. Ukuran Reaktor Riset Berdasarkan Fluks

Ukuran Riset	Reaktor Fluks (n/cm ² /dt)	Jumlah Populasi
Kecil	Fluks < 1012	137
Sedang	1012 <Fluks < 1014	93
Besar	Fluks > 1014	55

2. Klasifikasi Sistem Keselamatan

SPR termasuk sistem keselamatan reaktor. Dengan memahami sistem keselamatan yang dianut oleh negara-negara pengoperasi reaktor riset dapat membantu memahami landasan klasifikasi sistem keselamatan dan sistem regulasi yang diterapkan di negara tersebut. Berdasarkan analisis informasi dari basis data negara pengoperasi reaktor riset tersebut dipilih berbagai negara yang paling banyak mengoperasikan reaktor riset untuk dipakai sebagai pembandingan penerapan codes & standards desain reaktor riset khususnya SPR terhadap ketentuan yang berlaku secara internasional mau pun IAEA. SPR adalah termasuk sistem keselamatan, maka dengan membandingkan klasifikasi ketentuan keselamatan yang dianut negara tertentu, dapat pula dipakai sebagai indikasi bagaimana SPR diberbagai negara yang dipilih tersebut harus memenuhi ketentuan, codes and standards yang berlaku di rezim peraturan negara tersebut. Tabel 4 menunjukkan hasil perbandingan klasifikasi sistem-sistem reaktor riset yang berlaku secara internasional maupun dari negara-negara antara lain Rusia, Amerika, China, Perancis, German, dan Jepang yang termasuk negara-negara pengoperasi reaktor riset terbanyak [16].

Tabel 4. Perbandingan Klasifikasi Sistem

Standar Internasional/ Nasional	Klasifikasi sistem yang penting untuk keselamatan			
IAEA-NS-R-1	Sistem yang penting untuk Keselamatan		Sistem Terkait Keselamatan	Sistem yang penting untuk Keselamatan
	Sistem Keselamatan			Sistem yang tidak penting untuk Keselamatan
Fungsi Sistem IEC 61226	Sistem yang penting untuk Keselamatan			Tidak terklasifikasi
	Kategori A	Kategori B	Kategori C	
	Klas 1	Klas 2	Klas 3	
Federasi Rusia	Klas 2		Klas 3	Klas 4 (sistem tidak penting untuk keselamatan)
USA dan IEEE	Sistem yang penting untuk keselamatan			Bukan sistem keselamatan nuklir
	Sistem Keselamatan, Terkait Keselamatan atau Klas 1E		Tidak spesifik disebutkan	
China	-	-	-	-
Perancis N4	1E	2E	SH	Penting untuk keselamatan
European Utility Requirement	F1A (Auto)	F1B (Auto and manual)	F2	Tidak terklasifikasi
Jepang	PS1/MS1	PS2/MS2	PS3/MS3	Bukan Sistem Keselamatan Nuklir
Jerman	Kategori E1	Kategori E2		Kategori E3

Klasifikasi sistem ini juga berlaku untuk reaktor daya yang memiliki daya besar. Pada reaktor riset berukuran besar (lebih dari beberapa puluh MWth), berdasarkan rekomendasi NS-R-4 Safety of Research Reactors, ketentuan codes & standards reaktor daya dapat diberlakukan untuk reaktor riset berdaya besar tersebut [4]. SPR termasuk sistem keselamatan, karenanya klasifikasi di masing-masing negara haruslah memenuhi ketentuan, codes and standards menurut kriteria kelas sistem keselamatan, baik itu berupa komponen, catu daya pemasok listrik dan ketentuan catu daya darurat maupun klasifikasi sismik dan kualitasnya yang sepadan.

3. Ketentuan, Codes & Standards Reaktor Riset

Pada tataran internasional biasanya mengacu pada codes & standards ISO dan untuk sektor nuklir mengikuti IAEA. Terdapat 2 buah pedoman standar keselamatan IAEA yang terkait langsung dengan sistem proteksi reaktor yaitu IAEA NS-R-4 Safety of Research Reactor [4] dan IAEA SSR-2/1 Safety of Nuclear Power Plants : Design [17]. Ketentuan yang diacu memenuhi kriteria dalam kedua dokumen tersebut. Untuk codes & standards internasional berbasis ISO terdapat 2 kelompok yang perlu dirujuk yaitu ISO/TC 85/SC 6 tentang Reactor Technology dan ISO/TC 85/SC 2 tentang Radiological Protection. Berikut disarikan butir-butir ketentuan berdasarkan rangkuman dari kedua dokumen IAEA tersebut. Persyaratan utama keselamatan desain SPR reaktor riset bahwa sistem SPR harus otomatis dan independen terhadap sistem-sistem lainnya. Harus tersedia pula sinyal trip manual yang menghubungkan ke input SPR. SPR harus didesain secara otomatis mampu menginisiasi tindakan protektif yang diperlukan untuk menghentikan kejadian yang akan mengganggu keselamatan dalam rentang kejadian awal

terpostulasikan. Kemungkinan adanya kegagalan fungsi SPR yang diakibatkan oleh adanya kegagalan tunggal bagian komponennya, harus diperhitungkan dalam desain agar memenuhi persyaratan keandalan fungsi SPR.

Dokumen IAEA SSR-2/1 [17] mensyaratkan bahwa instalasi reaktor daya harus menyediakan SPR yang mampu untuk mendeteksi kondisi tidak aman instalasi dan menginisiasi tindakan keselamatan secara otomatis dengan cara mengaktuasi sistem-sistem keselamatan yang diperlukan untuk mencapai dan menjaga kondisi keselamatan instalasi dengan menghentikan kejadian awal terpostulasi secara selamat. SPR disyaratkan harus didesain agar: 1) mampu melaksanakan langkah-langkah menuju kondisi selamat bila terdeteksi kondisi tak aman dengan mengesampingkan sistem kendali; 2) dengan karakteristik gagal-selamat untuk mencapai kondisi instalasi yang aman pada saat terjadi kegagalan sistem proteksi. SPR didesain harus dapat mengakomodasi tindakan operator secara manual dengan keandalan yang memadai dengan mempertimbangkan: 1) ketersediaan/kecukupan waktu; 2) ketersediaan informasi yang sesuai dan yang telah diproses dan ditampilkan; 3) kemudahan diagnosis dan kejelasan tindakan; dan 4) kemudahan operasional bagi operator.

Desain SPR perlu pula mempertimbangkan ketentuan adanya fasilitas untuk menginisiasi pemadaman reaktor dari lokasi di luar fasilitas reaktor (remote shutdown system) yang ditentukan. Sistem proteksi reaktor harus dirancang sedemikian rupa sehingga tindakan otomatis yang diperlukan, sekali telah dimulai, tidak pernah dapat dihambat, dicegah atau dibatalkan secara manual oleh operator melalui tindakan manual dan tidak ada tindakan manual yang diperlukan segera setelah terjadi pemadaman. SPR harus dirancang, sekali tindakan protektif telah dimulai secara otomatis oleh sistem proteksi reaktor, harus dapat berlangsung sampai selesai. SPR didesain agar tidak dapat mengeset ulang dan kembali ke kondisi operasi secara otomatis, setelah reaktor SCRAM. Bypass interlock dan trip RPS harus dievaluasi secara hati-hati, dengan cara yang tepat untuk melindungi sistem interlock dan trip yang penting untuk keselamatan untuk tidak dapat dibypass.

SPR harus didesain menggunakan prinsip-prinsip redundansi dan independensi yang memadai agar dapat dimastikan bahwa tidak akan ada kegagalan tunggal yang dapat mengakibatkan hilangnya kemampuan tindakan protektif otomatis. Teknik desain

seperti penggunaan fitur gagal-selamat dan keragaman harus digunakan dalam praktek seluas-luasnya, untuk mencegah hilangnya fungsi protektif reaktor. Tindakan protektif yang tepat harus dirancang untuk dimulai secara otomatis. SPR harus dirancang agar dapat membawa reaktor ke kondisi aman dan mempertahankannya dalam kondisi selamat, sekalipun bila SPR sedang mengalami kegagalan dengan penyebab sama (misalnya kegagalan perangkat keras atau kegagalan akibat proses penuaan atau faktor manusia). Semua komponen penyusun SPR didesain harus dapat diuji keandalan atau kemampuan fungsionalnya. SPR dirancang agar besaran titik pengesetan (set point) harus dapat ditentukan dengan margin antara titik awal (inisiasi) dan batas keselamatan sedemikian sehingga tindakan yang diawali oleh SPR akan dapat mengendalikan proses sebelum batas keselamatan tercapai.

Faktor-faktor yang mempengaruhi besaran penetapan nilai margin adalah 1) keakuratan instrumentasi; 2) ketakpastian kalibrasi; 3) pergeseran instrumen dan; 4) waktu respon instrumen dan sistem. Apabila desain SPR menggunakan sistem berbasis komputer, persyaratan berikut harus diterapkan 1) hardware dan software berkualitas tinggi dan memanfaatkan praktik terbaik yang telah ada; 2) proses pengembangan desain SPR secara keseluruhan, meliputi pengendalian, pengujian dan komisioning perubahan desain, harus terdokumentasikan sistematis dan dapat direviu/ditinjau; 3) untuk mengkonfirmasi keandalan sistem berbasis komputer, harus dilakukan oleh tenaga ahli yang independen dari para desainer dan pemasok komponen. Apabila penilaian integritas desain RPS berbasis komputer tidak dapat ditunjukkan dengan ukuran tingkat kepercayaan yang tinggi, maka desain kebaragaman dapat digunakan untuk menjamin pemenuhan fungsi proteksi yang harus disediakan.

SPR harus tersedia dalam instalasi reaktor daya yang berfungsi untuk mendeteksi kondisi tidak aman instalasi dan menginisiasi tindakan keselamatan secara otomatis dengan mengaktifkan sistem-sistem keselamatan yang diperlukan untuk mencapai dan menjaga kondisi keselamatan instalasi (menghentikan kejadian awal terpostulasi). Sistem proteksi reaktor daya harus didesain agar: 1) mampu melaksanakan langkah-langkah tertentu untuk menghindari kondisi tak selamat dengan mengesampingkan sistem kontrol; 2) dengan karakteristik gagal-selamat untuk mencapai kondisi instalasi yang aman pada saat terjadi kegagalan

sistem proteksi. Persyaratan desain SPR reaktor daya adalah: 1) harus dapat mencegah tindakan operator yang dapat membahayakan efektivitas sistem proteksi dalam kondisi operasi dan dalam kondisi kecelakaan, tapi tidak melawan tindakan operator yang benar dalam kondisi kecelakaan; 2) harus mengotomatisasi berbagai tindakan keselamatan untuk mengaktifkan sistem keselamatan sehingga tidak diperlukan tindakan operator dalam jangka waktu dibenarkan dari timbulnya kejadian operasi terantisipasi atau kondisi kecelakaan; dan 3) harus dapat memberikan ketersediaan informasi yang relevan kepada operator untuk memantau pengaruh dari tindakan otomatis tersebut.

C. Evaluasi Ketentuan/Regulasi, Codes and Standards untuk Refurbishment SPR

1. Ketentuan/Regulasi SPR di Indonesia

Refurbishment SPR harus mengikuti ketentuan persyaratan keselamatan rezim regulasi di Indonesia yang diatur melalui peraturan-peraturan pemerintah dan Kepala BAPETEN. Tujuan adalah agar setiap kegiatan yang berkaitan dengan pemanfaatan tenaga nuklir wajib memperhatikan keselamatan, keamanan dan ketenteraman, kesehatan pekerja dan anggota masyarakat serta perlindungan terhadap lingkungan hidup.

Beberapa peraturan pemerintah yang terkait dengan keselamatan radiasi/proteksi radiasi yang perlu dipertimbangkan dalam kegiatan refurbishment SPR adalah sebagai berikut [18-21]: 1) Peraturan Pemerintah Nomor 2 Tahun 2014 tentang Perizinan Instalasi Nuklir dan Pemanfaatan Bahan Nuklir; 2) Peraturan Pemerintah Nomor 54 Tahun 2012 tentang Keselamatan Dan Keamanan Instalasi Nuklir; 3) Peraturan Pemerintah Nomor 33 Tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif; dan 4) Peraturan Pemerintah Nomor 43 Tahun 2006 tentang Perizinan Reaktor Nuklir.

Sedangkan beberapa Perka BAPETEN yang berkaitan dengan refurbishment SPR RSG-GAS: 1) Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 8 Tahun 2012 tentang Penyusunan Laporan Analisis Keselamatan Reaktor Nondaya; 2) Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 6 Tahun 2012 tentang Desain Sistem Yang Penting Untuk Keselamatan Berbasis Komputer pada Reaktor Daya; 3) Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 5 Tahun 2012 tentang Keselamatan Dalam Utilisasi dan Modifikasi Reaktor Nondaya; 4) Peraturan Kepala

BAPETEN Nomor 5 Tahun 2011 tentang Ketentuan Perawatan Reaktor Nondaya; 5) Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 2 Tahun 2011 tentang Ketentuan Keselamatan Operasi Reaktor Nondaya; dan 6) Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 1 Tahun 2011 tentang Ketentuan Keselamatan Desain Reaktor Nondaya; serta 7) Peraturan Kepala BAPETEN No. 8 Tahun 2008 tentang Ketentuan Keselamatan Manajemen Penuaan Reaktor Nondaya, yang diurutkan berdasarkan tahun terbitnya. Dalam tahapan kegiatan refurbishment SPR, ketentuan Perka nomor 3-5, dan 7 adalah yang paling penting untuk diperhatikan dan dipakai sebagai persyaratan umum dan petunjuk yang harus diikuti dalam pelaksanaan kegiatan refurbishment.

Dasar desain SPR reaktor riset dijelaskan dalam persyaratan desain reaktor riset yang tertuang dalam Perka BAPETEN No. 1 Tahun 2011 tentang Ketentuan Keselamatan Desain Reaktor Nondaya. SPR reaktor nondaya harus didesain untuk mampu menginisiasi tindakan protektif otomatis menghentikan kejadian awal terpostulasi secara selamat; bila terjadi kegagalan tunggal SPR harus tetap mampu menginisiasi tindakan proteksi; dan bila tidak terinisiasi maka SPR memproses tindakan protektif hingga selesai dan tidak dapat dihalangi operator; sertardak membutuhkan tindaan operator beberapa saat setelah kecelakaan terjadi. Selain itu SPR harus didesain mampu untuk dioperasikan secara manual, diinisiasi untuk SCRAM dari tempat lainnya yang ditetapkan, dan tidak melakukan pengesetan ulang secara otomatis [22].

Data statistik tentang penetapan SNI oleh BSN menunjukkan per Mei 2016 berjumlah 10.708 dokumen SNI. Namun hanya terdapat 9 buah SNI yang terkait dengan keselamatan nuklir, namun tidak ada satu pun standar yang berhubungan dengan pengembangan desain SPR [23]. Dengan demikian terdapat kekosongan standar berkaitan dengan desain SPR nondaya. Perka BAPETEN No. 1 tahun 2011 tentang Ketentuan Keselamatan Desain Reaktor Nondaya dalam pasal 14, dapat dijadikan solusi dalam hal tidak tersedia ketentuan, codes dan standar di Indonesia untuk SSK, yang mewajibkan pemegang izin (PI) harus menerapkan ketentuan, codes dan standar terkini yang berlaku untuk SSK yang serupa dari negara pemasok [22].

2. Ketentuan/regulasi Sistem Proteksi Reaktor di Beberapa Negara Lain

Analisis basis data negara-negara pemilik reaktor riset terbanyak menunjukkan urutan negara Rusia, USA, China, Jepang, Jerman dan Canada. Dalam sistem legislasi dan regulasi tenaga atom, Rusia menempatkan herarkhi tertinggi Legislative Act yang terdiri dari Constitution, Interational Agreement - Federal Laws, President Act dan Governmental Decrees, yang disusul pada tingkat kedua oleh berbagai peraturan (regulation document) berupa standar-standar pemerintah federal dan peraturan-peraturan di bidang pemanfaatan tenaga atom, peraturan administratif pemerintah, dan dokumen-dokumen pedoman, dan yang paling bawah adalah dokumen rekomendasi berupa pedoman keselamatan dan standar nasional, standar perusahaan manufaktur [11]. Standar yang berlaku di Rusia tidak banyak dikenal secara luas.

Di Amerika sistem legislasi dan Energi Nuklir meliputi a) Atomic Energy Act of 1954, as Amended (P.L. 83-703); b) Energy Reorganization Act of 1974, as Amended (P.L. 93-438); dan c) Nuclear Regulatory Legislation: 109th Congress 1980 (Volume 1, No. 7, Rev. 1, 2nd Session), and (Volume 2, No. 7, 1st Session). Pada tingkat kedua berupa regulasi yang penting terkait dengan keselamatan pemanfaatan energi nuklir tertuang dalam 10 CFR - Code of Federal Regulations, terutama Appendix A to Part 50 - General Design Criteria for Nuclear Power Plants [24]

Codes & standards yang harus diterapkan dalam SPR reaktor daya di Amerika secara lebih rinci dapat diuraikan sebagai berikut [25]:

Ketentuan US NRC Regulations

- 10CRF Part 50, Appendix A, GDC 13, Instrumentation and Control
- 10CRF Part 50, Appendix A, GDC 18, Inspection and Testing of Electric Power Systems
- 10CRF Part 50, Appendix A, GDC 20, Protection System Functions
- 10CRF Part 50, Appendix A, GDC 21, Protection System Reliability and Testability
- 10CRF Part 50, Appendix A, GDC 22, Protection System Independence
- 10CRF Part 50, Appendix A, GDC 23, Protection System Failure Modes
- 10CRF Part 50, Appendix A, GDC 24, Sepatarion of Protection and Control Systems
- 10CRF Part 50, Appendix A, GDC 25, Protection Control System Reduncuncy and Capability

Ketentuan US NRC Regulatory Guides

- 1.22, Periodic Testing of Protection System Actuation Functions
- 1.47, Bypassed and Inoperable Status Indication for Nuclear Power Plant Safety System
- 1.53, Application of Single Failure Criterion to Nuclear Power Plant Protection Systems
- 1.62, Manual Initiation of Protective Actions
- 1.89, Qualification of Class 1E Equipment for Nuclear Power Plants
- 1.97, Instrumentation for Light Water Cooled Nuclear Power Plants to Assess Plant conditions During and following an Accident
- 1.118, Periodic Testing of Electric Power and protection Systems
- 1.153, Criteria for Power, Instrumentation, and Control Portions of Safety Systems
- 1.72, Physical Independence of Electrical Systems

Branch Technical Positions

- BTP-ICSB-12, Protection System Trip Point Changes for Operating with Reactor Coolant Pumps out of Service
- BTP-ICSB-21, Guidance for Application of Regulatory Guide 1.47
- BTP-ICSB-22, Guidance for Application of Regulatory Guide 1.22
- BTP-ICSB-26, Requirement for Reactor Protection System Anticipatory Trips

Standar IEEE

- IEEE-279 (1971), Criteria for Protection System for Nuclear Power Generating Stations
- IEEE-308 (2012), Criteria for Class 1E Power System for Nuclear Power Generating Stations
- IEEE-344 (2013), Recommended Practices for Seismic Qualification of Class 1E equipment for Nuclear Power Generating Stations
- IEEE-323 (2003), Qualification Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations

- IEEE-379 (2014), Standard Application of Single-Failure Criterion to Nuclear Power Generating Stations
- IEEE-384 (2008), Standard Criteria for Independence of Class 1E equipment and Circuits
- IEEE-603 (1998), Standard Criteria for Safety Systems for Nuclear Power Generating Stations
- IEEE-1012 (2004), Standard for Software Verification and Validation
- IEEE-1205 (2014), Guide for Assessing, Monitoring, and Mitigating Aging Effects on Electrical Equipment Used in Nuclear Power Generating Stations and Other Nuclear Facilities.

China yang mengoperasikan 17 reaktor riset dan paling agresif membangun reaktor daya saat ini, menganut hierarki legislasi dan regulasi tenaga nuklir dengan mengadopsi dokumen internasional IAEA, dengan menempatkan Nuclear Safety Act pada hierarki teratas. Selanjutnya pada tingkat kedua, Administrative Regulations of the State Council meliputi [26-28]:

- 1.Regulations on Surveillance and Control of Civilian Nuclear Installations, HAF001, 1986;
- 2.Regulations on Safety for Nuclear Power Plant Design, HAF102, 1991; dan
- 3.Regulations on Safety for Nuclear Power Plant Operation, HAF103, 1991.

Pada tingkat ketiga yaitu standar berupa National Standards China (GB) dan standar industri (NB, EJ, DLC) China banyak mengadopsi berbagai ketentuan dengan mengadopsi dan mengembangkan standar-standar Amerika meliputi ASME, ANSI, IEEE, IEC dan juga mengembangkan sendiri berdasarkan pengalaman dalam RCC-M [29].

Jepang yang tercatat telah mengoperasikan 8 reaktor riset, menempatkan landasan legislasi pemanfaatan energi nuklir sangat kuat dalam Convention on Nuclear Safety National of Japan. Pada tataran regulasi di tingkat standar, Jepang pada awalnya banyak mengacu/mengadopsi standar-standar dari Amerika terutama terutama ASME, ANSI dan IEEE namun kemudian mengembangkan sendiri. Standar terkait dengan desain SPR dan penuaan yang dikembangkan di Jepang banyak mengadopsi standar yang dikembangkan di Amerika dengan nomenklatur Jepang JIS [30].

Jerman yang mengoperasikan 8 reaktor riset, memiliki rezim regulasi tersendiri berupa ketentuan dan standar industri yang telah dikembangkan sejak lama. Sistem herarkhi legislasi dan regulasi Jerman, menempatkan Atomic Energy Act sebagai landasan tertinggi dalam undang-undang tentang tenaga atom, dan ordinansi seperti Radiation Protection Ordinance berada di tingkat ke dua. Selanjutnya pada herarkhi tingkat 3 adalah Safety Codes and Administrative Regulations yang misalkan berupa Safety Criteria for Nuclear power Plants dan RSK-Guidlines for PWR dan BWR. Pada tingkat ke empat berupa technical Rules yang berisi antara lain standard TDR, AD, DIN dan ketentuan KTA. Selanjutnya pada tingkat terbawah baru berupa Specifications for Lisencing antar lain berupa Specifications for Components and System [31-34]. Hasil analisis menunjukkan bahwa standar yang terkait langsung dengan proses kegiatan refurbishment SPR adalah [12,35]:

1. KTA 3501 (1985-06), Reactor Protection System and Monitoring Equipment of the Safety System, German, 1985.
2. KTA 3506 (2012-11) System Testing of the Instrumentation and Control Equipment Important to Safety of Nuclear Power Plants

Jerman memiliki sistematika peraturan perundangan bidang keselamatan nuklir juga mirip dengan Amerika, namun sangat terlihat unsur-unsur kepraktisan yang dituangkan dalam regulasi keselamatan nuklir.

3.Kekosongan Ketentuan, Code and Standards untuk Refurbishment SPR

Hasil pembahasan ketentuan, codes and standards di atas menunjukkan bahwa pola herarkhi legislasi dan regulasi menunjukkan kemiripan antara negara Rusia, Amerika, China, Jepang, dan Jerman, dengan menempatkan undang-undang tenaga atom/nuklir untuk tujuan pemanfaatan maksud-maksud damai pada posisi tertinggi. Selanjutnya pada tingkat kedua diikuti regulasi pemerintah tentang ketentuan keselamatan pemanfaatan nuklir. Pada tingkat ke tiga yaitu pada regulasi standar industri terdapat beberapa perbedaan. China dan Jepang menyerupai beberapa ketentuan internasional IAEA pada tingkat herarkhi regulasi pertama dan kedua. Sedangkan pada tingkat ketiga banyak mengadopsi berbagai standar yang dikembangkan di Amerika seperti ASME, IEEE, ANSI dan lain-lain. Jerman memiliki standar sendiri yang

dinamakan standar KTA yang telah spesifik dapat dirujuk untuk kegiatan desain atau pun refurbishment SPR.

Regulasi di Indonesai sudah cukup memadai untuk pelaksanaan kegiatan refurbishment SPR pada herarkhi legislasi dan regulasi pada tingkat pertama dan kedua yaitu telah adanya landasan legislasi undang-undang ketenaganukliran yang telah dilengkapi dengan 4 buah peraturan pemerintah dan 7 Perka BAPETEN, namun belum ada standar yang mengatur tentang ketentuan yang lebih operasional pada tingkat implementasi. Kekosongan ini dapat diatasi dengan penerapan Perka BAPETEN No. 1 tahun 2011 tentang Ketentuan Keselamatan Desain Reaktor Nondaya melalui penerapan codes & standards yang berasal dari negara pemasok [22]. Dalam hal refurbishment SPR, karena RSG GAS didesain dan dibangun oleh Inter Atom Jerman, maka direkomendasikan menggunakan standar KTA 3501 dan KTA 3506 yang terkait langsung dengan proses desain dan uji SPR. Standar-standar yang digunakan di Amerika dan diadopsi oleh China dan Jepang untuk kegiatan desain dan proses verifikasi dan validasi instrumentasi dan kendali, serta untuk analisis, pemantauan dan mitigasi pengaruh penuaan SSK elektrikal [36] untuk SPR yang terdiri dari 9 buah standar IEEE yang disebutkan di atas menjadi perlu menjadi acuan dalam pelaksanaan refurbishment SPR agar memudahkan untuk mendapatkan rekomendasi perizinan operasi SPR hasil refurbishment.

Dasar desain SPR untuk beberapa negara yang kebanyakan mengadopsi ketentuan, codes & standards Amerika, dapat dijelaskan sebagai berikut. Secara prinsip SPR didesain untuk proteksi tepat waktu terhadap mulainya dan/atau konsekuensi terhadap kondisi yang dapat mengancam integritas bahan bakar, kelongsong bahan bakar dan komponen bertekanan sistem pendingin reaktor (reactor coolant pressure boundary). Desain dasar keselamatan (safety design bases) SPR mendasarkan pada regulasi 10CRF50 appendix A dan IEEE-279 meliputi [24,37]: 1) menginisiasi trip secara otomatis (SCRAM) untuk (a) mempertahankan integritas bahan bakar dan kelongsong bahan bakar nuklir; (b) menginisiasi trip secara otomatis untuk mempertahankan integritas seluruh bagian dari komponen bertekanan sistem pendingin reaktor (reactor coolant pressure boundary); (c) meminimalkan pembangkitan bahang (generating of heat) yang harus diserap dan dipindahkan dari komponen bertekanan sistem pendingin reaktor setelah

terjadi kecelakaan dan transien; 2) SPR menyediakan sinyal insiasi untuk trip yang terpisahkan atau independen dari sistem trip otomatis yang memungkinkan operator melakukan eksekusi trip; dan 3) SPR menetapkan mode operasi reaktor [25,38]

IV. KESIMPULAN

Dasar desain SPR RSG GAS yang dipasok dan didesain oleh Inter Atom – Jerman, berbasiskan pada standar KTA-3501 yaitu berupa kriteria dasar desain SPR, persyaratan kualitas dan jaminan mutu dan kemampuan fungsional SPR. Dasar desain SPR menempatkan pencegahan terjadinya sekuensi kejadian dan efek konsekuensinya menjadi perhatian utama dalam standar ini. Pencegahan sekuensi kejadian oleh SPR melalui pencegahan pelepasan energi panas yang melebihi batas yang ditetapkan, pelemahan kinerja pemindahan bahan dari reaktor dan pelepasan radioaktifitas. Efek konsekuensi lepasan radioaktivitas dari batas yang ditetapkan melalui pencegahan pelepasan bahan radioaktif atau energi termal dari elemen bakar ke sistem lainnya hingga ke lingkungan. Tidak terdapat perbedaan mendasar tentang dasar desain SPR dari berbagai rezim regulasi berbagai negara. Implementasi dasar desain SPR ditunjukkan pada karakteristik instalasi SPR RSG-GAS yang terpasang. SPR mengolah 23 sinyal parameter input ke SPR termasuk SCRAM manual oleh operator. Besaran fisis yaitu parameter fluks neutron, aktivitas gamma N-16, posisi katub primer, level air kolam, laju alir pendingin, suhu luaran pemindah panas, aktiviatas gamma di suction kolam reaktor, dan posisi flaps sirkulasi alam digunakan sebagai indikator sinyal SPR. Konsep dasar desain SPR RSG-GAS telah sesuai dengan ketentuan internasional yang tertuang dalam dokumen IAEA NS-R-4. Kinerja SPR yang terekam dari 1999-2015 menunjukkan penyebab utama SCRAM adalah gangguan catu daya yang dapat disebabkan oleh gangguan listrik (SBO) dan akibat petir. Pokok-pokok ketentuan yang terkait dengan kegiatan refurbishment SPR di Indonesia telah teridentifikasi yang paling utama adalah menempatkan Perka BAPETEN No. 1 Tahun 2011 sebagai landasar utama dalam refurbishment SPR dalam pengertian refurbishment tidak boleh mengubah dasar desain SPR beserta parameternya pada instalasi RSG GAS yang telah mendapatkan izin operasin. Tidak satu pun standar industri BSN yang dapat digunakan untuk mendukung kegiatan desain atau pun refurbishment SPR.

Direkomendasikan bahwa ketentuan/regulasi, codes & standards desain SPR untuk reaktor riset dengan ukuran besar (>10 MWth) seperti RSG-GAS akan lebih baik bila juga melibatkan ketentuan/regulasi, codes dan standards yang dipakai pada reaktor daya yang dapat melingkupi fungsi-fungsi keselamatan yang lebih komprehensif. Rezim regulasi yang telah banyak diadopsi dan dipakai di banyak negara adalah yang dari US NRC beserta standar IEEE. Jepang sendiri yang telah mengadopsi dan menyempurnakan berbagai codes & standards dapat dijadikan tolok ukur pengembangan codes & standards di Indonesia, melalui pengembangan codes & standards Jerman sebagai bahan utamanya dan dilengkapi secara komplementer dengan codes & standards yang telah berlaku dan diacu oleh banyak negara. Persepadanan kelengkapan ragam codes & standards dari berbagai negara dapat dilakukan dengan membandingkan dengan lengkap dan rincinya codes & standards yang dipakai oleh Amerika. Beberapa codes & standards yang belum tersedia, kiranya dapat dijadikan acuan untuk dapat diagendakan untuk disusun secara nasional dengan mempertimbangkan dan mengupayakan konsensus pemangku kepentingan negara tersebut.

UCAPAN TERIMA KASIH

Ucapan terima kasih kami sampaikan kepada rekan kerja dan operator RSG-GAS yang telah memberikan berbagai klarifikasi rinci data laporan operasi reaktor sebagai bahan pertimbangan untuk analisis. Ucapan terima kasih kami sampaikan pula kepada Setyono Suryat, sebagai personil yang ikut terlibat dalam komisioning dan perawatan SPR sejak awal, telah memberikan penjelasan deskripsi dan pengalaman operasi perawatan SRP lebih rinci.

DAFTAR PUSTAKA

1. IAEA TECDOC-792 (1995), Management of Research Reactor Ageing, IAEA Vienna.
2. IAEA TECDOC-1402 (2004), Management of Life Cycle And Ageing At Nuclear Power Plants: Improved I&C Maintenance, IAEA Vienna.
3. IAEA TECDOC-932 (1997), Pilot Study On The Management Of Ageing Of Instrumentation and Control Cable, IAEA Vienna.
4. IAEA (2007), Safety of Research Reactors, IAEA Safety Standards Series NS-R-4, IAEA Vienna.
5. EPRI TR-10963 (1992), Browns Ferry Instrumentation and Control Upgrade Methodology, EPRI Palo Alto.

6. BATAN (1989), GA Siwabessy – MRP, Safety Analysis, Rev 7.
7. BATAN (2011), Laporan Analisis Keselamatan RGS GA Siwabessy.
8. Bieniussa K., Freund J., Reck H. (1989), *Int J. Press. Ves. & Piping* 37: 113-126.
9. Bastl W., Bock H.W. (1998), *Rel. Eng. and Saf.*, 59: 163-170.
10. Kyung Jun Kang K.J., Yoo Y.H., Kwon Y., et al. (2013), *Trans. of the Kor. Nuclear Soc. Spring Meeting*, May: 30-31, Gwangju Korea
11. ROSTECHNADZOR (2014), *Role of Regulatory Body in the Safe use of Atomic Energy, Federal Environmental, Industrial, and Nuclear Supervision Service Of Russia, Ho Chi Minh*, November 19.
12. KTA-3501 (1985), *Reactor Protection System and Monitoring Equipment of the Safety System, German*.
13. PRSG-BATAN (1999 hingga 2015), *Laporan Operasi Reaktor RSG-GAS pada Teras ke XX. (Laporan Tahunan)*
14. IAEA (2015), *Database Research Reactor*, <http://nucleus.iaea.org/RRDB/RR/ReactorSearch.aspx> diakses 22 September 2015.
15. Adelfang P. (2014), *Current Status of and Progress toward Eliminating Highly Enriched Uranium Use in Fuel for Civilian Research and Test Reactors, Main Challenges Facing Research Reactors, Meeting #1, October 23-24, The National Academy of Sciences, Washington, DC*.
16. IAEA (2010), *Core Knowledge on Instrumentation and Control Systems in Nuclear Power Plants, IAEA-Vienna*.
17. IAEA SSR-2/1 (2001), *Safety of Nuclear Power Plants : Design, IAEA Vienna*.
18. PP No. 2 Tahun 2014 tentang Perizinan Instalasi Nuklir dan Pemanfaatan Bahan Nuklir, BAPETEN
19. PP No. 54 Tahun 2012 tentang Keselamatan Dan Keamanan Instalasi Nuklir, BAPETEN.
20. PP No. 33 Tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif, BAPETEN.
21. Peraturan Pemerintah No. 43 Tahun 2006 tentang Perizinan Reaktor Nuklir, BAPETEN.
22. Peraturan Kepala BAPETEN No. 1 Tahun 2011 tentang tentang Ketentuan Keselamatan Desain Reaktor Nondaya, BAPETEN.
23. Badan Standardisasi Nasional, www.bsn.go.id diakses pada 4 Mei 2016
24. NRC, *Regulations and Standard Review Plan Concerning Radiation Protection for New Reactors, CFR - Code of Federal Regulations*, <http://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/oversight/rad-protection/reg.html> diakses 12 November 2015.
25. GE Nuclear Energy, “GE Advanced Boiling Water Reactor (ABWR) First a Kind of Engineering Program – Reactor Protection System – System Design Description”, San-Jose California, 1999.
26. *Regulations on Surveillance and Control of Civilian Nuclear Installations (1986)*, HAF001.
27. *Regulations on Safety for Nuclear Power Plant Design (1991)*, HAF102.
28. *Regulations on Safety for Nuclear Power Plant Operation (1991)*, HAF103.
29. Li F. (2014), *Progress of Modular HTGR Safety Design in China, Technical Meeting on the Safety of High Temperature Gas Cooled Reactors in the Light of the Fukushima Daiichi Accident, VIC, Vienna, Austria, April 8-11*.
30. OHASHI H. (2014), *Safety Design of HTGR By*
31. JAEA In The Light Of The Fukushima Daiichi Accident, *Technical Meeting on the Safety of High Temperature Gas Cooled Reactors in the Light of the Fukushima Daiichi Accident, IAEA, Vienna, Austria, 8 - 11 April*.
32. Bieniussa K., Freund J., Reck H. (1998), *German Codes and Standards for Nuclear Power Plant Components, Recent KTA Activities for Advance Reactor Type, Int J. Press. Ves. & Piping* 37: 113-126.
33. Bastl W., Heinz-Wilhelm Bock H.W. (1998), *German Qualification and Assessment of Digital I&C System Important to Safety, Reliability Engineering and Safety*, 59:163-170.
34. Pfeffer W., Weimer G. (2011), *The New German Radiation Protection Ordinance, Portoroz Workshop*.
35. Kang K.J., Yoo Y.H., Kwon Y., WuS.I., et al. (2013), *Introduction to Safety Classification for Nuclear Facilities in Germany, Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting, Gwangju, Korea, May 30-31*.
36. KTA 3506 (2012) *System Testing of the Instrumentation and Control Equipment Important to Safety of Nuclear Power Plants, 2012*.
37. IEEE 1205 (2014), *IEEE Guide for Assessing, Monitoring, and Mitigating Aging Effect on Electrical Equipment Used in Nuclear Power generating Stations and Other Nuclear Facilities*.
38. IEEE 279 (1971), *Criteria for Protection System for Nuclear Power Generation Stations*

39. GE Nuclear Energy, “GE Advanced Boiling Water Reactor (ABWR) First a Kind of Engineering Program – Reactor Protection System – Hardware Software System Specification”, San Jose-California, 1999.

TANYA JAWAB DISKUSI

Penanya: Mohamad Amin

Pertanyaan:

Kenapa regulasi teknis refurbishing SPR Ga Siwabessy mengacu pada reaktor-reaktor luar negeri yang tidak sedang atau pernah di refurbishing ?

Jawaban:

Acuan tentu saja berbasis negara yang melakukan refurbishment tersebut. Persyaratan utamanya adalah tidak mengubah sistem fungsi nilai BKO. Kalau di perka BAPETEN lebih terkait dengan perka No. 5 tahun 2012 tentang Modifikasi , pada pasal 21 mengisyaratkan tentang refurbishment tidak boleh mengubah dasar desain dan tentu nilai BKO. Standar desain SPR di Indonesia belum ada maka perlu mengacu atau mengadopsi dari standar negara pengoperasi reaktor riset atau PLTN



PREDIKSI KUALITATIF KEMAMPUAN PERPINDAHAN PANAS KONVEKSI ALAMIAH FLUIDA NANO

Diah Hidayanti Sukarno

Fakultas Teknik Mesin dan Dirgantara, Institut Teknologi Bandung
diahhidayanti@yahoo.com

ABSTRAK

PREDIKSI KUALITATIF KEMAMPUAN PERPINDAHAN PANAS KONVEKSI ALAMIAH FLUIDA NANO.

Hasil-hasil penelitian di literatur menunjukkan adanya kontradiksi mengenai kemampuan perpindahan panas konveksi alamiah fluida nano. Dalam studi ini, perbandingan kemampuan perpindahan panas konveksi alamiah antara fluida nano dengan fluida dasarnya akan diprediksi secara kualitatif. Prediksi tersebut dilakukan dengan membandingkan nilai sifat-sifat termofisis antara fluida nano dengan fluida dasarnya. Hasil studi kasus terhadap fluida nano Al_2O_3 -air dan ZrO_2 -air menunjukkan bahwa kemampuan perpindahan panas konveksi alamiah fluida nano lebih rendah jika dibandingkan dengan kemampuan perpindahan panas konveksi alamiah fluida dasarnya. Hal ini akibat kenaikan viskositas fluida nano yang jauh melampaui kenaikan konduktivitas termalnya.

Kata kunci : fluida nano, kemampuan perpindahan panas, konveksi alamiah, prediksi kualitatif, sifat-sifat termofisis.

ABSTRACT

COMMISSIONING FOR RADIOISOTOPE AND RADIOPHARMACEUTICAL PRODUCTION INSTALLATION.

Experimental results available in literature have shown that there are contradictions on the performance of natural convective heat transfer of nanofluids. In this study, the ratio of heat transfer performance between nanofluid and its base fluid will be predicted qualitatively. The prediction is performed by comparing the thermophysical properties of nanofluid and those of its base fluid. The results of case studies on Al_2O_3 -water and ZrO_2 -water nanofluids show that the natural convective heat transfer performance of nanofluids is lower than that of water. This is due to the increase of nanofluids viscosities that are much higher than the increase of their thermal conductivities.

Keywords: nanofluid, heat transfer performance, natural convection, qualitative prediction, thermophysical properties.

I. PENDAHULUAN

Saat ini, kebutuhan output produksi yang semakin besar di dunia industri melahirkan tuntutan kinerja perpindahan panas yang lebih tinggi pada sistem-sistem yang melibatkan proses perpindahan panas. Selain itu, adanya tren miniaturisasi berbagai sistem peralatan teknologi yang dalam proses kerjanya melibatkan perpindahan panas juga membutuhkan kinerja perpindahan panas yang lebih efisien. Beberapa upaya yang dapat dilakukan untuk meningkatkan kemampuan perpindahan panas suatu sistem, antara lain melalui modifikasi desain dan penggunaan fluida perpindahan panas dengan kinerja yang lebih baik. Kemajuan teknologi material dewasa ini turut mendukung upaya inovasi untuk melahirkan fluida perpindahan panas baru yang kemampuannya lebih baik dibandingkan fluida perpindahan panas konvensional (air), yaitu berupa fluida nano. Fluida nano adalah suspensi partikel-partikel padat berukuran

nm.dalam fluida perpindahan panas konvensional sebagai fluida dasar (base fluid)-nya. Partikel-partikel padat yang digunakan dapat berupa logam (Cu, Au) maupun oksida logam (CuO , Al_2O_3 , TiO_2 , ZrO_2) yang memiliki konduktivitas termal lebih tinggi daripada fluida dasar sehingga menghasilkan fluida nano dengan tingkat konduktivitas termal yang lebih tinggi pula dari fluida perpindahan panas konvensional. Dengan konduktivitas termal yang tinggi tersebut, fluida nano diharapkan dapat memberikan kinerja perpindahan panas yang lebih baik dibandingkan fluida pendingin konvensional.

Berbagai penelitian tentang perpindahan panas konveksi fluida nano telah dilakukan, baik perpindahan panas konveksi paksa, konveksi alamiah, maupun konveksi gabungan. Selain dalam bentuk penelitian eksperimental, penelitian perpindahan panas konveksi fluida nano juga dilakukan melalui studi numerik. Dalam makalah ini, moda perpindahan panas konveksi

fluida nano yang akan dianalisis adalah perpindahan panas konveksi alamiah karena moda konveksi ini belum terlalu banyak diteliti jika dibandingkan dengan perpindahan panas konveksi paksa yang menggunakan fluida nano. Selain itu, di antara hasil-hasil penelitian perpindahan panas konveksi alamiah fluida nano yang sudah ada, terdapat kontradiksi satu sama lain. Sebagian penelitian menunjukkan bahwa kemampuan perpindahan panas fluida nano lebih baik daripada kemampuan perpindahan panas air, namun sejumlah penelitian lainnya menunjukkan hasil yang berlawanan. Perbandingan kemampuan perpindahan panas antara fluida nano dengan fluida dasarnya (misalnya air) sangat penting untuk diketahui sebelum fluida nano dikembangkan dan digunakan secara luas dalam aplikasi nyata di berbagai bidang. Dalam makalah ini, perbandingan kemampuan perpindahan panas konveksi alamiah fluida nano terhadap kemampuan perpindahan panas konveksi alamiah air akan diprediksi secara kualitatif dengan menggunakan metode perbandingan sifat-sifat termofisis. Dalam hal ini, kemampuan perpindahan panas direpresentasikan dengan parameter koefisien perpindahan panas (h). Untuk lebih memahami pentingnya penelitian ini, sebelum membahas tentang metode prediksi tersebut, penulis akan menguraikan hasil-hasil penelitian terdahulu yang menyelidiki tentang kemampuan perpindahan panas konveksi alamiah fluida nano. Selanjutnya, di bagian hasil dan pembahasan, dilakukan analisis penerapan metode prediksi kualitatif tersebut terhadap beberapa jenis fluida nano.

II. TUJUAN PENELITIAN

Penelitian ini bertujuan untuk memprediksi secara kualitatif perbandingan kemampuan perpindahan panas konveksi alamiah antara fluida nano dengan fluida dasarnya dengan menggunakan metode perbandingan sifat termofisis.

III. HASIL-HASIL PENELITIAN TERDAHULU TENTANG PERPINDAHAN PANAS KONVEKSI ALAMIAH FLUIDA NANO

Putra dkk. [1] melakukan eksperimen perpindahan panas konveksi alamiah pada suatu silinder horizontal dengan menggunakan fluida nano Al_2O_3 -air dan CuO -air. Selain untuk mengetahui kemampuan perpindahan panas fluida nano, eksperimen tersebut juga bertujuan untuk mempelajari pengaruh jenis partikel nano dan

aspek rasio kanal perpindahan panas terhadap kemampuan perpindahan panas konveksi alamiah fluida nano. Hasilnya menunjukkan bahwa kemampuan perpindahan panas fluida nano Al_2O_3 -air maupun CuO -air dengan konsentrasi 1 vol% lebih rendah daripada kemampuan perpindahan panas air pada seluruh rentang bilangan Rayleigh (Ra) yang diamati. Fluida nano dengan konsentrasi 4 vol% memiliki kemampuan perpindahan panas yang lebih rendah daripada fluida nano dengan konsentrasi 1 vol%. Jadi, semakin tinggi konsentrasi fluida nano, semakin besar penurunan kemampuan perpindahan panas fluida nano. Penyebabnya menurut Putra dkk. [1] diperkirakan adalah faktor slip antara partikel nano dengan fluida dasar serta faktor sedimentasi. Hasil eksperimen juga menunjukkan bahwa kemampuan perpindahan panas konveksi alamiah fluida nano Al_2O_3 -air lebih tinggi daripada kemampuan perpindahan panas konveksi alamiah fluida nano CuO -air. Hal ini disebabkan karena densitas partikel nano CuO lebih besar daripada densitas partikel nano Al_2O_3 [1].

Hasil yang berbeda ditunjukkan oleh Khanafer dkk. [2] dalam studi numeriknya. Hasil simulasi numerik menunjukkan bahwa keberadaan partikel nano justru meningkatkan bilangan Nusselt (Nu) rata-rata fluida nano Cu -air. Semakin tinggi fraksi volume partikel nano maka semakin tinggi bilangan Nu yang bisa dicapai. Kenaikan bilangan Nu terjadi secara linear terhadap kenaikan fraksi volume partikel nano (hingga 20 vol%). Hasil penelitian Khanafer dkk. [2] tersebut tidak berbeda dengan hasil simulasi numerik yang dilakukan oleh Mahmoudi dkk. [3] tentang pendinginan alamiah menggunakan fluida nano Cu -air terhadap sebuah sumber panas berbentuk horizontal yang ditempatkan pada suatu ruang kosong berbentuk kotak.

Sebuah studi eksperimental perpindahan panas konveksi alamiah pada kotak tertutup vertikal dengan menggunakan fluida nano Al_2O_3 -air sebagai fluida kerja telah dilakukan oleh Ho dkk. [4]. Konsentrasi fluida nano bervariasi pada rentang 0,1-4 vol%, sedangkan kotak tempat perpindahan panas berlangsung bervariasi dalam tiga ukuran. Adapun variasi bilangan Ra berada dalam rentang $6,21 \times 10^5 - 2,56 \times 10^8$. Secara umum hasil simulasi menunjukkan bahwa koefisien perpindahan panas fluida nano lebih rendah daripada air, terutama mulai konsentrasi 2 vol%. Semakin tinggi konsentrasi fluida nano, semakin besar penurunan koefisien perpindahan panas fluida nano terhadap air. Fluida nano 0,1 vol% memiliki koefisien perpindahan panas yang lebih tinggi daripada

air pada kotak dengan ukuran terbesar dan pada bilangan Ra yang tinggi.

Corcione [5] melakukan studi teoritik perpindahan panas konveksi alamiah menggunakan beberapa macam fluida nano pada suatu kotak tertutup. Hasilnya menunjukkan adanya suatu konsentrasi optimum dimana di bawah konsentrasi tersebut koefisien perpindahan panas fluida nano lebih tinggi daripada koefisien perpindahan panas air, sedangkan di atas konsentrasi optimum terjadi hal sebaliknya. Konsentrasi optimum tersebut mengalami peningkatan jika temperatur fluida nano meningkat. Keberadaan konsentrasi optimum tersebut dijumpai pada semua jenis fluida nano yang diamati, yaitu fluida nano Al_2O_3 -air, Cu -air, TiO_2 -air, Al_2O_3 -EG, Cu -EG, dan TiO_2 -EG.

Umar dkk. [6] meneliti perpindahan panas konveksi alamiah fluida nano ZrO_2 -air 0,05% pada susunan subbuluh vertikal berbentuk segitiga dan segiempat. Hasil eksperimen menunjukkan bahwa koefisien perpindahan panas fluida nano mengalami peningkatan 5-10% lebih tinggi daripada koefisien perpindahan panas air. Haddad dkk. [7] melakukan studi numerik untuk mengetahui pengaruh termoforesis dan gerak Brownian terhadap perpindahan panas konveksi alamiah menggunakan fluida nano CuO -air. Sistem fluida nano dimodelkan sebagai sistem non homogen yang terdiri dari dua komponen. Hasil simulasi menunjukkan bahwa perpindahan panas fluida nano lebih baik dibandingkan air jika efek termoforesis dan gerak Brownian diperhitungkan. Hasil yang sebaliknya terjadi jika efek kedua faktor tersebut tidak diperhitungkan. Satu kesamaan yang dijumpai, baik dengan memperhitungkan efek termoforesis dan gerak Brownian maupun tidak, yaitu peningkatan konsentrasi partikel nano akan menyebabkan penurunan perpindahan panas fluida nano.

IV. METODOLOGI PENELITIAN

Pada bagian ini, akan dipaparkan tentang metode yang digunakan untuk memprediksi secara kualitatif perbandingan kemampuan perpindahan panas konveksi alamiah antara fluida nano dengan fluida dasarnya. Mengacu pada analisis Ho dkk. [4], perbandingan kemampuan perpindahan panas konveksi alamiah antara fluida nano dengan fluida dasarnya dapat diprediksi dengan cara membandingkan sifat-sifat fisis dan termal kedua jenis fluida tersebut. Bermula dari korelasi umum yang digunakan untuk perpindahan panas konveksi alamiah sebagai berikut:

$$Nu = \frac{hx}{k} = c(Gr.Pr)^n \quad (1)$$

dimana x adalah panjang karakteristik, k adalah konduktivitas termal, Gr adalah bilangan Grashof, Pr adalah bilangan Prandtl, c dan n adalah konstanta. Bilangan Gr dan Pr didefinisikan pada Persamaan (2) dan (3).

$$Gr = \frac{g\beta\Delta T x^3}{\nu^2} \quad (2)$$

$$Pr = \frac{c_p \mu}{k} \quad (3)$$

T adalah temperatur, g adalah percepatan gravitasi, ν adalah viskositas kinematik, μ adalah viskositas dinamik, dan c_p adalah kalor spesifik.

Dengan mensubstitusikan Persamaan (2) dan (3) ke Persamaan (1), koefisien perpindahan panas dapat ditentukan sebagai berikut:

$$h = cx^{3n-1} k^{1-n} g^n \Delta T^n \rho^{2n} \beta^n c_p^n \mu^{-n} \quad (4)$$

Untuk kondisi sistem dan ΔT yang sama, rasio antara koefisien perpindahan panas fluida nano dengan koefisien perpindahan panas fluida dasarnya dapat dirumuskan sebagai berikut:

$$\frac{h_{nf}}{h_f} = \left(\frac{k_{nf}}{k_f}\right)^{1-n} \left(\frac{\rho_{nf}}{\rho_f}\right)^{2n} \left(\frac{\beta_{nf}}{\beta_f}\right)^n \left(\frac{c_{p_{nf}}}{c_{p_f}}\right)^n \left(\frac{\mu_{nf}}{\mu_f}\right)^{-n} \quad (5)$$

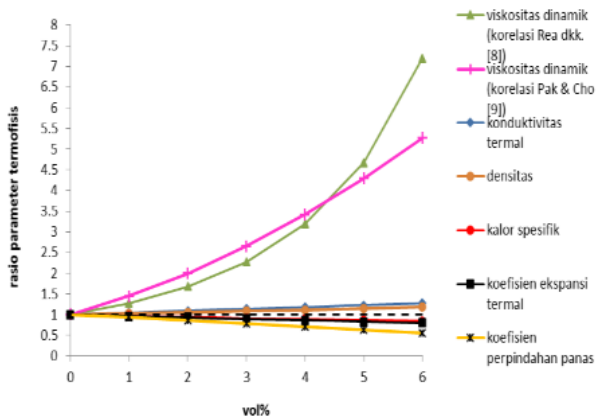
dengan nf adalah subskrip untuk fluida nano dan f adalah subskrip untuk fluida dasar.

Jadi, dengan mengetahui nilai *properties* fluida nano dan fluida dasarnya pada konsentrasi dan temperatur fluida nano tertentu, perbandingan koefisien perpindahan panas kedua fluida tersebut dapat diperkirakan.

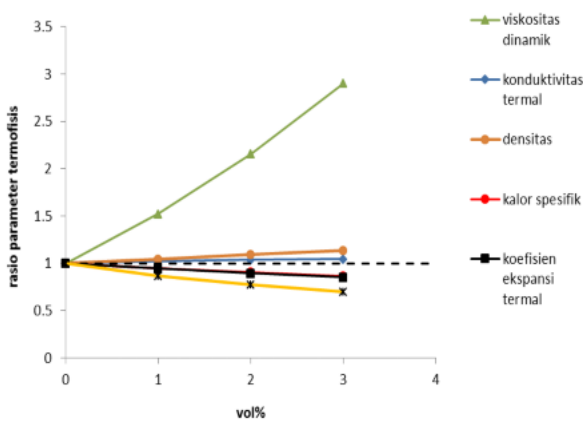
V. HASIL & PEMBAHASAN

Dari Persamaan (5) diketahui bahwa kenaikan viskositas dinamik fluida nano terhadap fluida dasarnya merupakan satu-satunya parameter yang memberikan kontribusi negatif terhadap peningkatan koefisien perpindahan panas konveksi alamiah fluida nano terhadap fluida dasarnya. Sebagai studi kasus, Persamaan (5) akan diterapkan pada fluida nano Al_2O_3 -

air dan ZrO₂-air. Nilai rasio parameter-parameter termofisis antara fluida nano dengan fluida dasarnya (air) dapat dilihat pada Gambar 1 dan 2.



Gambar 1. Rasio nilai *properties* antara fluida nano Al₂O₃-air dengan air sebagai fungsi konsentrasi partikel nano



Gambar 2. Rasio nilai *properties* antara fluida nano ZrO₂-air dengan air sebagai fungsi konsentrasi partikel nano

Nilai konduktivitas termal dan viskositas dinamik fluida nano Al₂O₃-air dan ZrO₂-air mengacu pada korelasi empirik yang dihasilkan oleh Rea dkk. [8]. Sebagai pembanding, akan digunakan pula nilai viskositas dinamik fluida nano Al₂O₃-air yang mengacu pada model yang diusulkan oleh Pak dan Cho [9] (lihat Persamaan (6)). Pak dan Cho menyusun model viskositas tersebut [9] berdasarkan hasil pengukuran viskositas fluida nano Al₂O₃-air dan TiO₂-air [10] sehingga dalam penelitian ini korelasi Pak dan Cho [9] hanya dapat digunakan untuk kasus fluida nano Al₂O₃-air. Adapun densitas, kalor spesifik, koefisien ekspansi termal ditentukan berturut-turut menggunakan Persamaan (7)-(9).

$$\mu_{nf} = \mu_f (1 + 39,11\varphi + 5339\varphi^2) \quad (6)$$

$$\rho_{nf} = (1 - \varphi)\rho_f + \varphi\rho_p \quad (7)$$

$$\rho_{nf}c_{p,nf} = (1 - \varphi)\rho_f c_{p,f} + \varphi\rho_p c_{p,p} \quad (8)$$

$$\rho_{nf}\beta_{nf} = (1 - \varphi)\rho_f\beta_f + \varphi\rho_p\beta_p \quad (9)$$

Subskrip *p* menyatakan partikel nano. Nilai densitas, kalor spesifik, dan koefisien ekspansi termal untuk partikel ZrO₂ dan Al₂O₃ diberikan pada Tabel 1. Adapun nilai *properties* air mengacu pada Incropera dan DeWitt [11].

Tabel 1. Nilai *properties* partikel ZrO₂ dan Al₂O₃

	ZrO ₂	Al ₂ O ₃
Densitas	5600 kgm ⁻³	3920 kgm ⁻³
Kalor spesifik	418 Jkg ⁻¹ K ⁻¹	880 Jkg ⁻¹ K ⁻¹
Koefisien ekspansi termal	10 ⁻⁶ K ⁻¹	10 ⁻⁶ K ⁻¹

Dari Gambar 1 dan 2 dapat dilihat bahwa peningkatan viskositas dinamik fluida nano terhadap air jauh lebih besar jika dibandingkan dengan peningkatan konduktivitas termal dan densitas fluida nano terhadap air. Hal ini berlaku, baik menurut model viskositas yang dihasilkan oleh Rea dkk. [8] maupun model viskositas yang dirumuskan oleh Pak dan Cho [9]. Semakin tinggi konsentrasi fluida nano, peningkatan viskositasnya semakin signifikan, jauh melampaui kenaikan konduktivitas termal dan densitas.

Selain itu, kalor spesifik dan koefisien ekspansi termal fluida nano ternyata bernilai lebih rendah daripada kalor spesifik dan koefisien ekspansi termal air. Koefisien ekspansi termal merupakan parameter yang mengindikasikan besarnya perubahan densitas akibat perubahan temperatur. Adapun perubahan densitas merupakan salah satu faktor pendukung terbentuknya gaya apung (*buoyancy force*) yang berperan sebagai *driving force* bagi berlangsungnya aliran konveksi alamiah. Jadi, dengan besar perubahan temperatur yang sama, fluida nano mengalami perubahan densitas yang lebih kecil daripada air sehingga gaya apung yang terbentuk pada fluida nano lebih rendah daripada air.

Gambar 1 dan 2 juga memperlihatkan bahwa dengan nilai tipikal $n = 1/3$, rasio koefisien perpindahan panas antara fluida nano dengan air bernilai kurang dari satu, yang artinya bahwa kemampuan perpindahan panas fluida nano, baik fluida nano Al₂O₃-air maupun fluida nano CuO-air, lebih rendah daripada kemampuan perpindahan panas air

pada kondisi konveksi alamiah. Dengan demikian, hasil penelitian yang menunjukkan bahwa kemampuan perpindahan panas konveksi alamiah fluida nano lebih rendah daripada kemampuan perpindahan panas air dapat disebabkan terutama akibat kenaikan viskositas dinamik pada fluida nano yang jauh melampaui kenaikan konduktivitas termal. Sebagaimana diketahui bahwa viskositas adalah sifat fisis yang mengkarakterisasikan resistansi suatu fluida dalam mengalir. Pada peristiwa konveksi alamiah, aliran fluida yang berlangsung hanya dipicu oleh perbedaan densitas akibat perbedaan temperatur, sehingga hambatan sekecil apapun termasuk faktor viskositas akan berpengaruh besar terhadap proses aliran.

Jika mencermati kontradiksi hasil-hasil penelitian terdahulu mengenai kemampuan perpindahan panas konveksi alamiah fluida nano, terdapat beberapa hal yang perlu menjadi catatan, yaitu:

- Perlu adanya standar dalam pelaksanaan eksperimen perpindahan panas fluida nano, misalnya dalam hal preparasi fluida nano dan pengontrolan aglomerasi fluida nano selama eksperimen berlangsung.
- Akurasi karakterisasi fluida nano, misalnya penentuan ukuran partikel nano, memiliki pengaruh penting dalam analisis kemampuan perpindahan panas fluida nano.
- Perbedaan hasil beberapa studi numerik dapat disebabkan karena perbedaan dalam hal pemodelan sistem dan asumsi-asumsi yang digunakan.

Meski secara umum hasil-hasil penelitian menunjukkan bahwa keberadaan partikel nano menyebabkan penurunan kemampuan perpindahan panas fluida nano jika dibandingkan dengan air, namun beberapa penelitian [4-7], baik berupa eksperimen, studi numerik, maupun studi teoritik, menunjukkan bahwa fluida nano dengan konsentrasi yang sangat rendah (< 1 vol%) memiliki kemampuan perpindahan panas yang lebih baik daripada air. Hal ini mengindikasikan bahwa terdapat faktor lain, selain sifat termofisis, yang berpengaruh terhadap perpindahan panas konveksi alamiah fluida nano, dimana kontribusi faktor tersebut diperkirakan masih dominan pada tingkat konsentrasi partikel nano yang sangat rendah.

Jadi, metode perbandingan sifat termofisis yang dibahas dalam penelitian hanya merupakan salah satu cara untuk memprediksi secara kualitatif perbandingan kemampuan perpindahan panas fluida nano terhadap fluida dasarnya (air). Metode prediksi ini dapat membantu menjelaskan atau menganalisis hasil-hasil penelitian eksperimental maupun numerik tentang

perpindahan panas konveksi alamiah fluida nano dari sudut pandang sifat termofisis fluida. Analisis secara komprehensif atas hasil-hasil penelitian perpindahan panas konveksi alamiah fluida nano yang sudah ada tentu memerlukan pertimbangan faktor-faktor lain, selain sifat termofisis fluida, misalnya faktor-faktor yang terkait dengan aliran fluida (hidrodinamika) dan pergerakan partikel nano.

VI. KESIMPULAN

Dengan membandingkan sifat fisis dan termal antara fluida nano dengan fluida dasarnya, kemampuan perpindahan panas fluida nano dapat diprediksi secara kualitatif. Berdasarkan metode prediksi kualitatif tersebut, kemampuan perpindahan panas fluida nano ZrO_2 -air dan Al_2O_3 -air lebih rendah daripada kemampuan perpindahan panas air, pada moda konveksi alamiah. Faktor utama penyebabnya adalah kenaikan viskositas fluida nano yang jauh melampaui kenaikan konduktivitas termalnya, serta koefisien ekspansi termal fluida nano yang lebih rendah dibandingkan koefisien ekspansi termal air.

DAFTAR PUSTAKA

1. Putra N, Roetzel W, Das S K (2003) Natural convection of nano-fluids, *International Journal of Heat and Mass Transfer* 39:775-784.
2. Khanafer K, Vafai K, Lightstone M (2003) Buoyancy-driven heat transfer enhancement in a two-dimensional enclosure utilizing nanofluids, *International Journal of Heat and Mass Transfer* 46:3639-3653.
3. Mahmoudi A H, Shahi M, Raouf A H, Ghasemian A (2010) Numerical study of natural convection cooling of horizontal heat source mounted in a square cavity filled with nanofluid, *International Communications in Heat and Mass Transfer* 37:1135-1141.
4. Ho C J, Liu W K, Chang Y S, Lin C C (2010) Natural convection heat transfer of alumina-water nanofluid in vertical square enclosures: an experimental study, *International Journal of Thermal Sciences* 49:1345-1353.
5. Corcione M (2010) Heat transfer features of buoyancy-driven nanofluids inside rectangular, enclosures differentially heated at the sidewalls, *International Journal of Thermal Sciences* 49:1536-1546.

6. Umar E, Kamajaya K, Tandian N P (2015) Experimental study of natural convective heat transfer of water-ZrO₂ nanofluids in vertical sub channel, *Contemporary Engineering Sciences* 8:1593–1605.
7. Haddad Z, Nada E A, Oztop H F, Mataoui A (2012) Natural convection in nanofluids: are the thermophoresis and brownian motion effects significant in nanofluid heat transfer enhancement ?, *International Journal of Thermal Sciences* 57:152-162.
8. Rea U, McKrell T, Hu L, Buongiorno J (2009) Laminar convective heat transfer and viscous pressure loss of alumina-water and zirconia-water nanofluids, *International Journal of Heat and Mass Transfer* 52:2042-2048.
9. Mishra P C, Mukherjee S, Nayak S K, Panda A (2014) A brief review on viscosity of nanofluids, *Int Nano Lett* 4:109–120.
10. Pak B C, Cho Y I (1998) Hydrodynamic and heat transfer study of dispersed fluids with submicron metallic oxide particles, *Experimental Heat Transfer* 11:151-170.
11. Incropera F P, DeWitt D P (1996) : *Fundamentals of heat and mass transfer*, Fourth Edition, John Wiley & Sons, New York.

TANYA JAWAB DISKUSI

Penanya: Helen Rafliis

Pertanyaan:

Apakah ada fluda nano lain selain Al₂O₃-air dan ZrO₂-air yang lebih baik kemampuan perpindahan panasnya? Jelaskan?

Jawaban:

Al₂O₃-air adalah jenis fluida nano yang banyak diteliti saat ini. ZrO₂-air diteliti untuk penelitian nuklir karena Zr memiliki tampang lintang serapan neutron yang rendah sehingga tidak merugikan ekonomi neutron di teras.

Fluida nano CNT-air diketahui memiliki konduktivitas termal yang cukup tinggi dari hasil penelitian.



KAJIAN METEOROLOGI UNTUK MEMENUHI PERSYARATAN DAN KRITERIA KESELAMATAN DARI TAHAP AWAL PENENTUAN TAPAK, DESAIN DAN KONSTRUKSI

Deni Septiadi^{1,2}

¹Sekolah Tinggi Meteorologi Klimatologi dan Geofisika (STMKG)

²Badan Meteorologi Klimatologi dan Geofisika (BMKG)

deni.septiadi@stmkg.ac.id, zeptiadi@yahoo.co.id

ABSTRAK

KAJIAN METEOROLOGI UNTUK MEMENUHI PERSYARATAN DAN KRITERIA KESELAMATAN DARI TAHAP AWAL PENENTUAN TAPAK, DESAIN DAN KONSTRUKSI. Kajian meteorologi untuk memenuhi persyaratan dan kriteria keselamatan dari tahap awal penentuan tapak, desain dan konstruksi sangat penting untuk dilakukan. Berbagai sumber potensial fenomena meteorologi di lokasi tapak PLTN (Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir) perlu diidentifikasi. Nilai ekstrem dari kemungkinan bahaya yang berasosiasi dengan fenomena tersebut dievaluasi untuk menentukan desain dasar PLTN. Investigasi meteorologi tersebut meliputi evaluasi baik secara regional maupun parameter meteorologi lain di sekitar tapak yang mempengaruhi sebaran dispersi radio aktif ke lingkungan di wilayah sekitar PLTN. Bahaya meteorologi dipantau dan dinilai secara periodik mengikuti waktu pengoperasian pembangkit listrik tenaga nuklir untuk memastikan konsistensi terhadap asumsi desain telah dijaga sepanjang masa fasilitas. Oleh karena itu, diaplikasikan rekomendasi dan pedoman dari Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) melalui Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 6 Tahun 2014 tentang evaluasi tapak instalasi nuklir untuk aspek meteorologi. Data meteorologi didapat dari stasiun meteorologi yang berasosiasi dengan lembaga meteorologi dunia (World Meteorological Organization, WMO) dan melaporkan data-data meteorologi seperti curah hujan, suhu udara, tekanan udara, angin, kelembapan dan lain-lain. Melalui data yang didapat, baik itu nilai meteorologi ekstrem dan fenomena meteorologi yang jarang terjadi (rare event phenomena) diidentifikasi dan dievaluasi.

Kata kunci : lokasi tapak, PLTN, bahaya meteorologi

ABSTRACT

STUDY OF METEOROLOGY TO FULFILL THE REQUIREMENTS AND CRITERIA FOR DETERMINING THE SAFETY OF EARLY STAGE SITE, DESIGN AND CONSTRUCTION. Meteorological studies to meet the requirements and safety criteria from the early stages of siting, design and construction very important to do. Various potential sources of meteorological phenomena in site locations NPPs (Nuclear Power Plants) need to be identified. The extreme values of the possible resulting hazards associated with such phenomena are evaluated to determine the appropriate design bases for the NPPs. These meteorological investigations are also carried out to evaluate the regional and site specific meteorological parameters which affect the transport and dispersion of radioactive effluents on the environment of the region around the NPP site. The meteorological hazards are to be monitored and assessed periodically over the lifetime of the plant to ensure that consistency with the design assumptions is maintained throughout the period of the facility. For all such purposes, the recommendations and guidelines for the Nuclear Energy Regulatory Agency (BAPETEN) through BAPETEN Chief Regulation No. 6 of year 2014 about the site evaluation of the nuclear installation for meteorological aspects, were applied. Meteorological data obtained from meteorological stations in association with the World Meteorological Organization (WMO) and reporting meteorological data, such as rainfall, air temperature, air pressure, wind, humidity and others. Through the data obtained, whether the value of meteorological extreme and rare meteorological phenomena are identified and evaluated.

Keywords: site locations, NPPs, meteorological hazard.

I. PENDAHULUAN

Instalasi nuklir harus dioperasikan dengan selamat, aman dan andal dengan memenuhi persyaratan dan kriteria keselamatan sejak dari tahap awal penentuan tapak, desain, konstruksi, bahkan kegiatan pada tahap sebelumnya sampai dengan tahap operasi dan juga penanganan keselamatan saat dan selama dekomisioning dan pengelolaan limbah radioaktif. Menurut pedoman yang diterbitkan oleh EPRI tentang

Siting Guide: Site Selection and Evaluation Criteria for an Early Site Permit Application, bahwa penentuan tapak, desain, konstruksi, operasional dan dekomisioning merupakan lima tahapan besar yang perlu diperhatikan dalam instalasi PLTN [1].

Program evaluasi tapak terdiri atas ketentuan dan kegiatan yang akan dilaksanakan untuk evaluasi dan karakterisasi tapak untuk memastikan terpenuhinya semua persyaratan BAPETEN (Badan Pengawas

Tenaga Nuklir). Lebih lanjut, setiap PLTN juga diperlukan untuk merumuskan rencana darurat yang komprehensif yang akan membantu memastikan keselamatan publik. Rencana ini harus menyediakan tindakan yang tepat, dengan cara dari tindakan pengamanan, untuk implementasi pada waktu yang ditentukan sehingga paparan radiasi kepada anggota masyarakat umum akan tetap dalam tingkat intervensi yang ditentukan oleh BAPETEN [2].

Fenomena meteorologi dapat menyebabkan bahaya baik secara tunggal maupun kombinasi yang dapat mempengaruhi keselamatan instalasi nuklir. Dengan demikian, diperlukan evaluasi tapak instalasi nuklir untuk aspek meteorologi sebagaimana dimaksud dalam [3] tentang evaluasi tapak instalasi nuklir untuk aspek meteorologi, yang meliputi: (a) Pemantauan dan pengumpulan data serta informasi meteorologi; (b) Evaluasi bahaya meteorologi; dan (c) Penentuan nilai parameter dasar desain untuk aspek meteorologi.

Salah satu tujuan dari makalah ini adalah mengkaji potensi bahaya meteorologi yang dapat menghambat proses pemasangan dan konstruksi PLTN. Pemantauan dan pengumpulan data serta informasi meteorologi sebagaimana dimaksud pada poin (a) meliputi: a. Pengumpulan data dan informasi meteorologi dari luar lokasi tapak (*off site*); dan b. Pemantauan dan pengumpulan data meteorologi di dalam lokasi tapak (*on site*). Evaluasi bahaya meteorologi sebagaimana dimaksud pada poin (b) meliputi: a. Nilai ekstrem parameter meteorologi; dan b. Fenomena cuaca ekstrem. Sementara itu, Penentuan nilai parameter dasar desain untuk aspek meteorologi sebagaimana dimaksud pada poin (c) meliputi: a. Nilai ekstrem parameter meteorologi; dan b. Fenomena cuaca ekstrem.

II. METODOLOGI

Sumber data meteorologi adalah data primer maupun sekunder yang didapat dari lokasi tapak ataupun di luar tapak. Berdasarkan [3], pemantauan dan pengumpulan data meteorologi di tapak dilakukan tanpa terputus pada interval yang tepat dalam jangka waktu paling singkat 2 tahun. Parameter meteorologi yang diamati mencakup suhu udara, arah dan kecepatan angin, curah hujan, kelembapan udara, dan petir. Suhu

udara, arah dan kecepatan angin, curah hujan dan kelembapan udara diukur pada ketinggian standar.

a. Data meteorologi di dalam tapak (*on site*)

Data primer didapat dengan cara melakukan pengukuran langsung di lokasi tapak. Peralatan meteorologi yang terpasang pada tower di lokasi tapak merupakan peralatan otomatis yaitu *Automatic Weather Station* (AWS) yang langsung mengirim dan menyimpan data ke *logger*. Ketinggian sensor bervariasi, di Bangka Belitung AWS terpasang pada tower meteorologi dengan ketinggian : 10, 40, 60 dan 80 m dari permukaan tanah. Sementara itu, untuk ketinggian AWS terpasang di Serpong : 10, 30 dan 60 m (lihat Tabel 1).

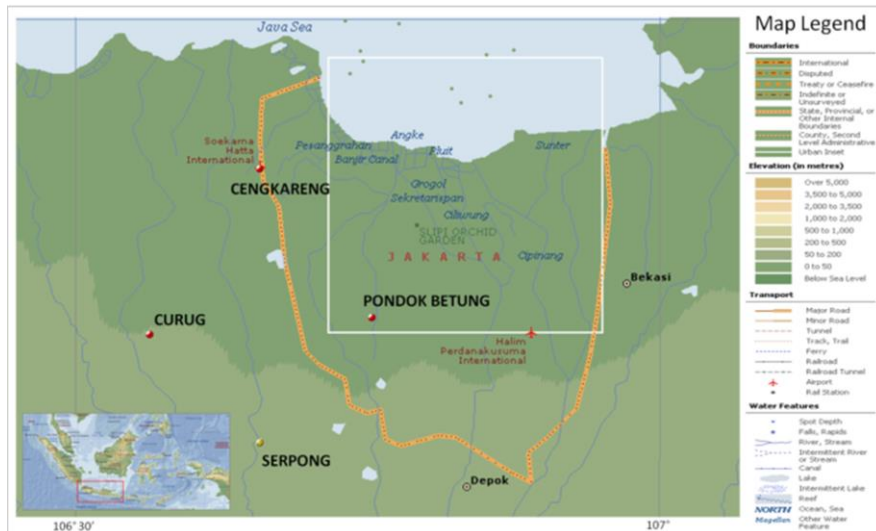
b. Data meteorologi di luar tapak (*off site*)

Data dan informasi meteorologi dari luar tapak dikumpulkan dari stasiun meteorologi di wilayah sekitar tapak. Pengumpulan data dan informasi meteorologi dari luar tapak tersebut dilakukan tanpa terputus pada interval yang tepat sepanjang periode waktu yang lama. Luas wilayah, ruang lingkup dan detail informasi yang dikumpulkan ditentukan berdasarkan karakteristik meteorologi dan geografi di luar tapak. Pengumpulan data dan informasi nilai ekstrem parameter meteorologi dapat juga diperoleh dengan cara pencarian sumber informasi seperti, media cetak dan elektronik, catatan sejarah, katalog kejadian baik yang dipublikasikan maupun tidak dipublikasikan, informasi individu, dan arsip film atau video.

Dalam mendukung pengumpulan data dan informasi nilai ekstrem parameter meteorologi dapat digunakan model numerik *mesoscale* yang tervalidasi untuk simulasi terhadap sirkulasi atmosfer dan parameter meteorologi lainnya pada skala lokal dan regional. Data jangka panjang (*long-term*) yang digunakan untuk evaluasi nilai ekstrem dari variabel meteorologi mencakup periode yang sesuai dengan periode ulang untuk penentuan parameter dasar desain. Informasi disajikan secara jelas, menggunakan skala peta, grafik dan tabel yang sesuai, serta menggunakan sistem informasi geografis

Tabel 1. Sensor terpasang di lokasi tapak Serpong.

No.	Sensors	Type	Height
1	Anemometer @60m	Wind Speed	60 m
2	SV @60 m	Wind Direction	60 m
3	Barometer @60 m	Air Pressure	60 m
4	Thermometer @60 m	Temperature	60 m
5	Hygrometer @60 m	Relative Humidity	60 m
6	Anemometer @30m	Wind Speed	30 m
7	SV @30 m	Wind Direction	30 m
8	Barometer @30 m	Air Pressure	30 m
9	Thermometer @30 m	Temperature	30 m
10	Hygrometer @30 m	Relative Humidity	30 m
11	Anemometer @10m	Wind Speed	10m
12	SV @10m	Wind Direction	10m
13	Barometer @10m	Air Pressure	10m
14	Thermometer @10m	Temperature	10m
15	Hygrometer @10m	Relative Humidity	10m
16	Precipitation	Precipitation	4 m
17	Net Rad	Analog Voltage	4 m



Gambar 1. Stasiun meteorologi di sekitar lokasi tapak Serpong.

Selanjutnya data yang terkumpul dilakukan verifikasi dan validasi meliputi ketersediaan dan konsistensi data sebagai bagian dari kualitas dan kontrol data (*Quality and Control Data*).

II.2 Metode Pendekatan Secara Umum

Kebencanaan meteorologi sebagaimana dalam [4] adalah kebencanaan yang disebabkan oleh peristiwa eksternal yaitu peristiwa yang tidak berkaitan dengan pengoperasian fasilitas atau pelaksanaan suatu kegiatan yang bisa berpengaruh pada keselamatan fasilitas atau kegiatan. Metode untuk penilaian bahaya sering dibagi menjadi dua pendekatan yang luas yaitu : metode

deterministik dan metode probabilistik. Metode deterministik merupakan metode yang didasarkan pada penggunaan model fisik atau empiris untuk mengkarakterisasi dampak dari suatu peristiwa dalam skenario tertentu pada sistem. Apabila diberikan nilai input tunggal atau satu set nilai input, termasuk kondisi awal dan syarat batas, model biasanya akan menghasilkan nilai tunggal atau satu set nilai untuk menggambarkan keadaan akhir dari sistem. Dalam hal ini, tidak ada nilai eksplisit dari setiap frekuensi tahunan. Nilai-nilai ekstrem atau konservatif yang sesuai parameter input biasanya digunakan untuk memperhitungkan ketidakpastian atau untuk menyediakan estimasi konservatif.

Umumnya analisis statistik yang dilakukan didasarkan pada analisis time series dan sintesis. Hal ini diasumsikan bahwa urutan (*series*) mewakili komponen baik itu deterministik dan sejumlah komponen acak (*random*) yang cukup independen. Dengan menggunakan metode tersebut, kesenjangan dan data yang hilang (*missing data*) serta outlier dari kumpulan data yang tersedia harus memadai untuk diperhitungkan. Dua metode statistik yang berbeda dari urutan data telah umum digunakan. Bila menggunakan metode ini, nilai-nilai ekstrem yang berkaitan dengan berbagai frekuensi yang terlampaui yang diturunkan dari data tersebut berdasarkan interval kepercayaan (*confidence intervals*). Pada pendekatan nilai ekstrem, peristiwa ekstrem selama setahun diidentifikasi dan ditabulasi untuk melakukan perhitungan statistik ekstrem.

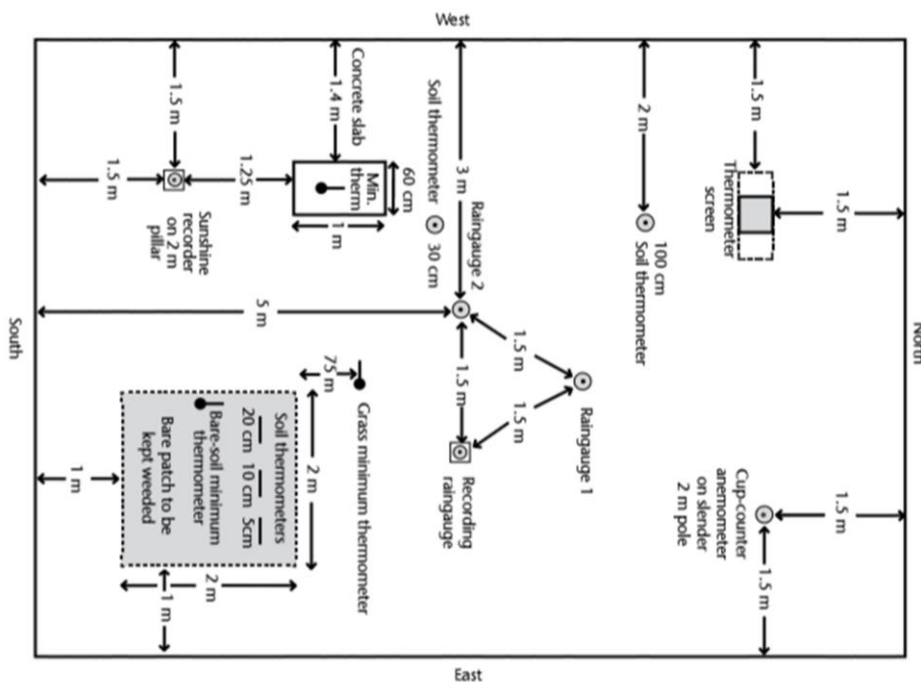
III. HASIL DAN PEMBAHASAN

III.1 Sistem Observasi Meteorologi di Lokasi Tapak

a. Penentuan Lokasi Taman Alat

Stasiun observasi meteorologi didesain untuk melakukan pengukuran yang representatif. Desain taman alat untuk melakukan pengamatan yang ideal adalah :

- 1) Peralatan yang penempatannya di luar ruangan (*outdoor*) harus di pasang di atas permukaan tanah datar paling tidak berukuran luas 25 m x 25 m. Ukuran atau luas taman alat-alat tergantung dari jenis stasiun atau jumlah alat-alat yang dipasang di dalamnya, misalnya untuk taman alat meteorologi sinoptik dan meteorologi penerbangan ukurannya 20 m x 15 m, Luas taman alat-alat meteorologi pertanian 40 x 20 m.
- 2) Di sekitar taman alat seharusnya tidak terdapat tebing ataupun terlalu kosong (*hampa*). Jika hal ini tidak/sulit terpenuhi maka taman alat yang dibangun dianggap merepresentasikan kondisi setempat.
- 3) Taman alat harus jauh dari pohon, bangunan, dinding atau penghalang lain. Jarak dari setiap hambatan tersebut dari pengukur curah hujan tidak boleh kurang dari dua kali tinggi objek (*penghalang*) di atas tepi pengukur curah hujan dan sebaiknya empat atau sepuluh kali tinggi tinggi objek.
- 4) Taman alat sebaiknya memanjang diarahkan ke utara-selatan.



Gambar 2. Taman alat meteorologi yang ideal [5].

b. Rekomendasi sistem observasi meteorologi di lokasi tapak

Pada kegiatan *Sitting Project* evaluasi tapak sebaiknya dibangun tower meteorologi termasuk taman alat meteorologi untuk mengakomodir kebutuhan sensor. Sensor meteorologi pada tower terpasang pada beberapa ketinggian (lihat seksi II tentang pengumpulan data meteorologi sebelumnya). Di Bangka, ketinggian tower meteorologi mencapai 80 m sehingga sensor dipasang pada empat ketinggian yaitu :10, 40, 60 dan 80 m dari permukaan. Namun demikian, dengan keterbatasan tinggi tower, sensor dapat dipasang juga pada tiga ketinggian yaitu: 10, 30, 60 m dari permukaan.

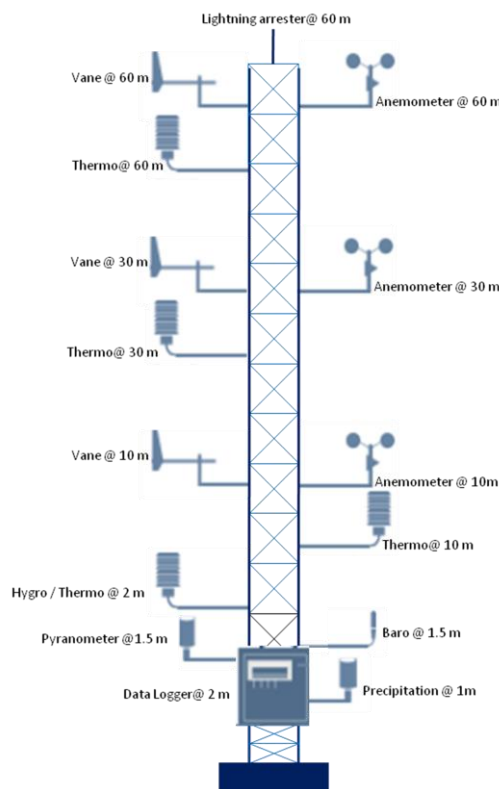
Sementara itu, di taman juga dipasang sensor/peralatan meteorologi seperti curah hujan, kelembapan udara, tekanan dan petir. Sensor sebaiknya berjarak 10 kali dari tinggi objek (pohon atau gedung) terdekat, dengan luasan taman alat 25x25 m atau 15x20 m. Taman alat sebaiknya memanjang diarahkan ke utara-selatan. Pada Tabel 2 ditampilkan parameter yang diperlukan untuk evaluasi tapak dan resolusinya baik secara horizontal maupun temporal serta satuannya. Sementara itu, pada Tabel 3 secara rinci ditampilkan parameter dan ketinggian sensor beserta jumlah yang diperlukan. Susunan sensor pada tower ditampilkan pada Gambar 3.

Tabel 2. Deskripsi data meteorologi dan resolusi yang dibutuhkan.

No	Parameter	Horizontal res.	Temporal res.	Instruments	unit
1	Wind speed	-	1 hour	-	m/s
2	Wind direction	-	1 hour	-	degree
3	Air Temperature	-	1 hour	-	⁰ C
4	Air Pressure	-	1 hour	-	mb
5	Relative Humidity	-	1 hour	-	%
6	Precipitation	-	1 hour	-	mm
7	Solar Radiation	-	1 hour	-	W/m ²
8	Cloud to Ground	540 km	1 hour	Storm Tracker	count

Tabel 3. Rincian ketinggian sensor pada tower dan jumlah sensor yang diperlukan.

No	Instruments	Placement	Utility	Qty. (pc)
1	Anemometer	10, 30, 60 m	Wind speed measurement	3
2	Wind Vane	10, 30, 60 m	Wind direction measurement	3
3	Humidity Temperature sensor	2 m	Multi measurement	1
4	Lighting Arrester	60 m	Prevent power line interruptions by lightning	1
5	Tipping Bucket Rain Gauge	1 m	Precipitation measurement	1
6	Pyrometer	1.5 m	Radiation measurement	1
7	Data logger	2 m	Record data	1
8	Temperature Sensor	2, 10, 30, 60 m	Temperature measurement	3
9	Lighting sensor	1.5 m	Lightning Measurement (Cloud to Ground)	1
10	Air pressure sensor	1.5 m	Pressure measurement	1



Gambar 3. Rekomendasi susunan sensor meteorologi di lokasi tapak (*on site*).

III.2 Kualitas dan Kontrol Data

Data memiliki peranan penting dalam menjelaskan sebuah fenomena meteorologi. Untuk itu, diperlukan analisis kualitas data yang meliputi : ketersediaan data, konsistensi data dan kecukupan data. Ketersediaan data dilakukan untuk mengkaji kondisi data terutama di lokasi tapak. Konsistensi data diperlukan untuk melihat

sejauhmana data merepresentasikan parameter meteorologi. Sementara itu, analisis kecukupan data dilakukan untuk melihat ada tidaknya data yang kosong (tidak ada data) dalam rekapitulasi dan tabulasi dan data yang patut dicurigai karena jauh melebihi atau di bawah data normalnya.

a. Data kosong (*data empty*)

Tabulasi data yang kosong baik itu data jam-jaman atau harian dapat disebabkan oleh dua hal yaitu: *pertama*, kesalahan manusia atau pengamat (*human error*) yang tidak merekap atau melakukan tabulasi data secara baik dan benar; *kedua*, karena kerusakan pada sensor atau peralatan meteorologi sehingga tidak dapat dibaca atau memberikan data untuk rekapitulasi.

b. Data yang dicurigai (*data suspect*)

Data yang dicurigai, karena terdapat nilai yang jauh di atas atau di bawah nilai normalnya, diperlakukan sama dengan data kosong. Contoh pada data curah hujan harian, ditemukan nilai curah hujan 1000 mm. Contoh lain pada data suhu udara minimum ditemukan nilai suhu di atas 30 °C. Langkah-langkah yang dilakukan untuk memperbaiki data yang kosong ataupun data yang dicurigaidiantaranya :

1. Memberikan tanda pada data kosong ataupun yang dicurigai.
2. Menentukan jumlah data yang akan dijadikan prediktor (minimal 80% dari prediktan).
3. Membuat matrik data prediktor.
4. Melakukan *smoothing* data yang akan dianalisis menggunakan *moving average*.
5. Menentukan persamaan *fitting data* (seperti : *Polynomial, Gaussian, Exponential, Fourier, dan Sin Functions*).
6. Melakukan pembatasan nilai korelasi $r > 0.5$ dan mempertimbangkan nilai kesalahan (*Root mean Square Error, RMSE*).
7. Uji konsistensi data.

Sebagai contoh di lokasi tapak Serpong, AWS telah terpasang dan dioperasikan semenjak tahun 2009. Berdasarkan tabulasi, data yang terserap di lokasi tapak sepanjang 2009 adalah 21%, tahun 2010 adalah 100%, tahun 2011 adalah 67.3%, tahun 2012 adalah 41.9%, tahun 2013 adalah 87.9% dan tahun 2014 adalah 50.5 (lihat Gambar 4). Lebih rinci tentang persamaan yang digunakan dalam kualitas dan kontrol data ditampilkan dalam lampiran (Gambar L.1 dan Tabel L.1). Untuk ketersediaan data yang minim dapat dilakukan dengan mengumpulkan dan menganalisis data di luar

tapak (*off site*). Namun demikian, perlu dikaji sejauhmana kemiripan pola atau kondisi klimatologi antara tapak dan luar tapak. Perbandingan antara beberapa lokasi luar tapak dengan lokasi tapak Puspipstek, Serpong ditampilkan dalam lampiran (Gambar L.2).

III.3 Kajian Bahaya Meteorologi

a. Analisis meteorologi ekstrem

Analisis meteorologi ekstrem meliputi kecepatan angin, suhu udara dan curah hujan. Untuk analisis meteorologi ekstrem, idealnya data yang digunakan adalah data meteorologi di dalam tapak yang harus tersedia tanpa terputus pada interval yang tepat dalam jangka waktu paling singkat 2 tahun sebagaimana dalam [3]. Apabila ketersediaan data di lokasi tapak sangat minim dan tidak memenuhi persyaratan tersebut di atas, dapat digunakan data meteorologi di luar tapak (*off site*) yang memiliki kemiripan secara klimatologi.

Berikut alur kerja serta hasil analisis parameter cuaca ekstrem untuk basis desain tapak.

- 1) Penentuan nilai ekstrem tahunan suhu udara maksimum dan minimum.
- 2) Mengacu pada [3] pasal 6 ayat 3 dan 4, untuk menentukan nilai ekstrem pada suatu tahun dengan panjang data 30 tahun menggunakan metode series maksimum tahunan.
- 3) Selanjutnya data nilai maksimum tahunan diolah untuk mendapatkan nilai periode ulang. Secara umum, analisis nilai maksimum untuk periode yang lebih panjang.

Menghitung standar deviasi :

$$s = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (x_i - x_r)^2}{n - 1}} \tag{1}$$

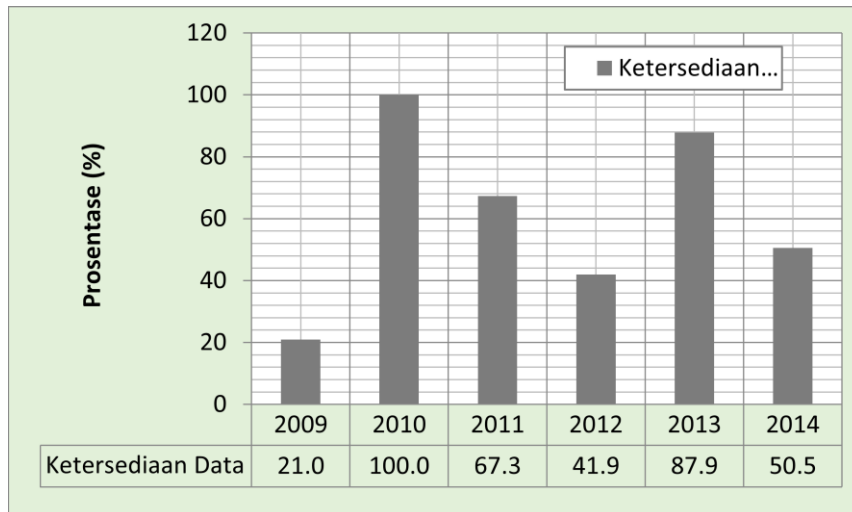
Dengan :

X_i = data ke i

X_r = rata-rata

n = jumlah data

Kemudian menghitung nilai faktor frekuensi menggunakan rumus:



Gambar 4. Grafik ketersediaan data meteorologi di lokasi tapak Serpong dari tahun 2009-2014.

$$K_r = \frac{Y_r - Y_n}{S_n} \quad (2)$$

Dengan :

Y_t = Reduce variate

Y_n = harga rata-rata *Reduced variate*

S_n = harga standar deviasi *Reduced variate*

Hitung periode ulang menggunakan rumus

$$X_r = \bar{X} + K_r \times S \quad (3)$$

Hasil analisis statistik adalah prediksi dari nilai maksimum untuk jangka waktu kedepan. Analisis menggunakan periode ulang 2, 5, 10, 25, 50, dan 100 tahun dengan mempertimbangkan masa operasi RDE. Analisis parameter kecepatan angin menggunakan ketinggian 10 m dari permukaan tanah. Hasil analisis ditampilkan pada Tabel 4.

b. Analisis fenomena *rare event*

Fenomena *rare event* meliputi analisis petir, puting beliung dan analisis misil NPP, siklon tropis, waterspouts dan hujan es (*hail*).

1) **Petir** : Menurut [6] dan [7] berdasarkan tempatnya petir dibagi menjadi 3 tipe yaitu petir di dalam awan (*Intra Cloud, IC*), petir antara awan dengan awan (*Cloud to Cloud, CC*) ataupun petir dari awan ke permukaan (*Cloud to Ground, CG*). Berdasarkan akurasi dan efisiensi sistem observasi petir serta dampak langsung terhadap konstruksi PLTN, petir yang diamati adalah petir yang terjadi antara awan

dengan permukaan (*Cloud to Ground, CG*). Distribusi petir sekitar lokasi tapak ditampilkan dalam lampiran (Gambar L.3).

2) **Puting Beliung** : Puting beliung merupakan angin yang berputar dengan kecepatan lebih dari 64.4 km/jam yang bergerak dengan waktu hidup (*genesis*) maksimum 5 menit [8]. Beberapa orang menyebut puting beliung sebagai angin Bohorok (Sumatera). Pada prinsipnya puting beliung merupakan miniatur atau skala kecil (*small scale*) dari tornado. Di Amerika kecepatan tornado dapat mencapai 320 km/jam dan diameter mencapai 500 meter. Analisis puting beliung dapat menggunakan skala Fujita untuk mengetahui seberapa parah puting beliung yang terjadi. Dampak kejadian puting beliung terhadap aktivitas manusia, *trend* kejadian dan probabilitas serta lokasi yang sering mengalami puting beliung di sekitar lokasi tapak Puspiptek, Serpong ditampilkan dalam lampiran (Gambar L.4).

3) **Analisis misil** : Sampai saat ini di Indonesia belum ada ketentuan yang lebih jelas yang mengatur tentang bagaimana melakukan analisis potensi misil terhadap PLTN lokasi tapak. Namun demikian, dalam [9] untuk Amerika, disebutkan kecepatan angin >34 m/s (75 mph) dapat menyebabkan potensi “misil” dari objek yang dekat dengan jalur angin tornado dan dari puing-puing struktur di dekatnya yang rusak. Lintasan Tornado dengan kecepatan angin sedemikian dapat mengangkat atau melemparkan berbagai objek sehingga

membahayakan keselamatan reaktor. Amerika membagi tiga zona kejadian Tornado yaitu zona 1,

zona 2 dan zona 3 dengan karakteristik kecepatan yang berbeda.

Tabel 4. Periode ulang kecepatan angin (pondok betung)

No.	Periode Ulang (Tahun)	Kecepatan Angin	
		(m/s)	km/h
1	2	18.1	65.1
2	5	26.1	94.1
3	10	31.5	113.3
4	25	38.2	137.6
5	50	43.2	155.6
6	100	48.2	173.5

- 4) Siklon tropis merupakan badai dengan kekuatan yang besar, radius rata-rata siklon tropis mencapai 150 hingga 200 km. Siklon tropis terbentuk di atas lautan luas yang umumnya mempunyai suhu permukaan air laut hangat, lebih dari 26,5 °C. Angin kencang yang berputar di dekat pusatnya mempunyai kecepatan angin lebih dari 63 km/jam. Meskipun secara geografis, wilayah Indonesia bebas siklon tropis namun ada beberapa anomali kejadian siklon tropis di sekitar wilayah Indonesia seperti Siklon Rossie (2008) mendekati Barat Banten, Kirrily (2009) di atas Kepulauan Aru yang mengakibatkan kejadian curah hujan lebat 20 mm, 92 mm dan 193 mm pada 27, 28 dan 29 April 2009. Lintasan siklon tropis dalam radius 500 km dari Jakarta, Indonesia (1990-2010) ditampilkan dalam lampiran (Gambar L.5).
- 5) *Waterspouts* : *Waterspout* adalah sebuah kolom pusaran seperti corong yang menghubungkan air dengan awan. *Waterspout* memiliki radius pusaran mencapai ratusan meter, mirip dengan fenomena Puting Beliung, namun terjadi di atas perairan. Fenomena *Waterspout* sangat jarang dilaporkan karena tidak meninggalkan jejak sebagaimana Puting Beliung atau Tornado yang memperlihatkan kerusakan bangunan bahkan jiwa secara langsung.
- 6) *Hujan es (hail)* : Hujan es (Hail) adalah bentuk presipitasi padat, yang terdiri dari bola-bola es. Salah satu proses pembentukannya adalah melalui kondensasi uap air lewat pendinginan di atmosfer pada lapisan di atas level beku. Es yang terjadi dengan proses ini biasanya berukuran besar antara 5 mm dan 200 mm (diameter), dengan batu-batu besar yang berasal dari badai petir. Karena ukurannya, walaupun telah turun ke lapisan yang

lebih rendah dengan suhu yang relatif hangat, tidak semua es mencair. Hujan es tidak hanya terjadi di negara subtropis, tapi bisa juga terjadi di daerah ekuator. Hujan es disertai puting beliung berasal dari jenis awan satu sel Cumulonimbus (Cb) di dekat permukaan bumi, dapat juga berasal dari awan multisel. Pertumbuhannya secara vertikal, dengan luasan area horizontalnya sekitar 3-5 km dan kejadiannya singkat berkisar antara 3-5 menit atau bisa juga 10 menit meskipun jarang. Oleh karena itu, peristiwa ini hanya bersifat lokal dan tidak merata, jenis awan berlapis-lapis ini menjulang kearah vertikal sampai dengan ketinggian 30.000 kaki lebih.

IV. KESIMPULAN

Sebagai upaya pemenuhan persyaratan dan kriteria keselamatan PLTN beberapa hal yang perlu diperhatikan diantaranya adalah :

1. Kajian meteorologi diperlukan dari tahap awal penentuan tapak, desain hingga konstruksi. Secara rinci yang perlu diperhatikan diantaranya adalah instalasi peralatan meteorologi dengan terlebih dahulu menentukan lokasi stasiun/tower meteorologi yang sesuai sebagaimana standar WMO.
2. Data meteorologi didapat dari lokasi tapak (AWS) maupun luar tapak. Parameter meteorologi yang diamati mencakup suhu udara, arah dan kecepatan angin, curah hujan, kelembapan udara, dan petir. Suhu udara, arah dan kecepatan angin, curah hujan dan kelembapan udara diukur pada ketinggian standar.

3. ketersediaan, konsistensi dan kecukupan data dilakukan untuk mengkaji kondisi data apakah telah sesuai kaidah dan dapat merepresentasikan parameter meteorologi. Data yang baik dan konsisten akan memberikan hasil analisis yang baik pula dan sesuai dengan kaidah ilmiah.
4. Kajian bahaya meteorologi yang meliputi analisis parameter ekstrem dan *rare event* diperlukan untuk membuat kajian tentang dasar desain konstruksi PLTN yang dibutuhkan.

DAFTAR PUSTAKA

1. EPRI (2002), *Siting Guide: Site Selection and Evaluation Criteria for an Early Site Permit Application*. Electric Power Research Institute. Technical Report, California.
2. BATAN (2014), *Program Evaluasi Tapak (PET) Reaktor Daya Eksperimental di kawasan Puspitpek Serpong*, Kota Tangerang Selatan.
3. BAPETEN (2014), *Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 6 Tahun 2014 Tentang Evaluasi Tapak Instalasi Nuklir Untuk Aspek Meteorologi dan Hidrologi*. BAPETEN. Jakarta.
4. IAEA (2011), *Safety Standards Series No. SSG-18, Safety Guide on Meteorological and Hydrological Hazards*. IAEA. Vienna.
5. WMO (2008), *Guide to Meteorological Instruments and Methods of Observation, Guide to Meteorological Instruments and Methods of Observation, WMO-No. 8, Seventh edition, Geneva 2, Switzerland*.
6. Pabla, A.S. (1981), *Sistem Distribusi Daya Listrik*, Penerbit Erlangga, Jakarta.
7. Price, C. (2008), *Lightning Sensors For Observing, Tracking and Nowcasting Severe Weather*, Department of Geophysics and Planetary Sciences, Tel Aviv University, 69978 Israel, Sensors 2008, 8, 157-170,
8. BMKG (2010), *Peraturan Kepala Badan Meteorologi, Klimatologi, dan Geofisika Nomor : Kep. 009 tahun 2010 tentang Prosedur Standar Operasional Pelaksanaan Peringatan Dini, Pelaporan, dan Diseminasi Informasi Cuaca Ekstrim*, Jakarta.
9. U.S Nuclear Regulatory Commission (2007), *Revision 1 regulatory guide office of nuclear regulatory research regulatory guide 1.76, design-basis tornado and tornado missiles for nuclear power plants*.
10. _____ (2007), *Peraturan Pemerintah No. 5 tahun 2007 tentang Peraturan Keselamatan Evaluasi Tapak Reaktor Nuklir*, Jakarta.
11. Roshan A.D, Shylamoni P., and Sourav A. (2005), *Monograph on siting of nuclear power plants, Civil & Structural Engineering Division, Atomic Energy Reulatory Board Niyamak Bhavan Anushakti Nagar Mumbai-400094, India*.

TANYA JAWAB DISKUSI

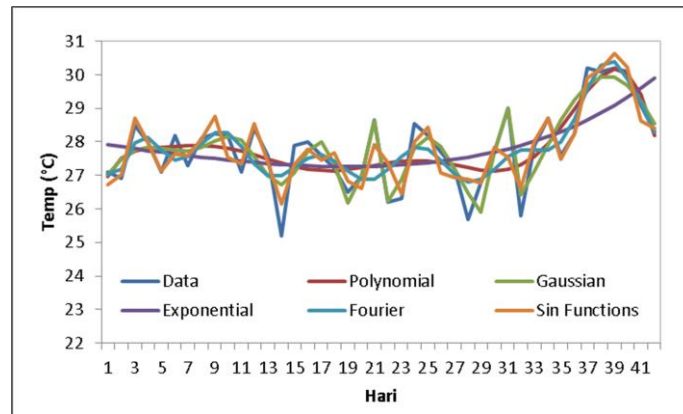
Penanya: Umi Khasanah

Pertanyaan:

Kenapa luas taman alat yang dibuat paling tidak 25 m x 25 m? Kenapa tidak lebih besar atau lebih kecil?

Jawaban:

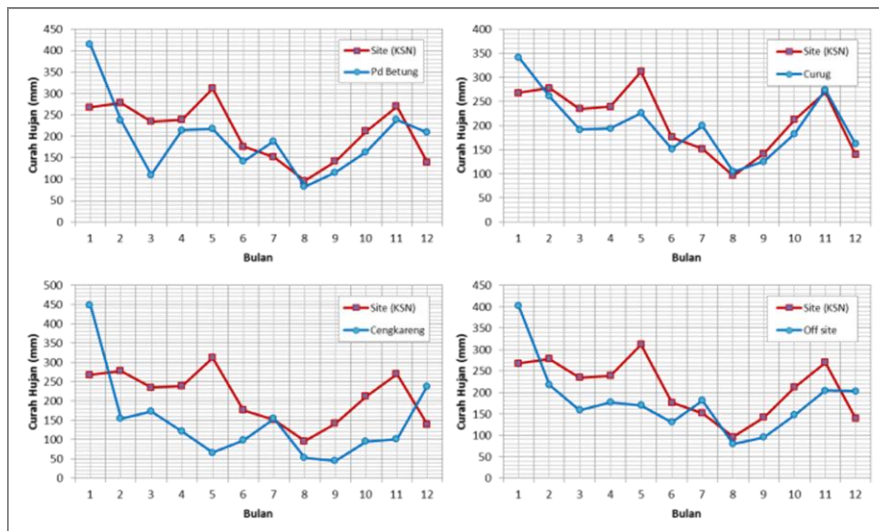
Aturan taman alat mengakomodir ketentuan dari World Meteorologist Organization (WMO) sesuai peruntukannya. Secara fisis atau non teknis sebenarnya ukuran tersebut untuk menampung peralatan/sensor yang terpasang di dalamnya. Sebagai contoh tower meteorologi yang akan dmengambil space cukup banyak karena memerlukan tambahan sling (kawat) untuk menopangnya. Disamping itu, taman alat seharusnya dipasang dengan mempertimbangkan kemungkinan terdapatnya gangguan/penghalang (obstacle) dari gedung-gedung atau pepohonan di sekitar taman alat. Ukuran 25 x 25 m adalah ukuran ideal minimalis jika lahan yang tersedia sedikit. Dalam banyak kasus biasanya taman alat dibangun dengan ukuran 50 x 50 m



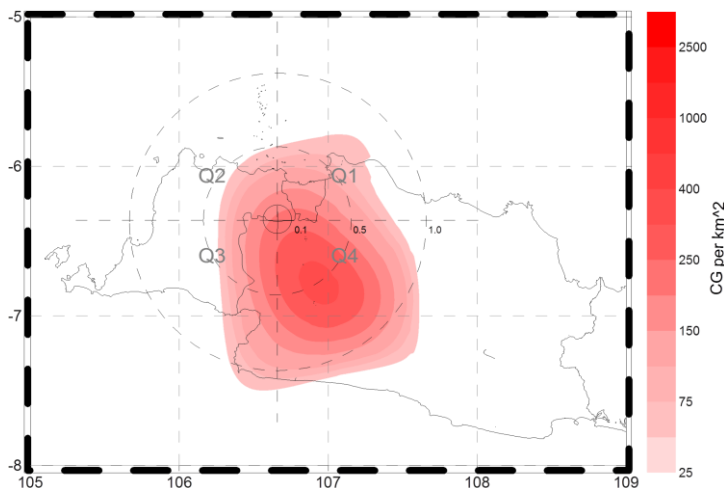
Gambar L.1 Grafik hasil analisis *quality control* menggunakan berbagai persamaan.

Tabel L.1. Tabel hasil keluaran berbagai persamaan model.

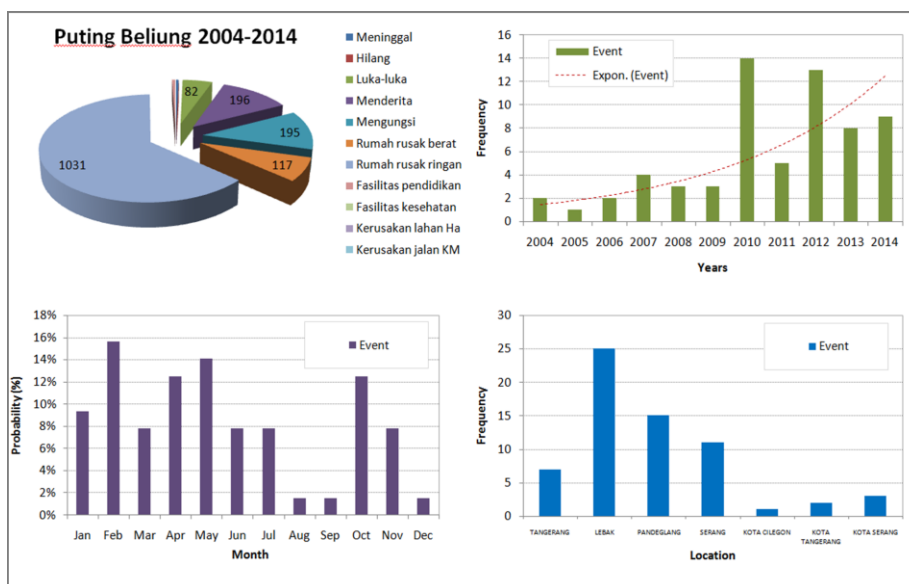
No.	Equation	Orde	Corr (r)	RMSE
1	Polynomial	8	0.51	0.91
2	Gaussian	7	0.75	0.81
3	Exponential	2	0.34	0.99
4	Fourier	8	0.58	0.99
5	Sin Functions	8	0.81	0.77



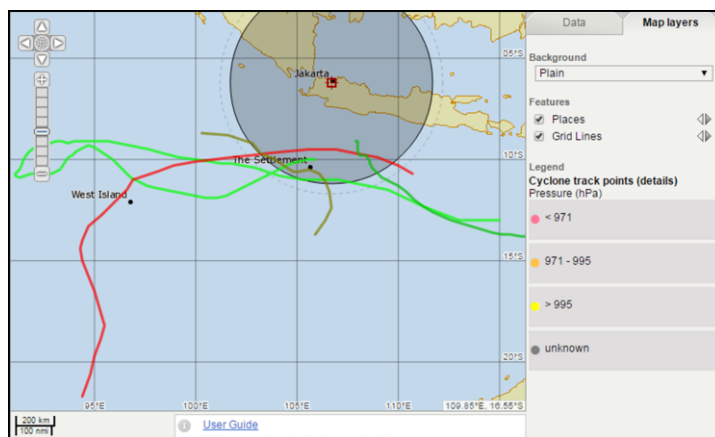
Gambar L.2. Analisis komparasi pola curah hujan : antara pola hujan stasiun klimatologi Pondok Betung dengan tapak PLTN Serpong (Panel kiri atas); antara pola hujan stasiun meteorologi Curug dengan tapak (Panel kanan atas); antara pola hujan stasiun meteorologi Cengkareng dengan tapak (Panel kiri bawah); antara pola hujan luar tapak dengan tapak (Panel kanan bawah).



Gambar L.3. Sebaran CG di sekitar lokasi tapak sepanjang tahun 2014.



Gambar L.4. Dampak kejadian puting beliung terhadap aktivitas manusia (kiri atas); Trend kejadian puting beliung dari tahun 2004-2014 (kanan atas); Probabilitas (%) bulanan puting beliung (kiri bawah); dan Lokasi yang mengalami lokasi terdampak puting beliung (kanan bawah).



Gambar L.5. Lintasan Siklon Tropis dalam radius 500 km dari Jakarta, Indonesia (1990-2010), (Sumber data : www.bom.gov.au).



PERBANDINGAN AKTIVITAS NUKLIDA PEMANCAR ALFA HASIL BURN-UP ANTARA LEU DAN HEU DALAM REAKTOR HOMOGEN ARGUS

Luqman Hakim¹, Suharyana¹, Riyatun¹, Azizul Khakim²

¹Universitas Sebelas Maret, Surakarta

²Badan Pengawas Tenaga Nuklir, Jakarta

correspondent author: suharyana61@staff.uns.ac.id

ABSTRAK

Perbandingan Aktivitas Nuklida Pemancar Alfa Hasil Burn-Up antara LEU Dan HEU Dalam Reaktor Homogen ARGUS. Radiasi alfa dalam AHR dapat menjadi pengotor terhadap molibdenum-99 yang berbahaya jika sampai masuk didalam tubuh manusia. Tujuan dari penelitian ini adalah membandingkan hasil simulasi dari besarnya total radiasi alfa yang terbentuk pada reaktor homogen ARGUS antara bahan bakar uranium tingkat pengayaan rendah 20% dan uranium tingkat pengayaan tinggi 90% dengan menggunakan perangkat lunak MCNPX. Larutan bahan bakar yang digunakan adalah uranyl sulfat. Karakteristik reaktor homogen ARGUS dioptimasi pada bagian tebal reflektor, volume dan konsentrasi uranium agar diperoleh reaktor yang kritis. Saturasi ⁹⁹Mo pada LEU dan HEU terjadi pada hari ke 16 setelah pengoperasian dengan massa dan aktivitas untuk LEU yakni 2,72 mg dan 1,31 kCi, sedangkan untuk HEU yakni 2,2 mg dengan aktivitas 1,06 kCi. Sumber radiasi alfa terbentuk pada saat saturasi ⁹⁹Mo antara lain ¹⁴⁴Nd, ¹⁴⁷Sm, ¹⁴⁸Sm, ²³²Th, ²³⁴U, ²³⁵U, ²³⁶U, ²³⁸U, ²³⁷Np, ²³⁸Pu, ²³⁹Pu, ²⁴⁰Pu, dan ²⁴²Pu. Total radiasi alfa yang dihasilkan dari LEU sebesar 7,701 mCi sedangkan HEU sebesar 2,436 mCi. Total radiasi alfa yang dihasilkan pada LEU lebih besar daripada HEU. Hal ini dikarenakan pada LEU jumlah ²³⁸U dan ²³⁵U lebih besar daripada HEU, dan semua sumber alfa yang dihasilkan merupakan produk fisi dan juga transmudasi dari kedua nuklida tersebut.

Kata kunci: Molibdenum-99, MCNPX, LEU dan HEU, Radiasi alfa, Saturasi.

ABSTRACT

Comparison of Alpha Emitting Nuclide Activities Generated by Burn-Up between LEU and HEU in Homogeneous Reactor Argus. Alpha radiation in the AHR can be as impurities of molybdenum-99 which can be dangerous if enters human bodies. The purpose of this study is comparing simulation results of the total amount of alpha radiation that formed in homogeneous reactor ARGUS between low enriched uranium 20% and high enriched uranium 90% by using the MCNPX software. The fuel solution is uranyl sulphate. The characteristic of homogeneous reactor ARGUS was optimized at reflector thickness, volume of solution and uranium concentration in order to obtain critical reactor. The Saturation of ⁹⁹Mo in LEU and HEU occurred on the 16th day after operation with mass of 2,72 mg or 1,31 kCi activity of LEU and mass of 2,2 mg or 1,06 kCi activity of HEU. The formed alpha radiation source during saturation of ⁹⁹Mo including ¹⁴⁴Nd, ¹⁴⁷Sm, ¹⁴⁸Sm, ²³²Th, ²³⁴U, ²³⁵U, ²³⁶U, ²³⁸U, ²³⁷Np, ²³⁸Pu, ²³⁹Pu, ²⁴⁰Pu, and ²⁴²Pu. The total alpha radiation produced from LEU is 7,701 mCi while from HEU is 2,436 mCi. Total alpha radiation generated by LEU is higher than in HEU. That's because the amount of ²³⁵U and ²³⁸U in LEU is higher than HEU, and every alpha source that generated are fission and transmutation products of both nuclide.

Keywords: Molybdenum-99, MCNPX, LEU and HEU, Alpha radiation, Saturation

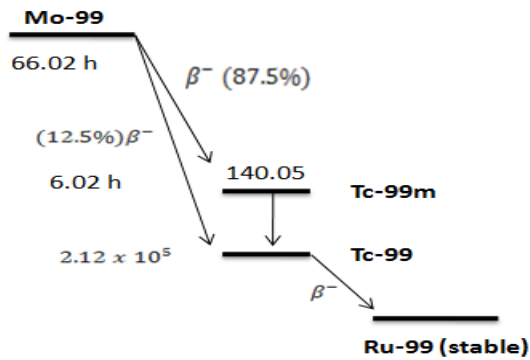
I. PENDAHULUAN

Technetium-99m (^{99m}Tc) merupakan radiofarmaka pemancar gamma yang digunakan sebagai pelacak dalam tubuh. ^{99m}Tc merupakan isotop buatan yang berasal dari peluruhan beta dari molybdenum-99. Waktu paruh ^{99m}Tc relatif pendek yakni 6 jam sehingga radiasinya cepat berkurang dan cocok bila digunakan dalam tubuh untuk mengamati keadaan dalam tubuh.

Produksi ^{99m}Tc tidak langsung dilakukan, melainkan melalui inti induknya yakni ⁹⁹Mo. Sedangkan ⁹⁹Mo dapat dihasilkan melalui iradiasi target ⁹⁸Mo pada reaktor dengan flux neutron yang

tinggi atau dengan cara yang paling sering digunakan yakni hasil dari fisi. Berikut ini merupakan skema peluruhan ⁹⁹Mo sebagai inti induk dari ^{99m}Tc [1].

Ada beberapa metode untuk memproduksi ⁹⁹Mo antara lain dengan cara iradiasi target ²³⁵U dengan neutron dalam reaktor sehingga mengalami fisi yang menghasilkan ⁹⁹Mo dan menggunakan *Aqueous Homogeneous Reactor* (AHR). AHR merupakan reaktor dengan bahan bakar berupa uranium yang dilarutkan dengan pelarut berwujud air. Produksi ⁹⁹Mo dengan AHR terbilang lebih menguntungkan daripada iradiasi ²³⁵U dalam reaktor. Keuntungannya antara lain:



Gambar 1. Skema peluruhan ⁹⁹Mo

1. Variasi parameter reaktor, pemilihan bahan bakar dan geometrinya lebih fleksibel
2. Karakteristik keselamatan nuklir yang melekat
3. Tanpa menggunakan target, limbah uranium yang dihasilkan per curie ⁹⁹Mo yang diproduksi lebih sedikit, dan manajemen limbah yang lebih sederhana
4. Kemampuan untuk menghasilkan isotop lain seperti ¹³³Xe, ⁸⁹Sr, ⁹⁰Y, ¹³¹I lebih efisien menggunakan ekstraksi *off-gass*.
5. Biaya modal dan operasi lebih sedikit [2].

Salah satu AHR yang telah beroperasi di Russia adalah ARGUS. Reaktor ini terletak di NRC “Kurchatov Institute” dan beroperasi sejak 1981. Bahan bakar yang digunakan adalah larutan uranyl sulfat. Pertama kali ARGUS beroperasi dengan bahan bakar uranium tingkat pengayaan tinggi (HEU). Lalu untuk memenuhi tujuan program RERTR ARGUS mengganti bahan bakarnya dengan uranium tingkat pengayaan rendah (LEU) [3].

Hasil fisi ⁹⁹Mo memiliki persyaratan tersendiri untuk dapat digunakan. Hal ini dikarenakan dalam reaktor bukan hanya ⁹⁹Mo yang dihasilkan melainkan nuklida-nuklida lain yang dapat mengkontaminasi ⁹⁹Mo. Salah satu kontaminasinya adalah nuklida penghasil alfa. Radiasi alfa memiliki daya ionisasi yang tinggi akan tetapi daya tembusnya kecil. Radiasi alfa tidak bisa menembus kulit manusia. Akan tetapi jika sumber radiasi alfa masuk kedalam tubuh akan sangat berbahaya. Dampak dari radiasi alfa dalam tubuh antara lain memicu kanker, kerusakan DNA, dan sindrom radiasi akut (ARS). Oleh karena itu, perlu dilakukan penelitian tentang aktivitas radiasi alfa.

Pada penelitian ini akan dilaporkan besarnya radiasi alfa yang dihasilkan pada ARGUS serta membandingkan saat pengayaan bahan bakar yang digunakan HEU dengan LEU. Total radiasi alfa yang dihasilkan oleh produk fisi maupun transmudasi dihitung saat ⁹⁹Mo yang dihasilkan reaktor ARGUS mencapai saturasi. Penelitian ini dilakukan dengan cara simulasi menggunakan *software* MCNPX dan karena pemodelan reaktor ARGUS dengan MCNPX belum

ditemukan sebelumnya maka dilakukan optimasi terlebih dahulu agar reaktor kritis.

II. METODOLOGI

Pada penelitian ini dilakukan simulasi operasi burn-up ARGUS dengan menggunakan perangkat lunak MCNPX. Langkah pertama pada penelitian ini adalah studi literatur tentang parameter dan geometri ARGUS. Berikut merupakan data-data dari ARGUS yang telah dikumpulkan.

Tabel 1. Parameter ARGUS [4]

Parameter	HEU	LEU
Bentuk Teras Bola	Silinder dengan alas Setengah Bola	
Bahan Bakar	Uranyl Sulfat (UO ₂ SO ₄)	
Wadah	Stainless Steel	
Bahan Bakar		
Reflektor	Grafit 1300 x 1500 mm	
Tinggi	38 cm	43 cm
Permukaan		
Konsentrasi Uranium	81,3 gr/l	380 gr/l
Volume operasi	21,1 l	24,5 l
Daya operasi	1 kW/l	1 kW/l

Dari data volume dan ketinggian, didapatkan besar jari-jari silinder teras yakni 14,72cm

Karena tidak terdapat literatur mengenai simulasi ARGUS dengan MCNPX, maka dilakukanlah optimasi dari parameter diatas. Optimasi yang dimaksud disini adalah besarnya faktor multiplikasi efektif (keff). Faktor multiplikasi efektif menunjukkan perubahan populasi neutron pada setiap generasi. Besarnya keff diusahakan berkisar antara 1,00 sampai 1,05.

Optimasi yang dilakukan untuk mengubah besarnya keff dapat dilakukan dengan cara:

1. Mengubah tinggi permukaan bahan bakar. Dengan mengubah tinggi permukaan bahan bakar maka volume bahan bakar juga akan berubah dan jumlah Uranium-235 juga akan berubah. Hal ini akan mempengaruhi kemungkinan neutron akan bereaksi dengan Uranium-235 dan menyebabkan fisi yang mempengaruhi populasi neutron [5].
2. Mengubah tebal reflektor. Reflektor berfungsi untuk memantulkan kembali neutron sehingga neutron tertuju pada teras. Reflektor akan mempengaruhi banyaknya neutron yang bocor sehingga juga mempengaruhi populasi neutron dalam teras.
3. Memvariasi konsentrasi bahan bakar. Konsentrasi bahan bakar juga berpengaruh terhadap banyaknya Uranium-235 [6].

Setelah optimasi dilakukan, selanjutnya adalah melakukan simulasi *burn-up* pada ARGUS. Burn-up dilakukan sampai ⁹⁹Mo mengalami saturasi. Saturasi pada ⁹⁹Mo terjadi karena laju produksi ⁹⁹Mo sama

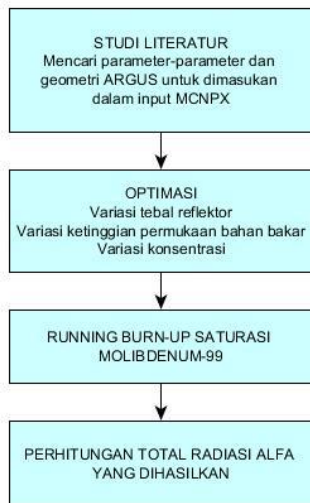
dengan laju hilangnya ^{99}Mo . Produksi ^{99}Mo terbentuk dari fisi ^{235}U dan tangkapan neutron oleh hasil fisi ^{98}Mo . Sedangkan hilangnya ^{99}Mo disebabkan karena peluruhan ^{99}Mo sendiri dan tangkapan neutron (*burn*). Jika ditulis dengan persamaan maka akan menjadi [7]:

$$\frac{dN_i}{dt} = \gamma_i \Sigma_f^{\text{fuel}} \phi + f_{ij} \Sigma_a^j \phi - \lambda_i N_i - \sigma_a^i N_i \phi \quad (1)$$

dimana:

- N_i = jumlah ^{99}Mo
- γ_i = fisi yang menghasilkan ^{99}Mo
- Σ_f^{fuel} = tampang lintang fisi makroskopik bahan bakar
- ϕ = fluks neutron
- f_{ij} = tangkapan yang menghasilkan ^{99}Mo
- Σ_a^j = tampang lintang tangkapan makroskopik ^{99}Mo
- λ_i = koefisien peluruhan ^{99}Mo
- σ_a^i = tampang lintang tangkapan mikroskopik

Saturasi pada ^{99}Mo juga dapat diartikan produksi maksimal ^{99}Mo dalam reaktor. Perhitungan aktivitas radiasi alfa dimulai pada awal saturasi. Dengan mencari sumber radiasi alfa yang dihasilkan dari burn-up reaktor kemudian menjumlahkan total semua aktivitas radiasinya. Dari semua nuklida yang dihasilkan saat burn-up, nuklida yang merupakan sumber radiasi alfa adalah ^{144}Nd , ^{147}Sm , ^{148}Sm , ^{232}Th , ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U , ^{237}Np , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , dan ^{242}Pu . Setelah didapatkan masing-masing aktivitas total alfa untuk HEU dan LEU kemudian dibandingkan dan dianalisa. Untuk lebih jelasnya dapat dilihat pada tabel 1.



Gambar 2. Langkah-langkah penelitian

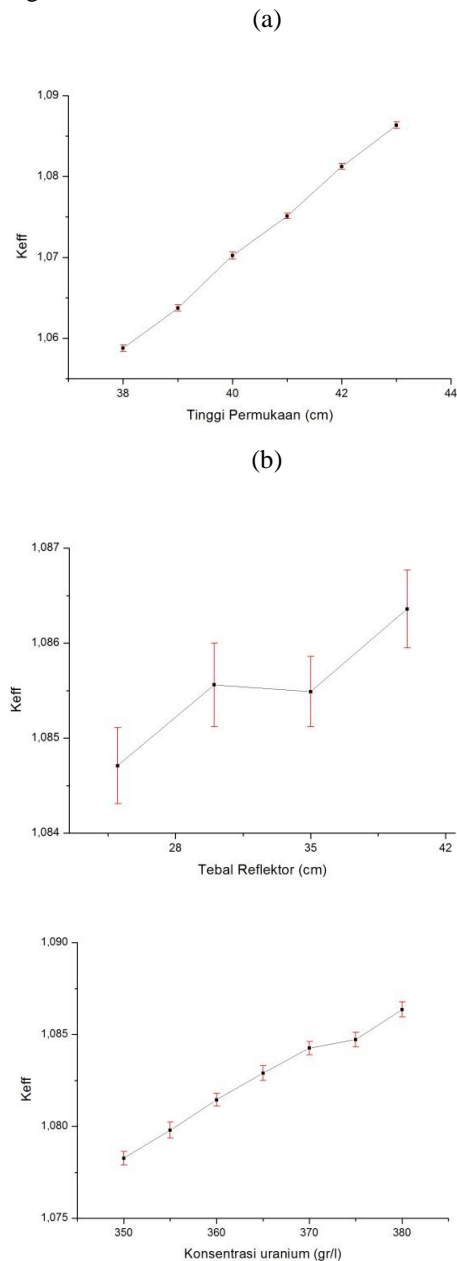
III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil k_{eff} untuk pengayaan 20% tanpa dilakukan optimasi adalah $1,08079 \pm 0,00039$. Hasil ini

belum memenuhi $1,00 < k_{\text{eff}} < 1,05$. Oleh karena itu dilakukan variasi untuk menurunkan k_{eff} pada pengayaan 20% antara lain:

1. Tebal reflektor dibuat sama sisi dan divariasi dari tebal 40cm, 35 cm, 30 cm dan 25 cm.
2. Tinggi permukaan divariasi dari 43cm, 42cm, 41cm, dan 40 cm.
3. Konsentrasi divariasi dari 380g/l turun setiap 50gr/l.

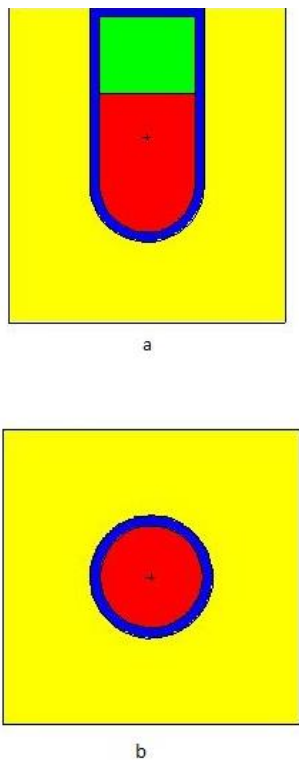
Hasil dari variasi-variasi tersebut dapat dilihat pada gambar 3.



Gambar 3. Grafik hasil optimasi (a) Tinggi permukaan, (b) Tebal reflektor, dan (c) konsentrasi.

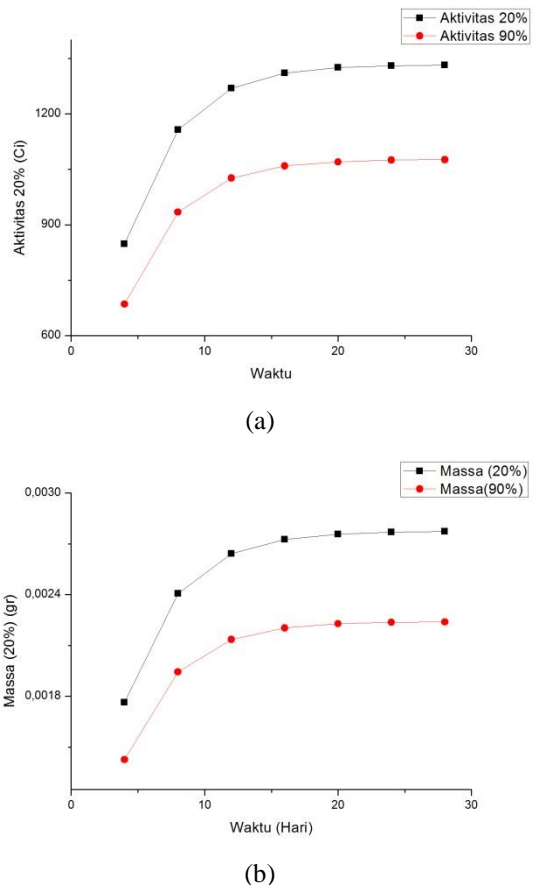
Dari grafik di atas, dapat dilihat untuk variasi tebal reflektor tidak begitu berpengaruh untuk menurunkan k_{eff} . Untuk variasi tinggi permukaan terlihat menurun drastis akan tetapi belum sampai kurang dari 1,05. Untuk konsentrasi juga turun dan belum sampai kurang dari 1,05. Oleh karena itu dipilih untuk tebal reflektor 25 cm yang menghasilkan keff paling kecil, tinggi permukaan tetap 43 cm karena jika dikurangi akan mendekati ketinggian untuk pengayaan 90% dan penurunan konsentrasi dilanjutkan sampai didapatkan keff yang diinginkan.

Didapatkan keff $1,04893 \pm 0,00037$ pada konsentrasi 290gr/l. Sedangkan pada pengayaan 90% juga dilakukan perlakuan yang sama dan didapatkan keff $1,04971 \pm 0,00035$ pada konsentrasi 50 gr/l. Geometri akhir reaktor ARGUS dapat dilihat pada Gambar 4 berikut.



Gambar 4. Geometri ARGUS pada MCNPX a) tampak pada bidang XZ dan b) tampak pada bidang XY

Setelah *input* reaktor kritis didapatkan, *input* reaktor disimulasikan *burn-up* sampai terbentuk ^{99}Mo yang mengalami saturasi. Hasil simulasi saturasi ^{99}Mo dapat dilihat pada grafik Gambar 5 berikut.



Gambar 5. Grafik saturasi Molibdenum-99 (a) aktivitas (b) massa.

Saturasi ^{99}Mo dimulai pada hari ke 16 untuk pengayaan 20% dan 90%. Hasil saturasi ^{99}Mo untuk LEU yakni kisaran 2,72mg dengan aktivitas radiasi 1,31kCi, sedangkan saturasi untuk HEU yakni kisaran 2,2mg dengan aktivitas 1,06kCi. Kemudian pada hari ke 16 dilihat juga aktivitas radiasi yang dihasilkan sumber radiasi. Hasilnya dapat dilihat pada tabel 2 berikut.

Tabel 2. Aktivitas radiasi dari beberapa nuklida

Nuklida	Nomor Massa	Aktivitas (Curie)	
		LEU	HEU
Neodium	144	$3,335 \times 10^{-16}$	$2,705 \times 10^{-16}$
	147	$2,149 \times 10^{-13}$	$1,739 \times 10^{-13}$
Samarium	148	$2,175 \times 10^{-20}$	$1,803 \times 10^{-20}$
	Thorium	232	$9,977 \times 10^{-18}$
234		$8,306 \times 10^{-08}$	$5,040 \times 10^{-08}$
235		$3,219 \times 10^{-03}$	$2,191 \times 10^{-03}$
Uranium	236	$5,366 \times 10^{-06}$	$4,238 \times 10^{-06}$
	238	$2,028 \times 10^{-03}$	$7,574 \times 10^{-05}$
Neptunium	237	$2,491 \times 10^{-08}$	$1,006 \times 10^{-09}$

Plutonium	238	$2,030 \times 10^{-08}$	$7,831 \times 10^{-10}$
	239	$2,447 \times 10^{-03}$	$1,653 \times 10^{-04}$
	240	$1,036 \times 10^{-06}$	$7,691 \times 10^{-08}$
	242	$1,381 \times 10^{-16}$	-
Total		$7,701 \times 10^{-03}$	$2,436 \times 10^{-03}$

Pada tabel 2, aktifitas radiasi alfa total yang didapatkan untuk HEU sebesar 2,436 mCi dan untuk LEU sebesar 7,701 mCi. Aktivitas radiasi alfa total LEU lebih besar dibandingkan dengan aktivitas radiasi alfa total HEU. Hal ini dikarenakan perbedaan jumlah bahan bakar dari HEU dan LEU. Konsentrasi uranium pada HEU adalah 50 gr/l dan volumenya 21,1 liter yang artinya terdapat 1055 gram uranium dalam total larutan bahan bakar dengan 949,5 gram ^{235}U dan 105,5 gram ^{238}U . Sedangkan pada LEU konsentrasi uraniumnya 290 gr/l dan volumenya 24,5 yang berarti terdapat 7105 gram uranium dalam larutan bahan bakar dengan 1421 gram ^{235}U dan 5684 gram ^{238}U . Banyaknya jumlah uranium pada LEU menyebabkan jumlah sumber radiasi yang dihasilkan dari proses burn-up lebih banyak daripada HEU. Dimana penyumbang radiasi alfa terbesar adalah ^{239}Pu yang merupakan hasil tangkapan neutron oleh ^{238}U . Sedangkan jumlah ^{238}U pada LEU jauh lebih banyak dibandingkan dengan HEU.

IV. KESIMPULAN

Dari hasil penelitian diatas, hal-hal yang dapat disimpulkan antara lain:

1. Hasil optimasi reaktor ARGUS diperoleh k_{eff} pada LEU sebesar $1,04893 \pm 0,00037$, sedangkan HEU sebesar $1,04971 \pm 0,00035$. Kondisi ini dicapai pada tebal reflektor 25 cm dan konsentrasi LEU 290gr/l dan konsentrasi HEU 50gr/l.
2. Produksi ^{99}Mo mencapai saturasi pada hari ke 16 untuk kedua pengayaan LEU dan HEU, dengan massa saturasi ^{99}Mo untuk LEU adalah 2,72mg dengan aktivitas radiasi 1,31kCi, sedangkan saturasi untuk HEU yakni kisaran 2,2mg dengan aktivitas 1,06kCi.
3. Aktivitas radiasi alfa yang dimungkinkan dapat menjadi pengotor dari ^{99}Mo pada LEU adalah 7,701 mCi, sedangkan pada HEU adalah 2,436 mCi. Hasil aktivitas radiasi alfa pada LEU lebih besar dari pada HEU hal ini dikarenakan jumlah uranium dari LEU jauh lebih banyak dibandingkan dengan yang dimiliki HEU.

DAFTAR PUSTAKA

1. Awaludin, R. (2011) *Radioisotop Teknesium-99m dan Kegunaannya*, Pusat Radioisotop dan Radiofarmaka, BATAN:61-62

2. IAEA (2008) *IAEA TECDOC Series No. 1601 – Homogeneous Aqueous Solution Nuclear Reactors for the Production of Mo-99 and other Short Lived Radioisotopes*, Vienna, Austria 1601:1
3. Boldyrev, P.P. (2014) *The Russian ARGUS Solution Reactor HEU-LEU Conversion: LEU Fuel Preparation, Loading and First Criticality*, RERTR 2014:2
4. Masyinkov, S.V. (2012) *Conversion of the ARGUS Solution Reactor to LEU Fuel: Result of Feasibility Studies and Schedule*, RERTR 2012:4-5
5. Susanti. (2015) *Pengaruh Variasi Konsentrasi Uranium pada Bahan Bakar Uranil Nitrat ($\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$) dan Uranil Sulfat (UO_2SO_4) Terhadap Nilai Kritikalitas Aqueous Homogeneous Reactor (AHR)*, digilib.uns.ac.id : 58
6. Isnaeni, A. (2014). *Criticality and Mo-99 Production Capacity Analysis of Aqueous Homogeneous Reactor Using MCNP and ORIGEN Computer Code*, Faculty of Engineering King Abdul Aziz University: 31-32
7. DOE-HDBK (1993), *DOE Fundamental Handbook Nuclear Physics and Reactor Theory Volume 2 of 2*, FSC-6910:34-38

TANYA JAWAB DISKUSI

Penanya: Bara Wahyu R. (UNS)

Pertanyaan:

Apa yang dimaksud dengan 6 day Curie?

Jawaban:

Dimensi 6 day Curie sama dengan Curie, sedangkan perbedaannya adalah bahwa 6 day Curie merupakan aktivitas setelah 6 hari dari aktivitas saat sekarang.



ANALISA HASIL PENGUJIAN SWITCHGEAR PADA SISTEM KELISTRIKAN GEDUNG REAKTOR SERBA GUNA GA SIWABESSY

Adry Fadillah

Badan Pengawas Tenaga Nuklir

Email : a.fadillah@bapeten.go.id

ABSTRAK

ANALISA HASIL PENGUJIAN SWITCHGEAR PADA SISTEM KELISTRIKAN GEDUNG REAKTOR SERBA GUNA GA SIWABESSY. Telah dilakukan analisa hasil pengujian pada busbar dan *switchgear* sistem kelistrikan gedung Reaktor Serba Guna GA Siwabesy (RSG-GAS). *Switchgear* dilengkapi dengan dua komponen utama, yaitu pemutus tenaga PMT yang berfungsi untuk menghubungkan atau melepaskan beban dan pemisah PMS yang berfungsi memisahkan saluran transmisi dan peralatan yang terpasang pada instalasi listrik RSG-GAS. Analisa fungsi *switchgear* dilakukan dengan cara pengujian pada tanggal 8 Nopember 2014 dimana tahanan kontak (*contact resistance*) $44,30 \text{ s/d } 73,50 \mu\Omega \leq 100 \mu\Omega$ diperoleh masih dalam keadaan baik yaitu tidak melebihi Standar yang berlaku (PLN P3BPJ; $R \leq 100 \mu\Omega$) jadi masih memenuhi standar yang berlaku. Sehingga kontak-kontak breaker terhubung dengan sempurna. Dan tahanan kebocoran (*leakage resistance*) $1211,4 \text{ s/d } 6172,8M\Omega > 500 M\Omega$ bahwa hasil pengujian tahanan kebocoran (*leakage resistance*) lebih besar daripada batas tahanan kebocoran yang dipersyaratkan yaitu $500 M\Omega$ sesuai dengan standar VDE (*Verband der Electrotchnic*) yaitu $R > 500 M\Omega$. Berdasarkan hasil tersebut, tahanan kebocoran dalam keadaan baik.

Kata kunci: tahanan kontak, tahanan kebocoran, Switchgear, Busbar

ABSTRACT

TEST RESULTS ANALYSIS OF SWITCHGEAR ON BUILDING ELECTRICAL SYSTEM AT SERBA GUNA GA SIWABESSY REACTOR. Analysis of testing on the busbar and switchgear in the Electrical Sistem RSG GAS building. Switchgear have two main components, there are circuit breaker (PMT) for connecting or releasing load and disconnect switch (PMS) distributing transmission lines and equipment intalled on elecricity RSG GAS building. Analysis of testing function switchgear conducted tested on 8-th November 2014 with result contact resistance $44,30 \text{ s/d } 73,50 \mu\Omega \leq 100 \mu\Omega$ still in good condition which does not exceed the applicable standards (PLN P3BPJ; $R \leq 100 \mu\Omega$) so they meet the applicable standards. So that the breaker contacts connected perfectly. And leakage resistaance $1211,4 \text{ s/d } 6172,8M\Omega > 500 M\Omega$ that the test results leakage resistance greater than the threshold required leakage resistance is $500 M\Omega$ according to the standard VDE (*Verband der Electrotchnic*) is $R > 500 M\Omega$. The result obtained leakage resistance in good condition.

Keywords : Contact Resistance, Leakage Resistance, Switchgear, Busbar

I. PENDAHULUAN

1.1 Latar Belakang

Pada RSG-GAS terdapat 3 (tiga) jenis sumber yang berbeda yaitu listrik PLN, Pembangkit Listrik Tenaga Diesel (*genset*), dan Baterai.

Listrik PLN merupakan sumber penyedia daya utama, dipasok dari Gardu Induk Serpong melalui kabel bawah tanah pada tegangan 20 kV setelah itu melalui tiga unit transformator penurun tegangan (*step down transformer*) 20 kV/400 V BHT01, BHT02, dan BHT03 dengan kapasitas masing-masing 1600 kVA.

Pada panel distribusi BHT01, BHT02, dan BHT03 gedung RSG-GAS terdapat peralatan untuk pemutus dan penghubung yaitu *Swichgear* yang dilengkapi dengan 2 (dua) komponen utama yaitu pemutus tenaga PMT (*Circuit Breaker*) dan pemisah PMS (*disconnect Switch*), pemutus tenaga PMT berfungsi untuk menghubungkan atau melepaskan beban sedangkan

pemisah PMS (*disconnect Switch*) berfungsi memisahkan saluran transmisi dan peralatan yang ada dalam gardu induk (GI). Bila terjadi gangguan yang akan membahayakan sistem dan peralatan yang terpasang pada gedung Reaktor Serba Guna GA Siwabessy (RSG-GAS) maka *Switchgear* harus dapat bekerja dengan baik. Gagalnya operasi *switchgear* akan menyebabkan kegagalan operasi reaktor.

Untuk mengetahui apakah *Switchgear* pada gedung RSG-GAS masih berperan dan berfungsi seperti yang diharapkan mengingat usia operasional yang telah cukup lama lebih dari 18 tahun, maka perlu dilakukan pengujian terhadap unjuk kerja *Switchgear* tersebut.

1.2 Tujuan dan Manfaat

Tujuan analisa pengujian switchgear ini adalah untuk menganalisa hasil pengujian switchgear pada sistem kelistrikan gedung reaktor RSG-GAS. Hasil

kajian ini diharapkan dapat memberikan kontribusi khususnya pada RSG-GAS.

Manfaat analisa hasil pengujian switchgear ini adalah mengetahui tahanan kontak dan tahanan kebocoran pada Switchgear apakah masih bekerja dengan baik. Dan apakah memenuhi standar yang berlaku. Mempermudah mengontrol fungsi switchgear yang didalamnya terdapat PMT dan PMS. Mempermudah penanganan gangguan sistem kelistrikan. Mempermudah pemeliharaan *switchgear* dalam sistem kelistrikan gedung Reaktor Serba Guna GA Siwabessy.

1.3 Switchgear

Switchgear adalah Peralatan hubung yang terpasang pada Sistem kelistrikan RSG-GAS digunakan untuk menghubungkan catu daya utama PLN dan saluran distribusi gedung RSG-GAS dengan busbar yaitu rel melalui transformator distribusi. Peralatan yang terpasang pada switchgear RSG-GAS setiap salurannya dilengkapi dengan pemutus tenaga (circuit breaker) dan pemisah (disconnect switch).



Gambar 1. Switchgear

1.4 Pemutus Tenaga (PMT)

Pemutus tenaga yang terdapat pada Switchgear Sistem Kelistrikan RSG-GAS berfungsi untuk menghubungkan atau melepaskan beban, apabila terjadi gangguan pada suatu Sistem Kelistrikan RSG-GAS.

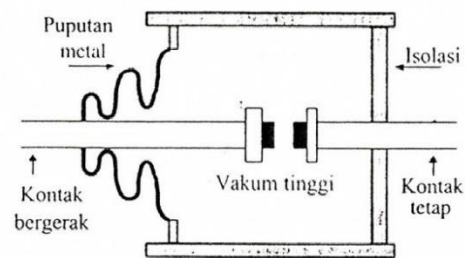
Pemutus tenaga yang dipasang pada sistem kelistrikan gedung RSG-GAS yaitu: pemutus tenaga dengan media *Vacuum Circuit Breaker (VCB)* dan pemutus tenaga dengan media gas SF₆ (*Sulphur Hexafluoride Breaker*)

1.4.1 Pemutus tenaga dengan media *Vacuum Circuit Breaker (V.C.B)*

Pemakaian pemutus tenaga dengan media udara vakum cukup banyak digunakan pada tegangan menengah dan tinggi. Udara bertekanan tersebut digunakan untuk operasi membuka, menutup dan memadamkan busur api.

Pemutus tenaga dengan hampa udara memiliki kontak-kontak pemutus tetap dan bergerak yang ditempatkan dalam ruang hampa udara. Ruang hampa udara tersebut memiliki kekuatan dielektrik yang cukup tinggi dan merupakan media pemadaman busur api yang baik. Untuk mencegah udara masuk ke dalam bilik, maka bilik harus ditutup rapat dan kontak Bergeraknya diikat ketat dengan perapat logam.

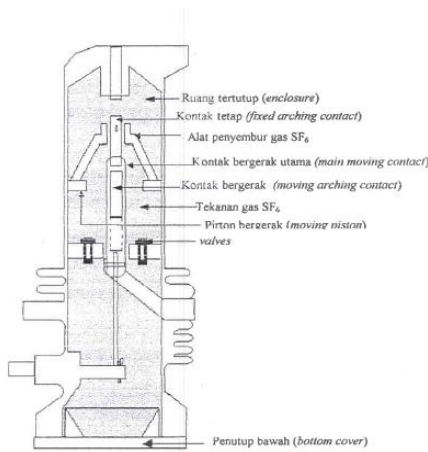
Jika kontak dibuka, maka pada katoda kontak terjadi emisi termis dan medan tegangan yang tinggi yang memproduksi elektron-elektron bebas. Elektron hasil emisi ini bergerak menuju anoda. Dalam perjalanannya menuju anoda, elektron-elektron bebas ini bertemu dengan molekul udara sehingga tidak terjadi ionisasi tumbukan. Akibatnya, tidak ada penambahan elektron bebas yang mengawali pembentukan busur api. Dengan kata lain, busur api dapat dipadamkan. Secara sederhana kontak pemutus tenaga jenis vakum ditunjukkan pada Gambar 2



Gambar 2 Kontak Pemutus Tenaga Vakum

1.4.2 Pemutus tenaga dengan media GAS SF₆ (*Sulphur Hexafluoride Breaker*)

Media gas yang digunakan adalah gas SF₆ (*Sulphur Hexafluoride Breaker*) yang mempunyai sifat tidak berbau, tidak beracun, tidak berwarna, tidak mudah terbakar. Penggunaan pemutus tenaga pada temperatur diatas 150 °C gas SF₆ mempunyai sifat tidak merusak metal, plastik dan bahan lainnya yang umum digunakan dalam pemutus tenaga tegangan tinggi. Disisi lain, gas SF₆ mempunyai karakteristik disipasi panas yang baik serta kuat medan dielektrik yang besar dibandingkan dengan minyak. Jadi fungsi media gas SF₆ tersebut adalah memadamkan busur api listrik yang timbul antara kontak pada waktu membuka dan sebagai isolasi antara bagian-bagian yang bertegangan. Bentuk PMT jenis SF₆ ditunjukkan pada gambar 3.



Gambar 3 Pemutus Tenaga dengan Media Gas SF₆

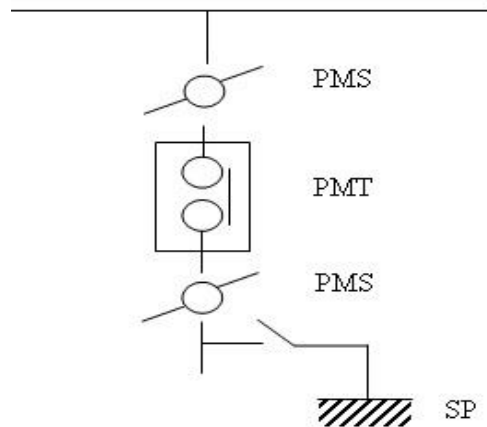
Bagian-bagian utama pemutus tenaga dengan media gas SF₆ antara lain:

1. Ruang pemutus tenaga
2. Kontak-kontak
3. Pengatur busur api
4. Bangian penyangga
5. Mekanis penggerak

Prinsip kerja pemutus tenaga dengan media gas SF₆ yaitu proses membuka dan menutup dilakukan dengan cara menaikkan dan menurunkan posisi dari kontak bergerak yang terhubung pada batang penggerak yang digerakkan oleh penggerak mekanis.

1.5 Saklar Pemisah (PMS)

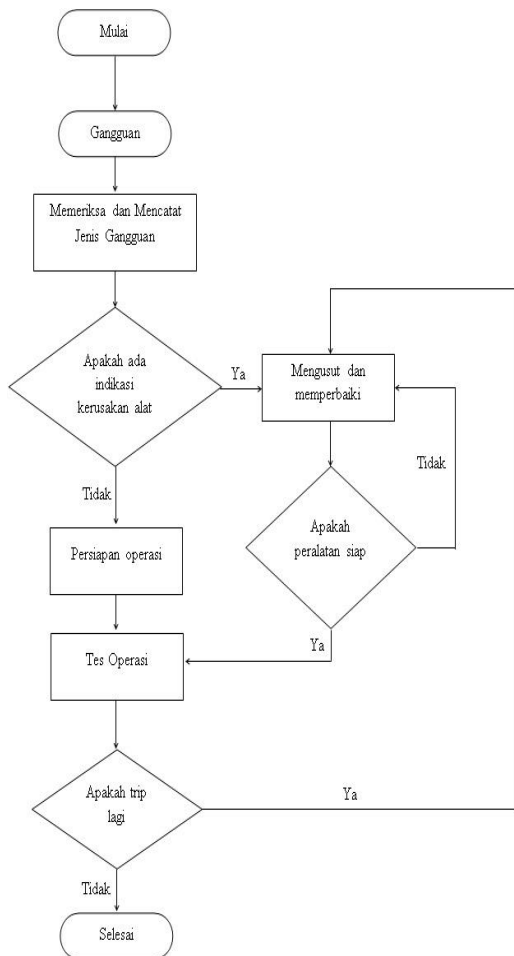
Saklar pemisah adalah suatu alat yang digunakan untuk menyatakan secara visual bahwa suatu peralatan listrik sudah bebas dari tegangan kerja. Sehingga saklar pemisah tidak diijinkan untuk dimasukkan atau dikeluarkan pada rangkaian listrik dalam keadaan berbeban. Jadi saklar pemisah adalah peralatan yang dapat memutus dan menutup rangkaian yang arusnya rendah (± 5 Ampere) atau pada rangkaian dimana pada saat saklar terbuka tidak terjadi perbedaan tegangan yang besar pada kutub saklarnya. Jenis saklar pemisah yang digunakan pada Switchgear sistem kelistrikan gedung RSG-GAS dilengkapi dengan sistem interlok.



Gambar 4 Saklar Pemisah

1.6 Peran Switchgear dalam kondisi terjadi gangguan

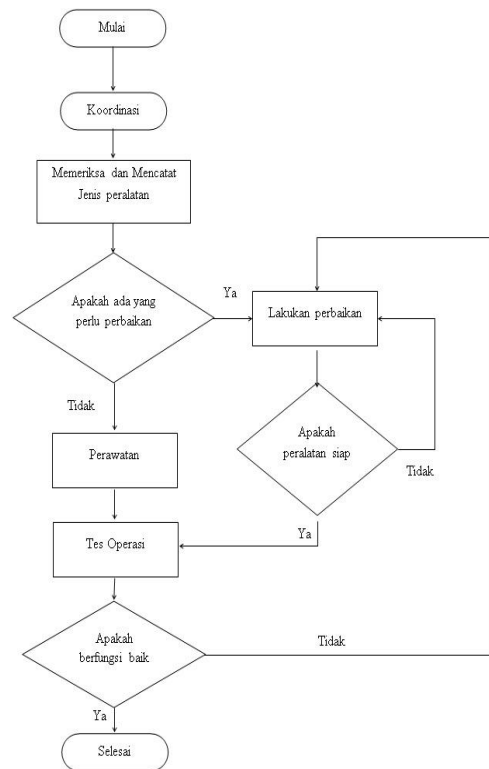
Ketika terjadi gangguan, maka akan terlihat adanya indikasi gangguan pada panel sistem kelistrikan yang terdapat di RKG menyala pada posisi off untuk membuktikan apakah gangguan itu pada peralatan switchgear, maka dapat dilihat pada panel lokal yang terdapat di masing-masing ruang indikasi gangguan tersebut dengan menunjukkan adanya lampu indikator menyala pada bagian yang mengalami gangguan. Untuk mengatasi gangguan yang terjadi perlu diperhatikan tahapan-tahapandan ketentuan-ketentuan yang berupa prosedur mengatasi gangguan pada sistem kelistrikan.



Gambar 5 Diagram alir mengatasi gangguan

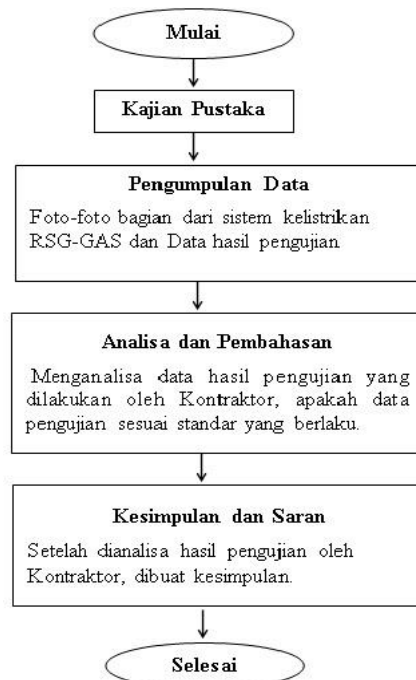
1.7 Pemeliharaan peralatan Switchgear pada sistem kelistrikan RSG-GAS

Melakukan pemeliharaan peralatan Switchgear adalah mengkoordinasi antara pelaksana perawatan dengan petugas yang ada di RKU supaya tidak terjadi kesalahan prosedur. Setelah koordinasi dilanjutkan dengan memeriksa dan mencatat jenis dan tipe peralatan yang akan dipelihara bilamana ada penggantian atau perbaikan akan mudah untuk mencari yang sesuai selanjutnya periksa apakah peralatan sudah kondisi siap? Kalau ya maka lanjutkan perawatan yang meliputi membersihkan dari kotoran-kotoran seperti debu minyak dan lain-lain yang akan mengganggu kelancaran operasi. Jika tidak lakukan penggantian peralatan yang mengalami kerusakan dengan tipe, sejenis, spesifikasi dan serinya yang sama agar dapat beroperasi seperti yang sebelumnya. Setelah semua peralatan yang dilakukan pemeliharaan siap lakukan pengetesan operasi, dalam pengetesan ini apakah peralatan berfungsi baik? Apabila tidak maka segera hentikan dan lakukan pemeriksaan ulang apa yang menjadi penyebab ketidaklancaran operasi setelah diketahui penyebabnya sebagai contoh ada PMT yang kendor kontak-kontaknya, segera melakukan pengencangan sesuai kebutuhan apabila ya berarti pemeliharaan selesai.



Gambar 6 Diagram alir prosedur pemeliharaan

II. METODE PENELITIAN



Gambar 7 Diagram Alir Metode Penelitian

2.1 Data spesifikasi Switchgear

Data spesifikasi *switchgear* yang digunakan pada Sistem kelistrikan gedung RSG-GAS mengacu kepada IEC Publ. 298 dan 694, DIN VDE, part 1000, NBD 610, NFC 64400, ANSI C37.20.2-1987. Data spesifikasi *switchgear* tersebut seperti ditunjukkan pada Gambar 8

SIEMENS		CABLE FEEDER	
Type	8DJ10 16	Year of manufacture	
Serial no.	CV 07-1523/008	Switch disconnector	Earthing switch
VDE	0870 12/13/16	IEC	125/265/298/420/694
U_p	24 kV U_{pB}	I_n	630 A n100
	125 kV f	I_{ma}	40 kA
	50/60 Hz	I_{lh}	16 kA
		TRANSFORMER FEEDER	
		Switch disconnector	Earthing switch
Rated filling pressure	0.5 bar(gauge) 20 °C	I_n	200 A n100
Ambient temperature	-50 / 80 °C	I_{ma}	25 kA
		I_{lh}	10 kA
MADE IN GERMANY		1) depends on HJ HRC fuse, see instructions	

Gambar 8 Data spesifikasi *switchgear* di RSG-GAS

2.2 Pengujian

Pengujian dilakukan di Pusat Reaktor Serba Guna GA. Siwabessy BATAN PUSPITEK Serpong pada tanggal 8 Nopember 2014. Secara umum pengujian terbagi atas dua macam, yakni pengujian tahanan kontak (*contact resistance*) dan pengujian tahanan kebocoran (*leakage resistance*). Kedua pengujian tersebut dilakukan pada *Busbar Incoming Feeder.01/02/03* dan Modul *Breaker PMT BHT.01/02/03*

2.2.1 Peralatan Pengujian

Pengujian ini menggunakan peralatan sebagai berikut :

- a. DMOM 200 Vanguard Instrument Co.



Gambar 9 DMOM 200 V Vanguard Instrument Co.

- b. SEBA KMT 80 KV

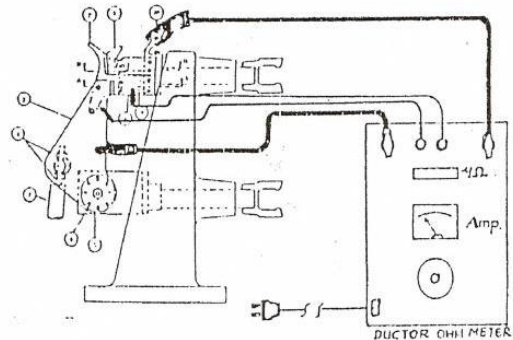


Gambar 10 SEBA KMT 80 KV

2.2.2 Pengujian tahanan kontak (*contact resistance*)

Pengukuran tahanan kontak untuk memastikan bahwa kontak-kontak utama *breaker* telah terhubung dengan sempurna. Untuk meyakinkan bahwa kontak – kontak utama *breaker* telah terhubung dengan sempurna maka perlu dilakukan pengukuran tahanan hubungan kontak – kontak dengan cara :

- a. Mengukur besarnya resistansi hubungan kontak – kontak menggunakan ductor ohm meter
- b. Kontak – kontak circuit breaker yang diukur, harus dalam posisi terhubung



Gambar 11 Prinsip pengukuran tahanan hubungan kontak

2.2.3 Pengujian tahanan kebocoran (*leakage resistance*)

Pengukuran tahanan isolasi atau tahanan kebocoran (*leakage resistance*) merupakan metode nondestructive untuk menentukan kondisi isolasi dari peralatan dalam hal ini Circuit Breaker, pengukuran dilakukan antara bagian fasa dengan ground.

2.2.3 Foto saat Pengujian



Gambar 12 Saat Pengujian berlangsung

2.3 Data Hasil Pengujian

Hasil pengujian yang dilakukan pada Busbar Incoming Feeder BHT.01/02/03 dan Modul Breaker PMT BHT.01/02/03 menggunakan pengujian tahanan kontak (*contact resistance*) dan tahanan kebocoran (*leakage resistance*). Berikut data hasil pengujian :

2.3.1 Pengujian pada Busbar

Tabel 1 Pengujian tahanan kontak (*contact resistance*) pada Busbar

Contact Resistance		
Phasa	Arus (Amp)	Nilai (μOhm)
R	100,02	70,09
S	100,01	60,9
T	100,01	61,2

Tabel 2 Pengujian tahanan kebocoran (*leakage resistance*) pada Busbar

Leakage Resistance		
Phasa-Ground	Tegangan (KV)	Arus (μA)
R-G	22,5	20
S-G	22,5	10
T-G	22,5	18

2.3.2 Pengujian pada Switchgear

Tabel 3 Pengujian tahanan kontak (*contact resistance*) pada Switchgear

Contact Resistance			
	Phasa	Arus (μAmp)	Nilai (μOhm)
BHT 01	R	3,20	52,1
	S	4,93	44,3
	T	7,29	54,3
BHT 02	R	36,60	73,5
	S	36,59	60,1
	T	15,60	72,9
BHT 03	R	20,27	66,6
	S	30,61	58,7
	T	25,72	58,3

Tabel 4 Pengujian tahanan kebocoran (*leakage resistance*) pada Switchgear

Leakage Resistance			
	Phasa-Ground	Tegangan (KV)	Arus (μA)
BHT 01	R-G	20	3,45
	S-G	20	4,68
	T-G	20	5,91
BHT 02	R-G	20	16,51
	S-G	20	12,57
	T-G	20	3,24
BHT 03	R-G	20	8,64
	S-G	20	9,72
	T-G	20	12,51

III. Hasil Penelitian dan Pembahasan

3.1 Hasil Penelitian

Setelah dilakukan pengujian maka untuk pengujian tahanan kontak (*contact resistance*) dihasilkan fasa R, S dan T harus sesuai standar PLN P3BPJ yaitu $R \leq 100 \mu\text{Ohm}$. Dan untuk pengujian tahanan isolasi atau tahanan kebocoran (*leakage resistance*) dilakukan antara bagian fasa dengan ground, harus sesuai dengan standar VDE (*Verband der Electrotechnic*) yaitu $R > 500\text{M}\Omega$.

Untuk data pengujian tahanan kontak (*contact resistance*) dapat dilihat hasilnya secara langsung pada tabel pengujian. Sedangkan data pengujian tahanan kebocoran (*leakage resistance*) dihitung menggunakan persamaan:

$$R = \frac{V}{i} \dots \dots \dots (4.1)$$

Dimana i = Arus Bocor (Ampere)
 V = Tegangan Uji (Volt)
 R = Tahanan Kebocoran (Ohm)

3.1.1 Pengujian tahanan kontak (contact resistance) pada Busbar

- a. Fasa R dengan arus 100,02 A, dihasilkan tahanan kontak sebesar 70,09 μ Ohm
- b. Fasa S dengan arus 100,01 A, dihasilkan tahanan kontak sebesar 60,09 μ Ohm
- c. Fasa T dengan arus 100,01 A, dihasilkan tahanan kontak sebesar 61,20 μ Ohm

3.1.2 Pengujian tahanan kebocoran (leakage resistance) pada Busbar

- a. Fasa-Ground R-G dengan tegangan 22,5 KV dan Arus 20 μ A dihasilkan tahanan kebocoran sebesar :
 $R = 22500 / 20 \times 10^{-6} = 1125.000.000 \text{ Ohm}$
 Jadi tahanan kebocorannya sebesar 1125 M Ohm = 1,125 G Ohm
- b. Fasa-Ground S-G dengan tegangan 22,5 KV dan Arus 10 μ A dihasilkan tahanan kebocoran sebesar :
 $R = 22500 / 10 \times 10^{-6} = 2250.000.000 \text{ Ohm}$
 Jadi tahanan kebocorannya sebesar 2250 M Ohm = 2,250 G Ohm
- c. Fasa-Ground T-G dengan tegangan 22,5 KV dan Arus 18 μ A dihasilkan tahanan kebocoran sebesar :
 $R = 22500 / 18 \times 10^{-6} = 1250.000.000 \text{ Ohm}$
 Jadi tahanan kebocorannya sebesar 1250 M Ohm = 1,250 G Ohm

3.1.3 Pengujian tahanan kontak (contact resistance) pada Switchgear

3.1.3.1 Pengujian pada switchgear BHT 01

- a. Fasa R dengan arus 3,20 A, dihasilkan tahanan kontak sebesar 52,10 μ Ohm
- b. Fasa S dengan arus 4,93 A, dihasilkan tahanan kontak sebesar 44,30 μ Ohm
- c. Fasa T dengan arus 7,29 A, dihasilkan tahanan kontak sebesar 54,30 μ Ohm

3.1.3.2 Pengujian pada switchgear BHT 02

- a. Fasa R dengan arus 36,60 A, dihasilkan tahanan kontak sebesar 73,50 μ Ohm
- b. Fasa S dengan arus 36,59 A, dihasilkan tahanan kontak sebesar 60,10 μ Ohm
- c. Fasa T dengan arus 15,60 A, dihasilkan tahanan kontak sebesar 72,90 μ Ohm

3.1.3.3 Pengujian pada switchgear BHT 03

- a. Fasa R dengan arus 20,27 A, dihasilkan tahanan kontak sebesar 66,60 μ Ohm
- b. Fasa S dengan arus 30,61 A, dihasilkan tahanan kontak sebesar 58,70 μ Ohm
- c. Fasa T dengan arus 25,72 A, dihasilkan tahanan kontak sebesar 58,30 μ Ohm

3.1.4 Pengujian tahanan kebocoran (leakage resistance) pada Switchgear

3.1.4.1 Pengujian pada switchgear BHT 01

- a. Fasa-Ground R-G dengan tegangan 20 KV dan Arus 3,45 μ A dihasilkan tahanan kebocoran sebesar : $R = 20000 / 3,45 \times 10^{-6} = 5797.101.449 \text{ Ohm}$
 Jadi tahanan kebocorannya sebesar 5797,1 M Ohm = 5,7971 G Ohm
- b. Fasa-Ground S-G dengan tegangan 20 KV dan Arus 4,68 μ A dihasilkan tahanan kebocoran sebesar : $R = 20000 / 4,68 \times 10^{-6} = 4273.504.274 \text{ Ohm}$
 Jadi tahanan kebocorannya sebesar 4273,5 M Ohm = 4,273 G Ohm
- c. Fasa-Ground T-G dengan tegangan 20 KV dan Arus 5,91 μ A dihasilkan tahanan kebocoran sebesar : $R = 20000 / 5,91 \times 10^{-6} = 3384.094.755 \text{ Ohm}$
 Jadi tahanan kebocorannya sebesar 3384 M Ohm = 3,384 G Ohm

3.1.4.2 Pengujian pada switchgear BHT 02

- a. Fasa-Ground R-G dengan tegangan 20 KV dan Arus 16,51 μ A dihasilkan tahanan kebocoran sebesar : $R = 20000 / 16,51 \times 10^{-6} = 1211.387.038 \text{ Ohm}$
 Jadi tahanan kebocorannya sebesar 1211,4 M Ohm = 1,211 G Ohm
- b. Fasa-Ground S-G dengan tegangan 20 KV dan Arus 12,57 μ A dihasilkan tahanan kebocoran sebesar : $R = 20000 / 12,57 \times 10^{-6} = 1591.089.897 \text{ Ohm}$
 Jadi tahanan kebocorannya sebesar 1591 M Ohm = 1,591 G Ohm
- c. Fasa-Ground T-G dengan tegangan 20 KV dan Arus 3,24 μ A dihasilkan tahanan kebocoran sebesar : $R = 20000 / 3,24 \times 10^{-6} = 6172.839.506 \text{ Ohm}$
 Jadi tahanan kebocorannya sebesar 6172,8 M Ohm = 6,172 G Ohm.

3.1.4.3 Pengujian pada switchgear BHT 03

- a. Fasa-Ground R-G dengan tegangan 20 KV dan Arus 8,64 μ A dihasilkan tahanan kebocoran sebesar : $R = 20000 / 8,64 \times 10^{-6} = 2314.814.815 \text{ Ohm}$
 Jadi tahanan kebocorannya sebesar 2314,8 M Ohm = 2,314 G Ohm
- b. Fasa-Ground S-G dengan tegangan 20 KV dan Arus 9,72 μ A dihasilkan tahanan kebocoran sebesar : $R = 20000 / 9,72 \times 10^{-6} = 2057.613.169 \text{ Ohm}$
 Jadi tahanan kebocorannya sebesar 2057,6 M Ohm = 2,057 G Ohm
- c. Fasa-Ground T-G dengan tegangan 20 KV dan Arus 12,51 μ A dihasilkan tahanan kebocoran

sebesar : $R = 20000/12,51 \times 10^{-6} = 1598.721.023 \text{ Ohm}$
 Jadi tahanan kebocorannya sebesar 1598,7 M Ohm
 = 1,598 G Ohm

3.2 Pembahasan

Analisa hasil pengujian Switchgear ini bertujuan untuk melakukan pengujian tahanan kontak (*contact resistance*) dan untuk pengujian tahanan kebocoran (*leakage resistance*). Perbandingan yang dilihat adalah perbandingan pembacaan tahanan (R) karena harus diatas standar internasional yang berlaku.

Dari data hasil pengujian diatas, bahwa tahanan kontak pada Busbar diketahui bahwa nilai tahanan kontak tertinggi adalah 70,09 $\mu\Omega$ dan nilai tahanan kontak terendah adalah 61,20 $\mu\Omega$ sehingga pada masing-masing fasa (61,20 s/d 70,09 $\mu\Omega \leq 100 \mu\Omega$) masih dalam keadaan baik yaitu tidak melebihi dari Standar PLN P3BPJ ($R \leq 100 \mu\Omega$) jadi masih memenuhi standart yang berlaku.

Begitu pula pengujian tahanan kontak pada Switchgear bahwa nilai tahanan kontak tertinggi adalah 73,50 $\mu\Omega$ pada BHT 02 dan nilai tahanan kontak terendah adalah 44,30 $\mu\Omega$ pada BHT 01 pada masing-masing fasa (44,30 s/d 73,50 $\mu\Omega \leq 100 \mu\Omega$) masih dalam keadaan baik yaitu tidak melebihi Standar yang berlaku (PLN P3BPJ; $R \leq 100 \mu\Omega$) jadi masih memenuhi standar yang berlaku. Sehingga dapat disimpulkan bahwa **kontak-kontak breaker terhubung dengan sempurna.**

Untuk perhitungan atas pengujian tahanan kebocoran pada Busbar nilai tahanan kebocoran tertinggi adalah 2250 M Ω dan nilai tahanan kebocoran terendah adalah 1125 M Ω terlihat nilai besarnya masing-masing tahanan isolasi tiap fasa-ground adalah melebihi tahanan kebocoran yang diperbolehkan yaitu 500 M Ω sesuai dengan standar VDE (Verband der Electrotchnic) yaitu $R > 500 \text{ M}\Omega$. Hal ini menandakan bahwa tahanan kebocoran masih dalam keadaan baik.

Sama halnya dengan pengujian tahanan kebocoran pada Busbar, untuk pengujian tahanan kebocoran pada Switchgear nilai tahanan kebocoran tertinggi adalah 6172,8 M Ω pada Fasa-Netral T-N BHT 02 dan nilai tahanan kebocoran terendah adalah 1211,4 M Ω pada Fasa-Netral R-N BHT 02 terlihat nilai besarnya masing-masing tahanan isolasi tiap fasa-ground (1211,4 s/d 6172,8M $\Omega > 500 \text{ M}\Omega$) lebih besar daripada batas tahanan kebocoran yang dipersyaratkan yaitu 500 M Ω sesuai dengan standar VDE (Verband der Electrotchnic) yaitu $R > 500 \text{ M}\Omega$. Hasilnya diperoleh tahanan kebocoran dalam keadaan baik.

Bila dibuat dalam tabel untuk analisa hasil pengujian tahanan kontak (*contact resistance*) sebagai berikut :

Tabel 5 Hasil analisa tahanan kontak (*contact resistance*) pada Busbar

<i>Contact Resistance</i>				
Phasa	Arus (Amp)	Nilai (μOhm)	Standar PLN P3BPJ	Keterangan
			$R \leq 100 \mu\Omega$	
R	100,02	70,09	$R < 100 \mu\Omega$.	Baik
S	100,01	60,9		Baik
T	100,01	61,2		Baik

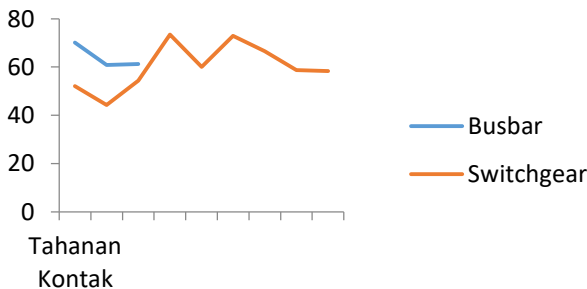
Tabel 6 Hasil Analisa tahanan kebocoran (*leakage resistance*) pada Busbar

<i>Contact Resistance</i>					
	Phasa	Arus (μAmp)	Nilai (μOhm)	Standar PLN P3BPJ	Keterangan
				$R \leq 100 \mu\Omega$	
BHT 01	R	3,20	52,1	$R < 100 \mu\Omega$.	Baik
	S	4,93	44,3		Baik
	T	7,29	54,3		Baik
BHT 02	R	36,60	73,5	$R < 100 \mu\Omega$.	Baik
	S	36,59	60,1		Baik
	T	15,60	72,9		Baik
BHT 03	R	20,27	66,6	$R < 100 \mu\Omega$.	Baik
	S	30,61	58,7		Baik
	T	25,72	58,3		Baik

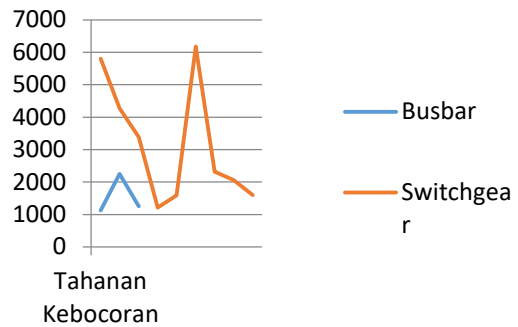
Tabel 7 Hasil Analisa tahanan kebocoran (leakage resistance) pada Switchgear

Leakage Resistance						
B H T 0 1	Pha sa- Net ral	Tega ngan (KV)	Aru s (μ A)	Nila i (M Oh m)	Stand ar VDE	Ketera ngan
					R > 500 M Ω	
B H T 0 1	R-N	20	3,45	579 7,1	R > 500 M Ω	Baik
	S-N	20	4,68	427 3,5		Baik
	T-N	20	5,91	338 4		Baik
B H T 0 2	R-N	20	16,5 1	121 1,4	R > 500 M Ω	Baik
	S-N	20	12,5 7	159 1		Baik
	T-N	20	3,24	617 2,8		Baik
B H T 0 3	R-N	20	8,64	231 4,8	R > 500 M Ω	Baik
	S-N	20	9,72	205 7,6		Baik
	T-N	20	12,5 1	159 8,7		Baik

3.3 Data Grafik



Gambar 12 Grafik Hasil Pengujian tahanan kontak pada Busbar dan Switchgear



Gambar 13 Grafik Hasil Pengujian tahanan Kebocoran pada Busbar dan Switchgear

IV. Kesimpulan

- Dari analisa hasil pengujian *switchgear* pada sistem kelistrikan gedung Reaktor Serba Guna GA Siwabessy ini disimpulkan bahwa **kontak-kontak breaker terhubung dengan sempurna**, sebagaimana dari hasil perhitungan diperoleh tahanan kontak pada *Switchgear* pada masing-masing fasa (44,30 s/d 73,50 $\mu\Omega \leq 100 \mu\Omega$) dengan standar yang berlaku (PLN P3BPJ; $R \leq 100 \mu\Omega$).
- Dari analisa tahanan kebocoran pada *Busbar*, disimpulkan bahwa **tahanan kebocoran dalam keadaan baik**. Sebagaimana dari hasil perhitungan diperoleh tahanan kebocoran pada *Switchgear* masing-masing tahanan isolasi tiap fasa-ground (1211,4 s/d 6172,8M $\Omega >500 M\Omega$) lebih besar daripada batas tahanan kebocoran yang dipersyaratkan yaitu $R > 500 M\Omega$. (standar VDE; *Verband der Electrotchnic*).

DAFTAR PUSTAKA

- Interatom (1986) *MPR 30 Electrical Power Supply Summary*, System Description
- MARTIN PANGSONGGO (2001) *Peran Pemutus dan pemisah sebagai Peralatan Hubung (switchgear) pada Gardu Induk 150 kV*, Institut Sains dan Teknologi AKPRIND, Yogyakarta
- Yan Bony Marsala (1998) *Analisis Karakteristik Setelah Operasi Sepuluh Tahun*, Prosiding Seminar Hasil I'enelitian PRSG
- C.L. Wadhwa (2007) *High Voltage Engineering*, New Age International Publisher
- Thomas Febrian L L B, Ir. Yuningtyastuti, MT (2015) *Pemeliharaan Switchgear 6.3 KV Bagian Main Incomer SST Pada PLTGU Blok II PT.Indonesia Power UP Semarang*, Makalah Seminar Kerja Praktek
- Hannan Afifi (2015) *Circuit Breaker Tegangan 4160 V Pada PLTU Tambak Lorok PT Indonesia Power Semarang*, Makalah Seminar Kerja Praktek
- Hydroelectric Research And Technical Services Group (1999) *Maintenance Of Power Circuit Breakers*,

TANYA JAWAB DISKUSI

Penanya: Helen Rafli

Pertanyaan:

Mengapa menggunakan standar Jerman dalam pengujian tahanan ini?

Jawaban:

Untuk tahanan kontak sudah memakai standar dari PLN, dari negeri sendiri $R \leq 100 \mu\Omega$.

Bila tahanan kebocoran memakai standar dari Jerman VDE (Varband De Electrotecnic) $R > 500 M\Omega$, belum ada standar dari Indonesia.



PERHITUNGAN KONSENTRASI PU-239 DAN PU-241 PADA AQUEOUS HOMOGENEOUS REACTOR

Ikhlas H. Siregar¹, Suharyana², Azizul Khakim³, Frida Agung R¹, Dahman S.⁴

¹UIN Sunan Kalijaga, Jl. Marsda Adisucipto No.1 Yogyakarta

²Universitas Negeri Sebelas Maret, Jl. Ir. Sutami No.36A Surakarta

³BAPETEN, Jl. Gajahmada No.8 Jakarta

⁴Pengawas DISPENKIBUD Kab. Labuhanbatu Utara

e-mail: mister.ikhlas@gmail.com

ABSTRAK

PERHITUNGAN KONSENTRASI PU-239 DAN PU-241 PADA AQUEOUS HOMOGENEOUS REACTOR.

Telah dilakukan perhitungan akumulasi maksimum Pu-239 dan Pu-241 menggunakan MCNPX dengan bahan bakar $UO_2(NO_3)_2$ diperkaya 19,75% dan dioperasikan pada suhu 80° C. Desain AHR disimulasikan berbentuk silinder dengan diameter teras 63,4 cm dan tinggi 122 cm. Setelah desain ditentukan dilakukan variasi konsentrasi Uranium pada larutan $UO_2(NO_3)_2$ untuk mendapatkan reaktor yang kritis. Dari hasil variasi tersebut diambil konsentrasi operational bahan bakar AHR 108 gram U/L. Hasil simulasi menunjukkan reaktor memiliki k_{eff} sebesar 1,0517. Setelah reaktor kritis dilakukan perhitungan konsentrasi Pu-239 dan Pu-241 dengan variasi waktu mulai dari 1 hari sampai dengan 40 hari. Dari hasil perhitungan tersebut ditemukan bahwa dalam waktu operasi 40 hari nilai akumulasi Pu-239 dan Pu-241 meningkat seiring lamanya pengoperasian. Dalam jangka waktu tersebut dihasilkan massa Pu-239 dan Pu-241 masing-masing adalah 0,6153 gr dan $3,18 \times 10^{-7}$ gr, dengan nilai aktivitas radioaktif $3,82 \times 10^{-2}$ Ci dan $3,28 \times 10^{-5}$ Ci. Sistem ekstraksi Mo-99 dari produk fisi cukup kompleks namun pengotor radiasi alpha dari Pu-239 pada produk Mo-99 tetap dijaga seminimal mungkin.

Kata kunci: AHR, Pu-239, Pu-241, MCNPX, Uranium Nitrat

ABSTRACT

CALCULATION OF CONCENTRATION OF PU-239 AND PU-241 FROM AQUEOUS HOMOGENEOUS REACTOR. Calculations on maximum accumulation of Pu-239 and Pu-241 using MCNPX computer code with $UO_2(NO_3)_2$ fuel solution enriched by 19.75% operating at temperature 80° C have been conducted. AHR design was simulated with cylindrical core having diameter of 63.4 cm and 122 cm high. After design executed From this geometry we found that reactor was critical with density 108 gr U/L of $UO_2(NO_3)_2$ solution. And simulation result showed that multiplication factor (k_{eff}) of AHR was 1.0517. Then the burn up calculations were done for various time intervals from 1 day until 40 days to analyze the result. From calculation, it was found out that the accumulation of Pu-239 and Pu-241 increases over the operation time. From this interval the AHR producing Pu-239 and Pu-241 about 0.6153 gr and 3.18×10^{-7} . While the activity of both 3.82×10^{-2} Ci and 3.28×10^{-5} Ci. The extraction system of Mo-99 production should take into account on its impurity from alpha radiation coming from Pu-239.

Key Word: AHR, Pu-239, Pu-241, MCNPX, Uranyl Nitrate

I. PENDAHULUAN

Tujuan utama dari AHR adalah menghasilkan Mo-99 yang banyak digunakan dalam kedokteran nuklir. Bahan bakar AHR adalah uranium diperkaya yang mengandung U-235 dan U-238. Radionuklida Mo-99 merupakan produk fisi dari U-235. U-238 termasuk dalam material fertil. Ketika nuklida tersebut menangkap neutron termal akan terbentuk U-239 yang meluruh memancarkan 2 beta menghasilkan Pu-239. Ketika menangkap 2 neutron Pu-239 akan menjadi Pu-241. [1]

Pengoperasian AHR dalam jangka panjang akan menghasilkan plutonium terakumulasi. Pu-239 adalah unsur radioaktif pemancar alpha. Sedangkan Pu-241

memancarkan beta. Proses ekstraksi Mo-99 dari AHR berpotensi tercampur dengan plutonium terakumulasi. Partikel alpha sangat berbahaya bila masuk kedalam bagian dalam tubuh manusia sehingga akan membahayakan pasien bila ^{99}Mo terkontaminasi oleh Pu dan terinjeksi kedalam tubuh pasien. Oleh karena itu ketika melakukan ekstraksi Mo-99 dari AHR harus diwaspadai kontaminasi Pu-239 dan Pu-241.[2]

Berdasarkan uraian singkat diatas maka perlu dilakukan simulasi produk samping AHR berupa Pu. Dalam makalah ini dilaporkan hasil perhitungan akumulasi maksimum dari limbah reaktor AHR berupa produk transmudasi Pu-239 dan Pu-241.

II. METODE PENELITIAN

Penelitian ini menggunakan MCNPX untuk mensimulasikan AHR dan ORIGEN2.2 untuk mencari lama nya waktu saturasi AHR memproduksi Pu-239 dan Pu-241. MCNPX adalah sebuah *software* berbasis monte carlo yang secara umum berfungsi untuk mensimulasi jejak berbagai tipe partikel dengan jangkauan energi yang luas. Versi ini adalah generasi lanjutan dari seri Monte Carlo yang sudah dimulai di Los Alamos National Laboratory sejak 60 tahun yang lalu [3].

ORIGEN2.2 adalah jenis *computer code* yang pemakaiannya juga sangat luas. Untuk perhitungan deplesi, peluruhan radioaktif, dan menghitung proses radioaktif komposisi serta karakteristik di dalamnya. Dikembangkan oleh Oak Ridge National Laboratory (ORNL) dan asosiasi data base yang dimilikinya. Data base yang digunakan berupa peluruhan, tampang lintang, hasil produk fisi, dan data emisi foton [4].

Adapun persamaan mendasar yang terdapat di dalam MCNPX dan ORIGEN2.2 dapat dituliskan sebagai berikut:

$$\frac{dX_t}{dt} = \sum_{j=1}^N I_{ij} \lambda_j X_j + \phi \sum_{k=1}^N f_{ik} \sigma_k X_k - (\lambda_i + \phi \sigma_i + r_i) X_i + F_i \dots\dots\dots 2.1$$

dimana:

- X_i = densitas nuklida atom i
- N = nomor nuklida
- I_{ij} = fraksi radioaktiv disintegrasi terhadap nuklida j yang mana digunakan untuk membentuk nuklida i
- λ_j = konstanta peluruhan
- ϕ = posisi dan energi rata-rata fluks neutron
- f_{ik} = fraksi neutron yang diserap oleh nuklida k yang digunakan untuk membentuk nuklida i;
- σ_k = spectrum rata-rata tampang lintang absorbsi neutron nuklida k
- r_i = nuklida i yang hilang secara kontiniu dari sistem
- F_i = nuklida i yang tersisa

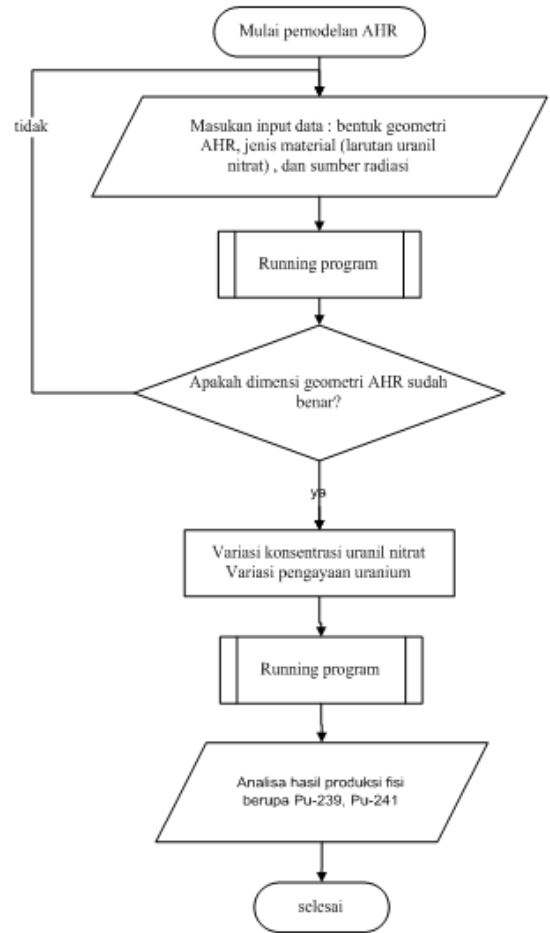
$$\phi = \frac{6,242 \times 10^{18} \cdot P}{\sum_{i=1}^N X_i^f \cdot \sigma_i^f \cdot R_i} \dots\dots\dots (2.2)$$

dimana:

- ϕ = fluks neutron ($n \cdot cm^{-2} \cdot s^{-1}$)
- P = power (MW)
- X_i^f = jumlah nuklida fisi i pada bahan bakar (g.atom)
- σ_i^f = tampang lintang fisi mikroskopik pada nuklida i (barn)
- R_i = energi yang dapat dipulihkan per fisi (MeV/fisi)

Persamaan (2.1) menunjukkan proses pembentukan produk fisi ataupun prosestransmutasi melalui absorbsi bahan bakar uranium nitrat terhadap neutron.

• *Flowchart* penelitian

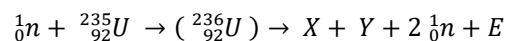


Gambar 2.1. Flowchart Simulasi MCNPX

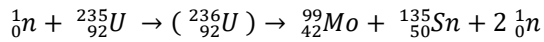
• Reaksi Fisi

Reaksi fisi atau reaksi pembelahan, yaitu reaksi tangkapan atau serapan neutron oleh sebuah atom berat, misalkan U-235, sehingga inti terbelah dan menghasilkan pecahan atom berat baru dan 2-3 neutron serta energi. Pada tahun 1939 O. Hahn dan F. Strassman seorang ahli kimia berkebangsaan Jerman menemukan reaksi fisi dengan menembakkan uranium dengan neutron yang menghasilkan Barium (Ba) dan actinium (Ac). Gejala ini menurut mereka hasil dari pembelahan inti atom uranium. Penemuan ini menjadi sangat penting dalam sejarah keilmuwan atom inti dan berdampak kepada kemajuan pada aplikasi fisika nuklir yang diaplikasikan pada reaktor dan juga senjata nuklir seperti yang telah disempurnakan oleh E. Fermi dari Universitas Chicago pada tahun 1939. [5]

Tiap hasil fisi akan menghasilkan dua pecahan nuklida baru yang terbagi menjadi dua bagian, atom ringan dengan nomor masa sekitar 95 dan atom berat dengan nomor masa hingga 140. Reaksi fisi dapat dituliskan dalam bentuk persamaan



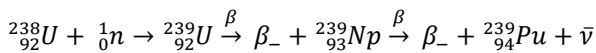
X dan Y adalah hasil inti belah yang jenisnya bisa bermacam-macam. Salah satu kemungkinan reaksi adalah



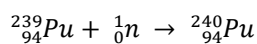
Pada penelitian ini uranium sulfat digunakan sebagai bahan bakar yang dilarutkan kedalam air. Dalam bahan bakar tersebut terdapat kandungan U-235 dan U-238. Uranium alam terdiri dari tiga isotop, yaitu U-234, U-235 dan U-238. Meskipun keberadaannya di alam 0.7% akan tetapi peran U-235 sangat penting dalam reaktor nuklir untuk keperluan bahan bakar. [6]

- Pu-239 dan Pu-241

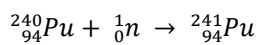
U-238 sebagai bahan material *fissionable* yang artinya adanya kemungkinan untuk bertransmutasi menjadi material fisil seperti yang dijelaskan sebelumnya, juga mempunyai peranan penting dalam bahan bakar reaktor, proses pembakaran di dalam reaktor akan menghasilkan produk transmutasi yang menimbulkan adanya reaksi berantai. Melalui proses ini akan terlihat alur pembentukan Pu-239 dan Pu-241 seperti yang tertulis berikut ini.



Pembentukan Pu-239 sejatinya disebabkan penangkapan neutron termal oleh U-238 kemudian mengalami peluruhan beta menghasilkan Np-239 dan peluruhan beta lagi hingga menghasilkan Pu-239. Kemudian Pu-239 menangkap neutron lagi menghasilkan Pu-240.



Dalam jangka waktu singkat proses reaksi berantai menyebabkan Pu-240 menangkap 1 neutron lagi dan membentuk Pu-241.



Plutonium dapat diamati dengan indera, termasuk dalam golongan logam seperti perak-putih dan padat dengan kondisi dibawah normal. Plutonium sangat berat sekitar 75% lebih berat dari timah dan 20 kali lebih dari air. Semua isotop Plutonium adalah radioaktif yang artinya dia tidak stabil dan akan berubah-ubah setiap waktu secara spontan. Berikut karakteristik dari isotop plutonium yang terangkum dalam tabel 2.1.[2]

Pada tabel 2.1 dapat dilihat bentuk peluruhan dari Pu-239 adalah alpha dan Pu-241 adalah beta. Pu-238 dan Pu-239 adalah isotop yang sering digunakan untuk keperluan militer dan komersial.

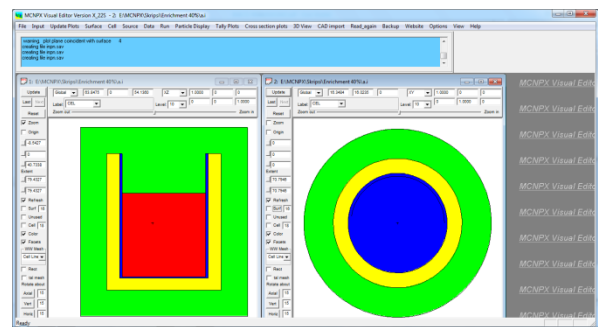
Tabel 2.1. Karakteristik peluruhan isotop plutonium

	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242
Waktu Paro (tahun)	87,74	24.110	6.537	14,4	376.000
Aktifitas spesifik (curie/gram)	17,3	0,063	0,23	104	0,004
Bentuk peluruhan Energi Meluruh (MeV)	Alpha	Alpha	Alpha, beberapa fisi spontan	Beta	Alpha
Bahaya Radiologi	Alpha, gama lemah	Alpha, gama lemah	Alpha, gama lemah	Beta, gama lemah	Alpha, gama lemah

Sumber: Burns, Casey, 2002; IEER Fact Sheet, Oktober 1994

Secara spesifik Pu-238 berupa bubuk papan yang digunakan untuk keperluan elektronik di satelit dan juga digunakan untuk pembuatan generator panas *compact*. Sedangkan Pu-239 digunakan untuk senjata nuklir dan energi. Dalam penggunaan plutonium yang dinamakan plutonium grade tinggi adalah plutonium dengan konsentrasi Pu-239 lebih tinggi dibanding Pu-240.[2]

III. HASIL DAN PEMBAHASAN



Gambar 3.1. Hasil simulasi menggunakan vised MCNPX. Gambar kiri: tampak samping. Gambar kanan: tampak atas

Keterangan warna pada gambar:

- Ruang udara luar
- Stainless steel
- Larutan $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$
- Reflektor Beryllium (Be)

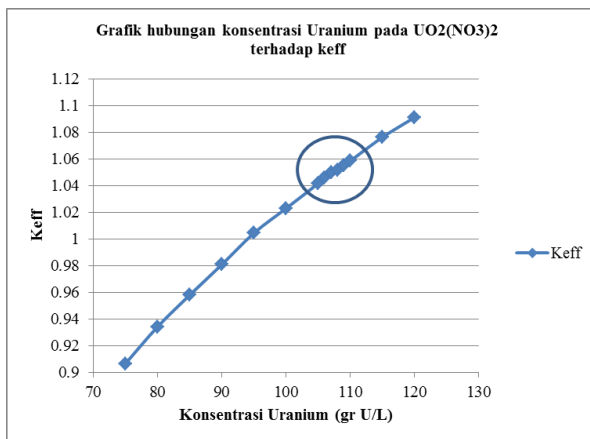
Telah dilakukan penelitian akumulasi plutonium pada AHR 200 kW sebagai sumber primer dalam produksi Mo-99 yang digunakan untuk keperluan kedokteran nuklir. Penelitian ini terbatas pada simulasi AHR menggunakan *computer code* MCNPX dengan

desain parameter AHR mengikuti Bob & Wilcock Company (Tabel 3.1).

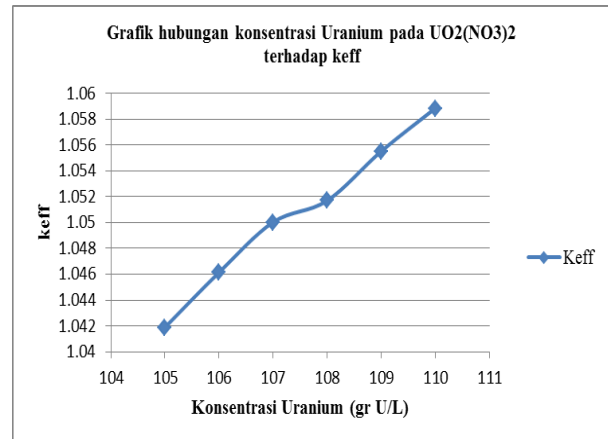
Tabel 3.1. Parameter inti reaktor AHR sebagai input MCNPX [7]

Parameter	Keterangan
Jenis reaktor	Aqueous Homogeneous
Daya reaktor	Reactor
Pengkayaan U-235	200 kW (termal)
Bentuk bahan kimia	19,75 %
Suhu larutan cair	Larutan $UO_2(NO_3)_2$
Tinggi reaktor	80°C
Diameter teras	122 cm
Bejana reaktor	63.4 cm
Ketebalan bejana	Stainless steel ($\rho = 7,90$
Reflektor	g/cm^3)
Ketebalan reflektor	3 cm
	Beryllium (radial)
	3 cm

Dimulai dari pencarian ukuran geometri AHR berbentuk silinder melalui informasi parameter yang telah ditetapkan kemudian dijadikan input data pada MCNPX. Berikutnya dilakukan variasi konsentrasi uranium pada larutan uranium nitrat untuk menentukan konsentrasi bahan bakar yang menjadikan reaktor kritis. Hasil variasi tersebut dalam dilihat pada grafik berikut ini:



Gambar 3.2. Grafik hubungan antara konsentrasi uranium nitrat & k_{eff}



Gambar 3.3. Grafik konsentrasi 105 s/d 110 pada grafik 3.1

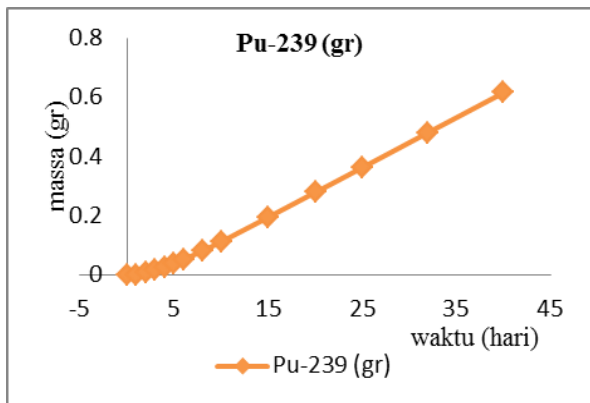
Dari grafik tersebut terlihat bahwa kritikalitas reaktor pada volume tertentu bergantung pada tingkat konsentrasi bahan bakarnya. Konsentrasi 108 gr U/L dapat diambil sebagai konsentrasi operasional untuk bahan bakar AHR ini dengan nilai k_{eff} 1,0517. Bila dipilih nilai $k_{eff} > 1,0517$ AHR akan memerlukan banyak batang kendali kompensasi. Desain seperti ini tidak baik karena volume AHR sangat terbatas hanya 200 L. Namun bila dipilih nilai $k_{eff} < 1,0517$ maka AHR hanya dapat beroperasi kritis dalam waktu yang tidak lama.

Setelah diketahui konsentrasi operasional AHR berikutnya dilakukan perhitungan untuk mengetahui nuklida hasil transmudasi uranium yaitu Pu-239 dan Pu-241. Pada simulasi ini perhitungan dilakukan dengan asumsi temperatur operasi reaktor pada suhu 80°C.

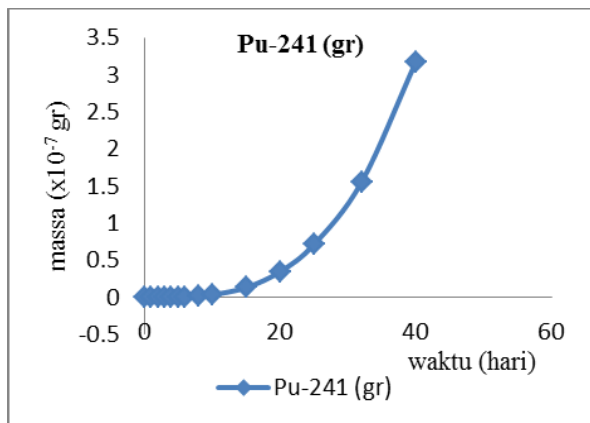
- Akumulasi Pu-239 dan Pu-241

Proses perhitungan akumulasi dilakukan dengan cara mensimulasi AHR lewat proses burning yang bertujuan untuk mengetahui seluruh jenis unsur yang dihasilkan dari produk fisi maupun transmudasi. Perbedaan dari keduanya terletak pada unsur baru yang dihasilkan. Produk fisi menghasilkan unsur baru lewat proses absorpsi neutron sedangkan transmudasi tidak. Unsur dari hasil transmudasi didapatkan lewat peluruhan radioaktif untuk menghasilkan nuklida lainnya.[6]

Pada penelitian ini dilakukan perhitungan akumulasi Pu-239 dan Pu-241 hasil sampingan AHR dengan interval waktu yang berbeda-beda. Pada gambar 3.4 diperlihatkan hasil plutonium terakumulasi pada pengoperasian AHR mulai dari 1 hari sampai dengan 40 hari. Dapat dilihat pada grafik tersebut, konsentrasi plutonium meningkat seiring dengan lama waktu pengoperasian AHR.



Gambar 3.4. Pu-239 selama 40 hari

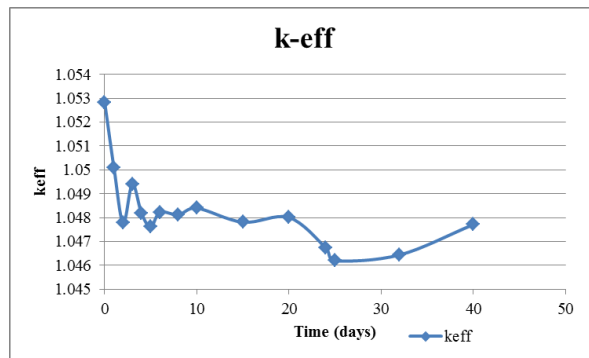


Gambar 3.5. Pu-241 selama 40 hari

Pada gambar 3.5 terlihat hasil perhitungan Pu-241 dengan waktu operasi dari 1 hari sampai 40 hari. Dari hasil tersebut terlihat bahwa konsentrasi Pu-241 juga meningkat sesuai dengan waktu operasi AHR. Dari kedua grafik hasil simulasi Pu-239 dan Pu-241 dengan waktu operasi AHR 40 hari didapatkan massa kedua nuklida Pu-239 dan Pu-241 adalah 0,6153 gr dan $3,18 \times 10^{-7}$ gr. Pada tabel 2.2 dapat dilihat bahwa peluruhan Pu-239 adalah peluruhan alpha dan Pu-241 peluruhan Beta. Pada dasarnya peluruhan alpha akan berbahaya pada kesehatan bila alpha tercampur masuk ke dalam darah, dihirup atau mengenai jaringan sel hidup secara langsung. Sifat alpha memiliki jarak tempuh yang pendek akan tetapi punya nilai LET yang tinggi (sekitar $150 \text{ keV}\mu\text{m}^{-1}$) [8-9]

Dalam hal ini pada keadaan akumulasi Pu-239 tidak menghasilkan aktivitas Pu-239 yang tinggi, sekitar $3,82 \times 10^{-2}$ Ci untuk Pu-239 dan $3,28 \times 10^{-5}$ Ci untuk Pu-241. Angka ini termasuk sangat kecil, lain daripada itu proses ekstraksi Mo-99 dari AHR cukup kompleks sehingga potensi tercampurnya partikel alpha dari peluruhan Pu-239 dengan Mo-99 juga sangat minim sekali.

Setelah tinjauan kapasitas produksi perlu diperhatikan pula kriticalitas reaktor. Hasil k_{eff} selama dengan jangka waktu operasi 40 hari dapat dilihat pada gambar berikut:



Gambar 3.6. Perubahan k_{eff} pada pengoperasian AHR

Pada gambar 3.6 tampak bahwa adanya fluktuasi nilai k_{eff} yang menunjukkan bahwa reaktor masih dalam keadaan kritis.

IV. KESIMPULAN DAN SARAN

Telah dilakukan penelitian akumulasi maksimum Pu-239 dan Pu-241 pada AHR 200 kW. Jumlah produksi Pu-239 dan Pu-241 dalam jangka waktu operasi 40 hari adalah 0,6153 gr dan $3,18 \times 10^{-7}$ gr. Dari jumlah tersebut didapatkan nilai aktivitas sebesar $3,82 \times 10^{-2}$ Ci untuk Pu-239 dan $3,28 \times 10^{-5}$ Ci untuk Pu-241.

Penelitian kali ini masih jauh dari kesempurnaan, untuk itu ada beberapa saran dari penulis untuk peneliti berikutnya, hendaknya mencari referensi batas atas Pu-239 yang bisa dianggap aman sebagai pengotor Mo-99

UCAPAN TERIMA KASIH

Terimakasih kepada para pembimbing Dr. Suharyana, Dr. Azizul Khakim dan Drs. Dahman S. yang banyak berkontribusi dalam penyelesaian penelitian ini. Kepada para staff pengajar Fisika UIN Sunan Kalijaga Kaprodi Fisika Bapak Frida Agung Rakhmadi M.Sc. dan juga Ibu Asih Melati M.Sc. dan Bapak Yanuarif, M.Sc. yang telah banyak memberikan masukan dan mempermudah birokrasi, kepada bapak Win Indra Gunawan yang telah memfasilitasi penelitian ini di Lab. Komputer Lab Terpadu.

DAFTAR PUSTAKA

1. Beiser, Arthur. 2000. Konsep Fisika Modern. Jakarta: Penerbit Erlangga
2. Casey Burns. 2002. *Overview of Plutonium and Its Health Effects*. George Perkins Marsh Institute Clark University
3. Denise B. Pelowitz. 2008. *MCNPX—User's Manual version 2.6.0: A technical document*, LA-CP-07-1473 hal 1-1 – 1-3, New Mexico: Los Alamos National Laboratory
4. OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY. 2002. RSICC COMPUTER CODE

- COLLECTION. ORIGEN 2.1. Oak Ridge, Tennessee
5. Arya, Atam P., 1996. *Fundamental of Nuclear Physics*. West Virginia University. Boston: Allyn and Bacon Inc.
 6. U.S Department of Energy. 1993. *DOE FUNDAMENTALS HANDBOOK NUCLEAR PHYSICS AND REACTOR THEORY*. Washington, D.C
 7. Rijnsdorp, S., 2014. *Design of a small Aqueous Homogeneous Reactor for production of ⁹⁹Mo. Improving the reliability of the supply chain*. (Master Thesis). Radiation Science and Technology, Applied Sciences. Delft University of Technology.
 8. Sauerwein, Wolfgang A.G., Andrea Wittig, Raymond Moss, Yoshinobu Nakagawa. 2012. *Neutron Capture Therapy, Principle and Applications*. ISBN 978-3-642-31334-9 (e-Book). Springer Heidelberg New York Dordrecht London
 9. Ames, Avelyn. 2016. *Health Effect of Radiation*. Diakses pada 30 April 2016 dari <http://www.wvu.edu/wwura/1105.pdf>



SISTEM MONITORING PARAMETER KESELAMATAN OPERASI REAKTOR NON DAYA

Yepi Yamani Yosa¹, Joko Supriyadi¹, Agus Dwi Purnomo¹

¹Subdirektorat Inspeksi Instalasi Nuklir, Direktorat Inspeksi Instalasi dan Bahan Nuklir, BAPETEN

ABSTRAK

SISTEM MONITORING PARAMETER KESELAMATAN OPERASI REAKTOR NON DAYA.

Sistem Monitoring Parameter Keselamatan Operasi (SIMONPAKO) Reaktor Non Daya merupakan sistem yang digunakan secara *real time* untuk memantau apakah parameter keselamatan dari reaktor non daya berada dalam rentang keselamatan operasi. Sistem ini memanfaatkan SCADA (*Supervisory Control and Data Acquisition*) dalam pengambilan data. Data ini kemudian diolah dan direpresentasikan dalam bentuk *SQL database*. Didalam SIMONPAKO, telah dibuat beberapa halaman yang akan menampilkan berbagai nilai parameter sistem reaktor seperti sistem pendingin primer dan sistem pendingin sekunder. Kemudian ditambahkan juga fitur lain seperti halaman untuk menampilkan trend parameter, logging, serta alarm. Hasil menunjukkan bahwa sistem telah mampu menampilkan data parameter secara *real time*, sehingga membantu tugas tugas BAPETEN dalam pengawasan pemanfaatan tenaga nuklir, khususnya reaktor non daya.

Kata kunci : pemantauan parameter keselamatan operasi, SIMONPAKO, reaktor non daya

ABSTRACT

OPERATIONS SAFETY PARAMETER MONITORING SYSTEM OF NON-POWER REACTOR.

Operations Safety Parameter Monitoring System (SIMONPAKO) of Non-Power Reactor is a system used in real time to monitor whether the safety parameters of non-power reactors are in the range of safe operation. The system utilizes a SCADA (Supervisory Control and Data Acquisition) in the data collection. This data is then processed and represented in the form of a SQL database. In SIMONPAKO, has been made some pages that will display various system parameter values such as the primary and secondary reactor coolant system. Then also added other features like the page to show the trend parameters, logging, and alarms. The results show that the system has been able to show the parameter data in real time, thus helping BAPETEN tasks to supervise of the use of nuclear energy, especially on non-power reactors.

Keywords: monitoring operation safety parameter, SIMONPAKO, non-power reactor

I. PENDAHULUAN

Salah satu pemanfaatan tenaga nuklir untuk kepentingan kesejahteraan manusia adalah dengan pengoperasian reaktor non daya untuk kepentingan penelitian maupun produksi radioisotop. Namun, dalam pengoperasiannya, reaktor non daya dapat berpotensi menimbulkan dampak dan bahaya radiasi yang cukup signifikan.

Dengan adanya potensi tersebut, maka diperlukan pengawasan untuk menjamin keselamatan pekerja, anggota masyarakat, dan lingkungan hidup. Pengawasan dilakukan mulai dari pemilihan tapak, konstruksi, pengoperasian, perawatan dan perbaikan sampai dengan dekomisioning.

Salah satu bentuk pengawasan reaktor non daya pada tahap operasi adalah dengan memastikan parameter-parameter keselamatan pengoperasian reaktor berada pada rentang yang aman. Bentuk pemantauan ini harus dilakukan secara terus-menerus (*continue*) selama reaktor dioperasikan. IAEA dalam publikasinya[1] menyatakan bahwa salah satu hal penting untuk menjaga keselamatan operasi reaktor nuklir adalah dengan memonitor status parameter reaktor nuklir.

Oleh karena itu, Penulis dan staf Subdirektorat Inspeksi Instalasi Nuklir memandang perlu untuk mengembangkan suatu metode/cara agar badan pengawas dapat memantau parameter keselamatan pengoperasian secara terus menerus.

Sistem Monitoring Parameter Keselamatan Operasi (SIMONPAKO) Reaktor Non Daya merupakan sistem yang dibuat untuk memantau apakah parameter keselamatan dari reaktor non daya (reaktor serba-guna) berada dalam rentang keselamatan operasi. SIMONPAKO merupakan upaya untuk terus meningkatkan perangkat pengawasan keselamatan instalasi nuklir. Salah satu keunggulan SIMONPAKO adalah pemantauan dapat dilakukan secara *real time*. Sistem ini akan melengkapi sistem pemantauan *real time* yang sudah dimiliki oleh BAPETEN seperti sistem peringatan dini untuk kedaruratan nuklir.

II. ALUR DATA SIMONPAKO

Sistem ini memanfaatkan data pembacaan parameter operasi yang dilakukan oleh Pusat Reaktor Serba Guna (PRSG) BATAN dengan menggunakan *Programmable Logic Control* (PLC) dan WinCC. BAPETEN membangun SIMONPAKO dengan memanfaatkan data yang dihasilkan WinCC untuk menampilkan data secara *real time* dan memberikan notifikasi jika ada kejadian atau insiden melalui SMS.

SIMONPAKO menggunakan SCADA (*Supervisory Control and Data Acquisition*) dalam pengambilan data. Penggunaan teknologi PLC dan SCADA telah banyak di aplikasikan di industri-industri besar maupun kecil, teknologi ini dapat membantu memudahkan pekerjaan-pekerjaan yang

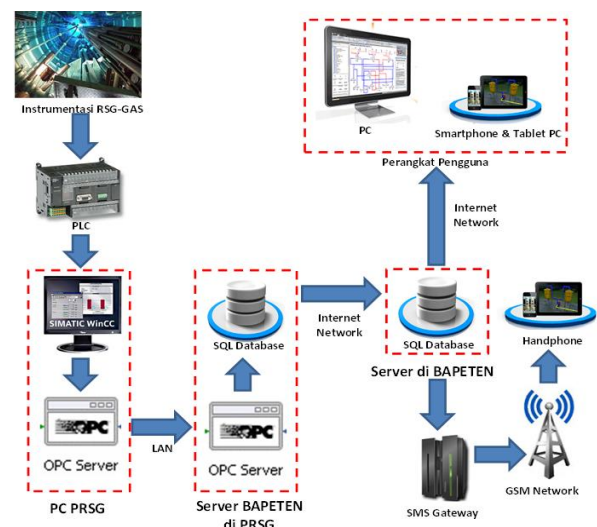
dilakukan oleh industri untuk melancarkan proses produksi, dimana sebelumnya proses produksi lebih banyak di lakukan secara manual[2]. Selain itu, pada sistem pembangkit daya, sistem SCADA juga telah diaplikasikan untuk memonitor sistem pembangkit termal[3]

Sistem SCADA[4] menggunakan teknologi OPC (*Open Platform Communications*) dalam mengawasi dan mengendalikan data. OPC merupakan pemanfaatan teknologi OLE (*Object Linking and Embedding*), berupa standar perangkat lunak antarmuka (*software interface*) yang memungkinkan program Windows untuk berkomunikasi dengan perangkat hardware.

Dalam SIMONPAKO, data nilai parameter operasi RSG-GAS yang diperoleh dari WinCC diambil dengan OPC server dengan meng-*address* tag-tag parameter operasi yang dipilih. Kemudian OPC server melakukan perekaman data dalam bentuk SQL. Dalam server BAPETEN yang berada di RSG BATAN, dipasang sebuah software yang mengirimkan data ke Server di gedung BAPETEN melalui jaringan internet.

Dalam Server di gedung BAPETEN, terdapat software berbasis web yang menampilkan nilai parameter operasi dari RSG-GAS. Tampilan tersebut dapat diakses oleh user yang berwenang. Adapun tampilan/fitur yang dapat dilihat antara lain sistem pendingin primer, sistem pendingin sekunder, trend, logging, dan alarm.

Tampilan SIMONPAKO juga dilengkapi halaman alarm yang akan menampilkan pelampauan beberapa nilai batas keselamatan dan setting sistem keselamatan operasi RSG-GAS seperti daya reaktor, temperatur air pendingin masuk teras, tinggi level air tangki dan laju dosis pada sistem pendingin primer. Pengguna dapat melihat/mengakses data menggunakan *web browser* melalui jaringan internet di PC maupun perangkat *smartphone* dan tablet. Secara skematik, alur data SIMONPAKO dapat dilihat pada Gambar 1.



Gambar 1. Skema Alur Data dalam SIMONPAKO

Di samping itu, SIMONPAKO terhubung dengan perangkat SMS gateway yang akan mengirimkan SMS kepada beberapa personel sesuai dengan tingkat kepentingannya. Modul Gammu[5] yang ditanamkan membaca data dan mengeksekusi database penerima SMS saat terjadi alarm.

Dari sisi keamanan sistem, Simonpako hanya dirancang sebagai sebuah sistem monitoring dan bukan sistem kendali. Oleh karena itu sistem ini tidak dimaksudkan untuk mengendalikan sistem instrumentasi RSG-GAS, serta tidak memiliki *feedback* apapun terhadap pengoperasian reaktor. Sehingga, hal tersebut akan lebih meningkatkan keamanan terhadap sistem kendali reaktor, jika seandainya sistem ini diretas oleh orang-orang yang tidak bertanggung jawab.

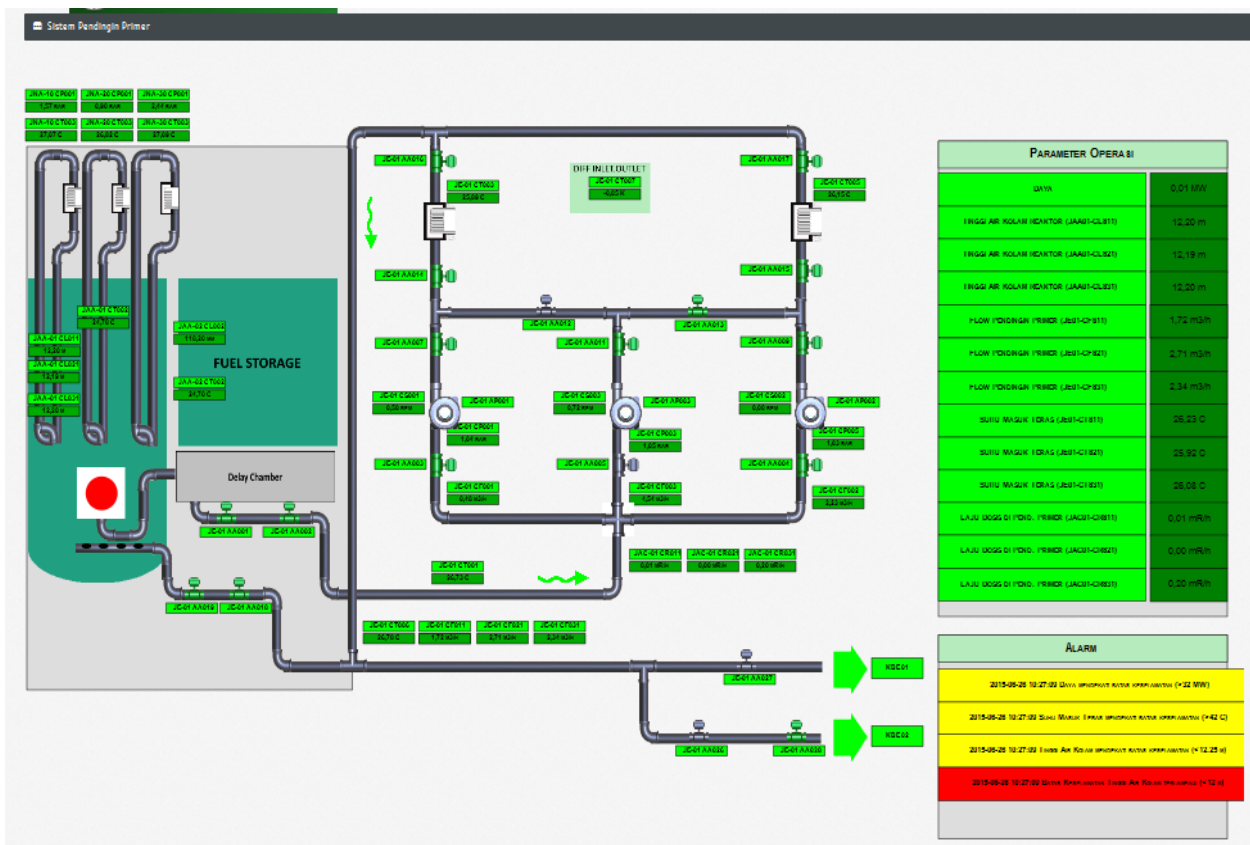
III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Aplikasi SIMONPAKO ini dibangun dengan menggunakan framework Yii[6] yang merupakan Framework open source berbasis php. Seperti juga Framework PHP pada umumnya, Yii juga telah mengadopsi konsep MVC - Model, View, Controller dalam struktur pemogramannya.

III. 1. Halaman Sistem Pendingin Primer

Pada halaman sistem pendingin primer dapat dilihat tampilan teras dan sistem pendingin primer (pipa, katup, pompa, dan penukar panas) serta sistem pengambil panas peluruhan berikut nilai parameternya. Halaman ini dibuat dengan menggunakan grafik untuk mempermudah memahami alur sistem pendingin primer. Tampilan komponen pompa dan katup akan berwarna hijau saat beroperasi/terbuka, akan berwarna abu-abu saat tidak beroperasi/tertutup, dan akan berwarna merah saat fault.

Disamping itu, dalam halaman tersebut juga terdapat daftar nilai parameter utama dari sistem pendingin primer. Di halaman ini juga terdapat resume/ringkasan 4 notifikasi terakhir dari halaman alarm. Halaman Sistem Pendingin Primer seperti dalam Gambar 2.

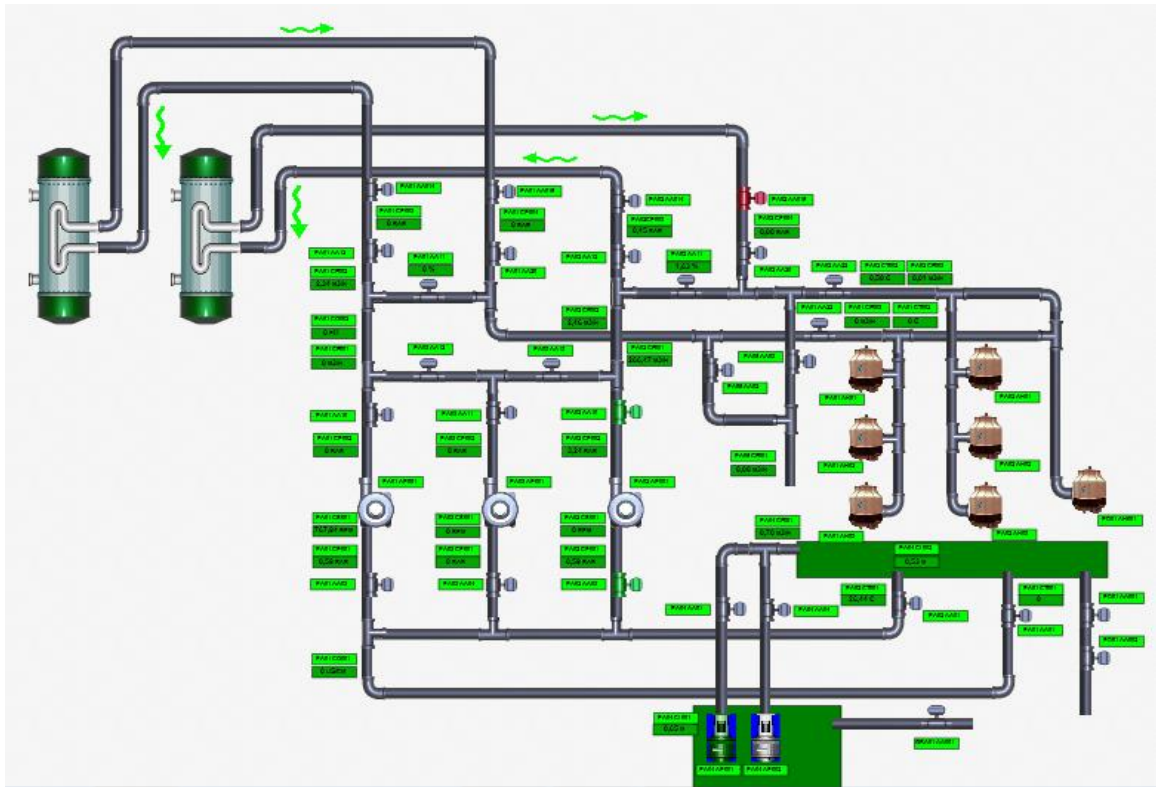


Gambar 2. Halaman Sistem Pendingin Primer

III. 2. Halaman Sistem Pendingin Sekunder

Pada halaman sistem pendingin sekunder dapat dilihat tampilan penukar panas dan sistem pendingin sekunder (pipa, katup, pompa, dan *cooling tower*) berikut nilai parameternya. Halaman ini dibuat dengan menggunakan grafik untuk mempermudah alur sistem pendingin sekunder. Tampilan komponen

pompa dan katup akan berwarna hijau saat beroperasi/terbuka, akan berwarna abu-abu saat tidak beroperasi/tertutup, dan akan berwarna merah saat fault. Halaman Sistem Pendingin Sekunder seperti dalam Gambar 3.

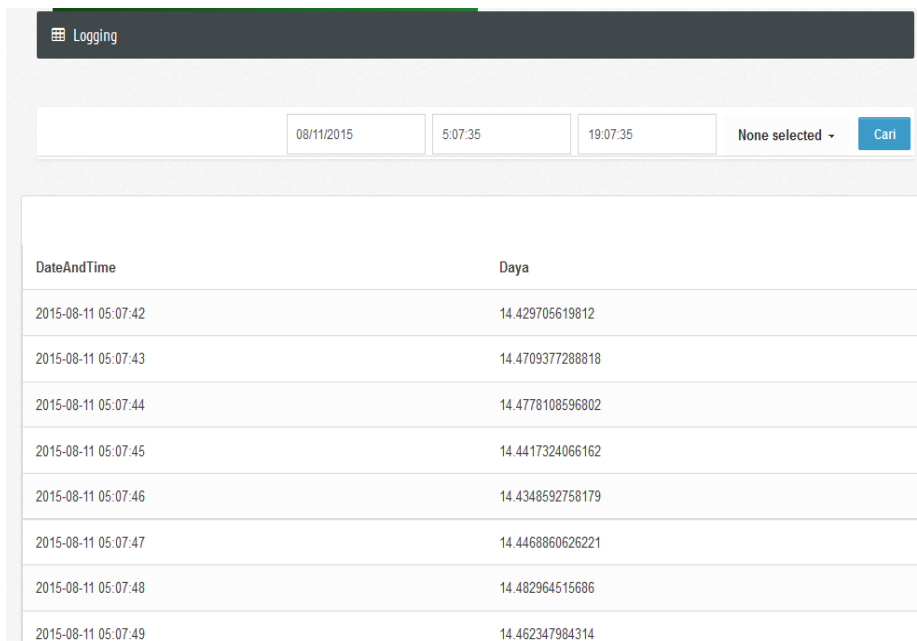


Gambar 3. Halaman Sistem Pendingin Sekunder

III. 3. Halaman Logging

Pada halaman logging user dapat menampilkan nilai parameter tertentu pada rentang waktu yang diinginkan. Kecuali parameter daya, parameter di dalam halaman logging disajikan dengan

identifikasi kode KKS. Halaman Logging seperti dalam Gambar 4.



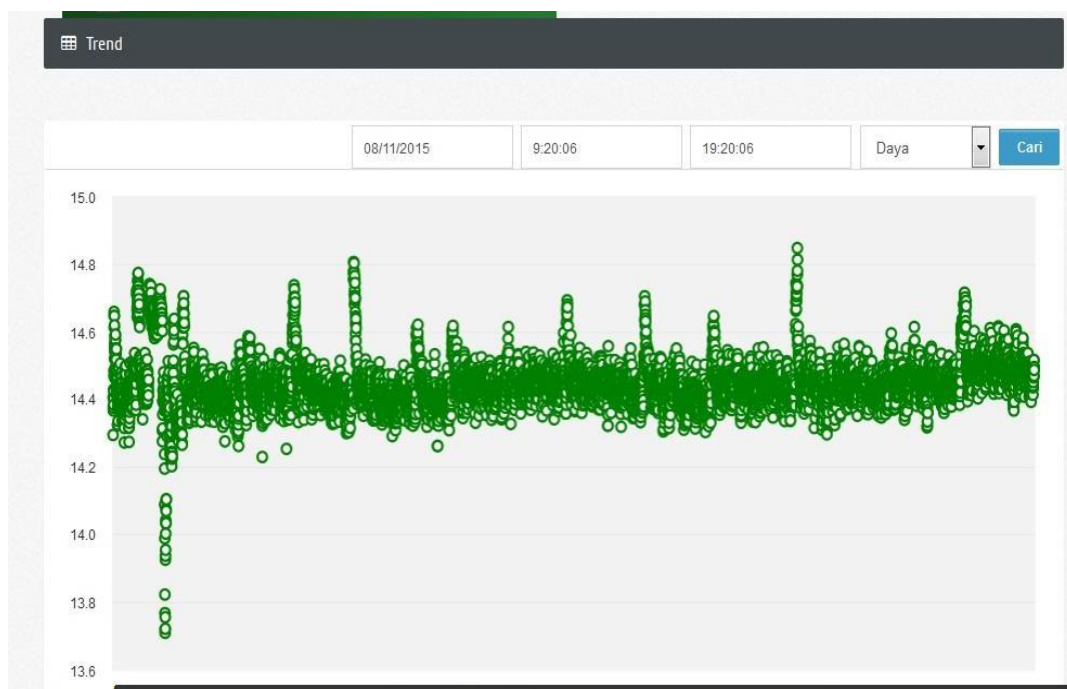
DateAndTime	Daya
2015-08-11 05:07:42	14.429705619812
2015-08-11 05:07:43	14.4709377288818
2015-08-11 05:07:44	14.4778108596802
2015-08-11 05:07:45	14.4417324066162
2015-08-11 05:07:46	14.4348592758179
2015-08-11 05:07:47	14.4468860626221
2015-08-11 05:07:48	14.482964515686
2015-08-11 05:07:49	14.462347984314

Gambar 4. Halaman Logging

III. 4. Halaman Trend

Pada halaman trend user dapat menampilkan grafik dari parameter tertentu pada rentang waktu yang

diinginkan. Kecuali parameter daya, parameter di dalam halaman trend disajikan dengan identifikasi kode KKS. Halaman trend seperti dalam Gambar 5.



Gambar 5. Halaman Trend

Dengan fitur ini, maka dapat dipantau apabila terjadi anomali parameter operasi reaktor seperti nilai parameter yang terlalu tinggi atau tiba-tiba rendah.

III. 5. Halaman Alarm

Pada halaman alarm ditampilkan notifikasi pelampauan beberapa nilai batas keselamatan (berwarna merah) dan setting sistem keselamatan (berwarna orange) operasi RSG seperti daya reaktor,

temperatur air pendingin masuk teras, tinggi level air tangki dan laju dosis pada sistem pendingin primer.

Notifikasi disusun berdasarkan data kejadian terbaru. Contoh halaman alarm seperti dalam Gambar 6.



Gambar 6. Halaman Alarm (contoh hasil uji coba alarm, pelampauan batas nilai belum pernah terjadi)

Selain itu, terdapat juga fitur lain seperti halaman login, yang didalamnya terdapat user levelling.

Meski telah mampu menampilkan data, namun sistem ini masih terdapat beberapa kekurangan seperti:

1. komunikasi antara server BAPETEN di instalasi dan kantor BAPETEN masih sering terputus.
2. terdapat kesalahan akuisisi pada beberapa *tag* dalam *reloading/refreshing* halaman seringkali sangat lambat. Hal ini dikarenakan gambar/grafik juga ikut di reload. Selanjutnya gambar yang ada akan dibuat tetap, sehingga hanya data parameter saja yang akan di reload.

IV. KESIMPULAN

SIMONPAKO saat ini telah mampu membantu pemantauan keselamatan operasi RSG-GAS secara *real time*. Walaupun demikian masih terdapat beberapa kekurangan. Di antaranya, masih terdapat kesalahan akuisisi pada beberapa *tag* dan koneksi internet dari server BAPETEN di RSG dengan server di BAPETEN sering mengalami gangguan. Ke depannya, DI2BN akan terus melakukan perbaikan dan pengembangan SIMONPAKO sesuai dengan kebutuhan pengawasan.

V. DAFTAR PUSTAKA

1. IAEA Nuclear Energy Series (2015), "Accident Monitoring Systems for Nuclear Power Plants", No. NP-T-3.16
2. Asnal Effendi (2013), "Perencanaan Sistem Scada Cooling Tower Menggunakan Siemens Simatic Step 7 Dan Wincc", Jurnal TEKNOIF, Vol 1, No. 1.
3. M. N. Lakhoua (2010), "SCADA applications in thermal power plants", International Journal of the Physical Sciences Vol. 5(6), pp. 1175-1182,
4. <https://inductiveautomation.com/what-is-scada>, diakses 2 Mei 2016
5. <http://wammu.eu/gammu/>, diakses 2 Mei 2016
6. www.yiiframework.com/, diakses 2 Mei 2016

TANYA JAWAB DISKUSI

Nama Penanya: M. Farid

Pertanyaan:

Bagaimana pengelolaan data-data dari database untuk penentuan level alarm /level *warning* ?

Jawaban:

Penetapan batasan-batasan BKO dari sinilah level notifikasi akan tertriger. Level notifikasi

disesuaikan dengan tingkat kegawatannya (level *warning*-nya)

2 .**Nama Penanya:** Amil M.

Pertanyaan:

Apakah SIMONPAKO bisa mendeteksi kejadian yang parah ?

Jawaban:

SIMONPAKO mendeteksi kejadian transien ini dengan memantau parameter-parameter yang ada, baik langsung maupun tidak langsung. Jika parameter keselamatan operasi menunjukkan adanya abnormalitas, maka kita perlu mengkonfirmasi ke lapangan apakah telah terjadi sesuatu yang tidak wajar di reaktor non daya.



TINDAKAN PROTEKSI UNTUK MENGHADAPI SERANGAN CYBER PADA SISTEM BERBASIS KOMPUTER DALAM INSTALASI NUKLIR

Farid Noor Jusuf¹, Catur Febriyanto Sutopo¹

¹Badan Pengawas Tenaga Nuklir

f.jusuf@bapeten.go.id, c.febriyanto@bapeten.go.id

ABSTRAK

TINDAKAN PROTEKSI UNTUK MENGHADAPI SERANGAN CYBER TERHADAP REVISI PERATURAN KEPALA BAPETEN MENGENAI PROTEKSI FISIK. Pada tahun 2010, serangan *stuxnet* pada instalasi nuklir di Iran merusak sebagian sekitar 1.000 unit mesin sentrifugal pada fasilitas pengayaan uranium dimana *stuxnet* ini mengambil alih kendali mesin sentrifugal sehingga berputar sangat cepat dan merusaknya, dan mengirimkan umpan balik bahwa mesin sentrifugal bekerja dengan benar. Sedangkan pada tahun 2014, peretas menyerang fasilitas nuklir di Korea Selatan untuk menyusup dan mencuri data penting dan menggunakan data tersebut untuk mengintimidasi operator reaktor nuklir dengan cara memperingatkan operator untuk men-*shutdown* reaktor nuklir dan menyebarkan data tersebut melalui internet. Dari kedua contoh tersebut menunjukkan bahwa serangan *cyber* tidak hanya dapat mengambil alih fungsi yang dapat menyebabkan kerusakan dan kegagalan secara fisik, tetapi juga dapat mencuri data penting sehingga dapat membahayakan keselamatan operasi instalasi nuklir. Rencana pembangunan reaktor daya non-komersial yang dilakukan oleh BATAN tentunya menggunakan teknologi terkini termasuk sistem instrumentasi dan kendali berbasis komputer yang memiliki potensi yang cukup signifikan terhadap serangan *cyber*. Bercermin dari pengalaman sebelumnya diperlukan upaya yang memadai untuk mengantisipasi serangan *cyber* sehingga serangan sabotase yang mengancam keselamatan reaktor daya dapat dideteksi, dicegah dan dimitigasi. Dalam tulisan ini akan memberikan uraian mengenai gambaran serangan *cyber* yang dapat terjadi dalam pengoperasian instalasi nuklir, upaya yang diperlukan dalam menghadapi ancaman serangan *cyber*, dan usulan untuk merevisi peraturan terkait dengan sistem proteksi fisik instalasi dan bahan nuklir dengan memuat persyaratan untuk keamanan *cyber*. Disamping itu pula dalam merevisi peraturan tersebut harus dipertimbangkan hukum yang berlaku dan juga perlu adanya koordinasi dengan instansi pemerintah lain yang lebih berkompeten dalam hal penanganan keamanan *cyber*.

Kata kunci: serangan *cyber*, proteksi, digital, instalasi nuklir, keamanan.

ABSTRACT

PROTECTION MEASURES AGAINST CYBER ATTACK ON REVISION OF THE BAPETEN CHAIRMAN REGULATION ON PHYSICAL PROTECTION. In 2010, *stuxnet* attacks on nuclear facilities in Iran damaged some 1,000 centrifuges at a uranium enrichment facility where *stuxnet* took over control of centrifuges so that centrifuges spun very fast and broke them, and *stuxnet* sent feedback that the centrifuges were working properly. Whereas in 2014, hackers attacked a nuclear facility in South Korea to infiltrate and steal important data and used the data to intimidate nuclear reactor operator by means warned operator to shutdown the reactor and disseminated such data via the internet. From both these examples show that cyber attacks are not only able to take over the functions that can cause physical damage and failure, but also can steal important data which may jeopardize the safe operation of nuclear installations. BATAN has a plan to develop non-commercial power reactors and of course using the latest technology including computer-based instrumentation and control systems that have a significant potential to cyber attacks. Reflecting on past experiences, adequate measures are needed to anticipate cyber attacks so that sabotage attacks which threatening the safety of power reactors can be detected, prevented and mitigated. In this paper will be described on an overview of cyber attacks that may occur in the operation of nuclear installations, measures needed to anticipate cyber attacks, and suggestion to revise regulation related to physical protection system of nuclear installations and materials by covering computer security requirements. On the other hand, in the revision of the regulation has to be considered the other regulations and the need of coordination with other government institutions which have competency in handling cyber security.

Keywords: cyber attack, protection, digital, nuclear installation, security

I. PENDAHULUAN

Kemajuan dalam teknologi informasi dan elektronika telah menciptakan dorongan untuk mengganti sistem analog dengan sistem digital yang berbasis komputer dan mikroprosesor. Keuntungan dari penggunaan sistem digital adalah keandalan yang tinggi, kemampuan diagnosa, keselamatan yang tinggi, pengurangan beban biaya, kemudahan pemeliharaan dan kemudahan integrasi peralatan baru. [1]

Selainnya implikasi lain menimbulkan kerentanan untuk menjadi sasaran serangan *cyber*. Serangan *cyber* pada sistem kontrol di industri dapat mengganggu kinerja dan membahayakan keselamatan pekerja, masyarakat dan lingkungan hidup.

Beberapa fasilitas nuklir yang beroperasi telah menjadi sasaran serangan *cyber*, misalnya infeksi *worm* Slammer pada unit Davis-Besse yang terjadi pada tanggal 25 Januari 2003, mengakibatkan pemantauan parameter yang menjadi indikator terjadi pelelehan teras seperti data tentang teras reaktor yang berasal dari sistem pendingin, sensor temperatur dan detektor radiasi tidak dapat dilakukan. [7]

Selain itu, pada periode akhir 2009 sampai dengan awal 2010, Iran melakukan dekomisioning dan penggantian hampir 1000 unit mesin sentrifugal dari fasilitas pengayaan yang dimilikinya. Kegagalan dalam jumlah besar dan periode yang singkat menimbulkan kecurigaan kegagalan komponen mesin sentrifugal sebagai akibat serangan *cyber* dari *stuxnet* yang menyerang kontrol kecepatan motor mesin tersebut. [3]

Dalam tulisan ini akan memberikan uraian mengenai gambaran serangan *cyber* yang dapat terjadi dalam pengoperasian instalasi nuklir, upaya yang diperlukan untuk diterapkan dalam desain instalasi nuklir, dan saran untuk merevisi peraturan terkait dengan persyaratan keamanan komputer dalam menghadapi serangan *cyber*.

II. LANDASAN TEORI

Dalam INFCIRC/225/Rev.5 disyaratkan sistem komputasi untuk proteksi fisik, keselamatan nuklir dan sistem pertanggungjawaban dan pengendalian bahan nuklir untuk mempertimbangkan ancaman serangan *cyber* yang berdasarkan ancaman dasar desain. [4]

Umumnya sistem digital di instalasi nuklir hampir sama dengan sistem digital yang diterapkan pada industri umumnya. Dalam IAEA *Nuclear Security Series No. 17*, [5] konfigurasi sistem digital di instalasi nuklir dapat dibagi menjadi sistem *enterprise*, dan sistem instrumentasi dan kendali (SIK). Sistem *enterprise* umumnya digunakan dalam operasional sehari-hari terkait dengan administrasi, misalnya aplikasi untuk dokumen, *e-mail*, dan akuntansi. Perangkat keras dan lunak yang digunakan bersifat komersial yang tersedia di pasaran dan terhubung dengan internet.

Sedangkan, SIK berperan penting dalam pengoperasian instalasi nuklir melalui akuisisi informasi

tentang kondisi pengoperasian, penyampaian kepada unit pengolahan sampai dengan aktuasi ke proses. Penggunaan SIK dalam instalasi nuklir, seperti sistem kendali yang terdistribusi atau FPGA, yang saling terhubung dengan sensor melalui jaringan, untuk proteksi, pengendalian dan pemantauan semua parameter. Diperkirakan hampir 40% reaktor daya di dunia telah mengalami *retrofitting* menjadi SIK berbasis digital. [6]

Tiga fitur SIK digital yang khas untuk diadopsi dalam instalasi nuklir adalah banyaknya koneksi antar komponen dan lebih kompleks, ketergantungan pada perangkat lunak, dan keamanan *cyber*. [6]

Terdapat empat kategori dari kemungkinan serangan *cyber* yang harus dipertimbangkan yaitu: [6]

- a. akses tidak sah terhadap informasi;
- b. intersepsi dan pengubahan informasi, perangkat lunak, dan perangkat keras;
- c. pemblokiran jalur transmisi data dan/atau sistem pemadaman; dan
- d. penyusupan tidak sah di sistem komunikasi data atau di komputer.

Untuk mewujudkannya keamanan *cyber*, IAEA mensyaratkan penyusunan Program Keamanan Komputasi yang mendefinisikan sasaran keamanan sistem komputasi dari fasilitas yang hendak dicapai dengan komponen di dalamnya antara lain [5]:

1. Organisasi;
2. Pengelolaan aset;
3. Penilaian risiko;
4. Desain sistem keamanan;
5. Prosedur; dan
6. Personil. (*Human Resources Security*)

Sistem keamanan didesain dengan mempertimbangkan ancaman dasar desain dan memiliki tujuan untuk mencegah akses yang tidak sah, kerusakan dan gangguan terhadap sistem komputasi di instalasi nuklir. Fasilitas yang mengolah informasi yang penting terhadap keselamatan instalasi nuklir didesain berada pada daerah yang aman dengan dilindungi oleh perangkat proteksi fisik seperti penghalang dan kendali akses. [7]

Prosedur untuk implementasi keamanan *cyber* perlu ditetapkan untuk memastikan pengoperasian fasilitas pengolahan informasi secara benar dan aman termasuk pertukaran informasi dan perangkat lunak antar organisasi. Perlu disediakan juga proteksi terhadap integritas perangkat lunak dan informasi termasuk informasi yang melalui jaringan umum, dengan melakukan deteksi dan pencegahan terhadap *code* yang dapat merusak. Media yang digunakan untuk sistem komputasi perlu dikendalikan dan dilindungi secara fisik, dari penggunaan tidak sah, modifikasi dan/atau penghancuran. Prosedur yang secara reguler melakukan *back-up* perlu disediakan. Sistem perlu untuk dipantau dan setiap kejadian serangan *cyber* perlu direkam untuk memastikan masalah dalam sistem teridentifikasi. [7]

Secara umum IAEA membagi untuk proteksi sistem komputasi di instalasi nuklir terhadap ancaman

serangan *cyber* dalam NSS 17 menjadi 5 tingkatan yang berbeda dimulai dengan tingkat 5 yang memiliki persyaratan paling rendah sampai dengan tingkat 1 yang terkait dengan keselamatan instalasi nuklir, yaitu: [5]

1. Tingkat 1: proteksi sistem komputasi yang penting untuk keselamatan instalasi nuklir, misalnya sistem proteksi reaktor;
2. Tingkat 2: proteksi sistem komputasi yang terkait dengan pengoperasian instalasi nuklir misalnya sistem kontrol proses; sistem kendali akses
3. Tingkat 3: proteksi sistem komputasi untuk supervisi sistem *real-time* yang tidak dibutuhkan dalam pengoperasian misalnya sistem untuk menampilkan informasi pada panel di ruang kendali.
4. Tingkat 4: proteksi sistem komputasi untuk sistem manajemen data teknis terkait dengan perawatan atau operasi, misalnya sistem pengolahan data dalam fasilitas nuklir;
5. Tingkat 5: proteksi sistem komputasi yang tidak secara langsung terkait dengan kontrol atau pengoperasian, misalnya sistem yang digunakan dalam perkantoran di fasilitas nuklir.

Contoh serangan *cyber* atau ancaman yang dapat timbul antara lain:

Infeksi worm pada unit Davis-Besse [8]

Pada tanggal 25 Januari 2003, *worm Slammer* dalam kurun waktu 10 menit berhasil menginfeksi lebih kurang 75.000 *server* di seluruh belahan dunia termasuk pada salah satu unit Davis-Besse. Aktifitas *worm Slammer* menimbulkan lalu lintas data dalam volume besar di jaringan dan mengakibatkan penyampaian data terhambat. *Worm Slammer* yang menginfeksi sistem di unit Davis-Besse mengakibatkan hampir 5 jam operator tidak dapat memantau parameter yang penting untuk keselamatan yaitu data teras reaktor yang diperoleh dari sistem pendingin, sensor temperatur dan detektor radiasi. Parameter ini penting untuk keselamatan karena menjadi indikator utama kondisi apabila terjadi pelelehan teras.

Peristiwa shutdown unit Browns Ferry [8]

Pada tanggal 19 Agustus 2006, unit ke-3 Browns Ferry di-*shutdown* karena kegagalan dari pengontrol pompa resirkulasi reaktor dan demineralisasi kondensat akibat dampak terhambatnya pengiriman data melalui jaringan karena jaringan *ethernet* oleh paket data dalam jumlah yang signifikan.

Dalam penelitian tentang dampak jaringan pada kestabilan proses ditunjukkan bahwa kehilangan data yang berisi informasi tentang kondisi proses yang terjadi dapat menimbulkan kondisi tidak stabil dari proses yang dikontrol.[9]

Shutdown otomatis di unit 2 PLTN Hatch [8]

Pemadaman otomatis terhadap reaktor selama 48 jam terjadi setelah data untuk kendali jaringan di-*set* ulang. Hal ini terjadi pada tanggal 7 Maret 2008 pada saat proses pemeliharaan dengan melakukan pemutakhiran pada komputer yang mengumpulkan data diagnostik dari proses kontrol jaringan. Setelah dilakukan *setting* ulang, mengakibatkan sistem keselamatan reaktor menginterpretasikan nilai ketinggian air di dalam teras reaktor nol, yang artinya tidak ada air yang mencukupi untuk mendinginkan teras reaktor.

Serangan pada fasilitas pengayaan uranium milik Iran [10]

Pada periode di akhir 2009 dan awal 2010, Iran melakukan dekomisioning dan penggantian hampir 1000 unit mesin sentrifugal yang rusak dari fasilitas pengayaan yang dimilikinya. Kegagalan dalam jumlah besar dan periode yang singkat menimbulkan kecurigaan akibat serangan *cyber* dari *stuxnet* yang menyerang kontrol kecepatan motor mesin tersebut. Laporan IAEA menyebutkan pada bulan february 2010 sekitar 1808 unit mesin sentrifugal yang tidak beroperasi.

Serangan pada jaringan komersial Korea Hydro and Nuclear Power Co. [11]

Pada bulan Desember 2014, penyusup melakukan pencurian data dari jaringan komersial KHNP dengan cara mengirimkan *phishing email* berupa *link* ke suatu website untuk mengunduh *malware*. Setelah pekerja KHNP mengklik *link* tersebut, penyusup memperoleh cetak biru dan buku manual pengoperasian reaktor nuklir, maupun diagram kelistrikan, data personal pekerja, dan perkiraan paparan radiasi yang diperoleh. Data tersebut digunakan untuk mengintimidasi KHNP untuk men-*shutdown* reaktor nuklir atau menghadapi kerusakan, dan menyebarluaskan data tersebut melalui internet.

Peraturan Kepala BAPETEN No. 1 Tahun 2009 tentang Ketentuan Sistem Proteksi Fisik Instalasi dan Bahan Nuklir [12] merupakan ketentuan teknis yang harus dipenuhi dalam upaya mewujudkan keamanan melalui sistem proteksi fisik. Penyusunan Peraturan Kepala BAPETEN tersebut menggunakan acuan referensi utama *The Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities* (INFCIRC/225/Rev.4) yang pada saat penyusunan belum mempertimbangkan adanya serangan *cyber*. Namun dengan pesatnya perkembangan dalam teknologi informasi dan elektronika, dan instrumen hukum internasional yang baru, pada tahun 2005 dilakukan revisi terhadap dokumen INFCIRC/225/Rev.4 tersebut yang mempertimbangkan serangan *cyber* sebagai ancaman dalam pengoperasian instalasi nuklir sehingga menghasilkan dokumen INFCIRC/225/Rev.5. [4]

Perubahan yang mendasar terkait dengan sabotase instalasi dan bahan nuklir terkait dengan serangan

cyber dari dokumen INFCIRC/225/Rev.5 adalah sistem berbasis komputer yang digunakan untuk uproteksi fisik, keselamatan nuklir, dan kendali dan akuntansi bahan nuklir harus diproteksi terhadap ancaman dasar desain, selain itu perlu diidentifikasi setiap personel yang memiliki akses ke sistem komputer yang mengendalikan akses ke bahan nuklir. [4]

Bahkan Amerika melalui US-NRC pada Januari 2010 mengeluarkan *Regulatory Guide 5.71* [13] terkait dengan program keamanan *cyber* untuk fasilitas nuklir. Pedoman ini merupakan bagian dari 10 CFR Part 73 – *Physical Protection of Plants and Materials* Bab 73.54 tentang proteksi sistem dan jaringan komunikasi dan komputer digital. [14]

Dalam tulisan ini, penulis akan mencoba dengan membandingkan Peraturan Kepala BAPETEN tersebut dengan acuan pedoman dari IAEA maupun peraturan dari negara lain yang sudah melakukan revisi terhadap peraturan proteksi fisik.

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Sistem proteksi fisik melibatkan proteksi terhadap tindakan berbahaya atau tindakan yang disengaja. Hal ini berawal dari perlindungan pencurian dan pelanggaran fisik fasilitas, meskipun konteksnya telah berkembang menjadi lebih luas, dan sekarang termasuk keamanan *cyber*. Beberapa contoh serangan *cyber* ke instalasi nuklir di atas tentunya perlu diambil tindakan yang nyata untuk meminimalkan dampak yang buruk kepada pekerja, masyarakat dan lingkungan hidup, baik dari pemerintah maupun pemegang izin instalasi nuklir.

Beberapa pihak masih beranggapan bahwa instalasi nuklir terisolasi dari internet publik sehingga instalasi nuklir aman dari serangan *cyber*. SIK instalasi nuklir umumnya terisolasi dari sistem komunikasi eksternal. Namun hal tersebut selamanya tidak benar, pada saat sebuah *flash disk* yang di dalamnya terdapat *malware* berbahaya digunakan di dalam komputer internal, seperti peristiwa Davis-Besse atau kejadian di KHNP, yang terhubung dengan jaringan instalasi nuklir yang penting akan mengalami infeksi, seperti serangan *stuxnet*.

Sistem proteksi fisik perlu ditetapkan dengan mempertimbangkan ancaman serangan *cyber* dan ancaman dasar desain. Dalam hal ini, tindakan pemerintah adalah menetapkan ancaman dasar desain nasional dan persyaratan untuk mewujudkan infrastruktur proteksi fisik terkait serangan *cyber* yang harus dipenuhi oleh pemegang izin. Sedangkan tindakan pemegang izin instalasi nuklir adalah menetapkan ancaman dasar desain lokal berdasarkan ancaman dasar desain nasional dan memenuhi persyaratan yang sudah ditetapkan oleh pemerintah.

Dalam NSS No. 17, IAEA mensyaratkan untuk penyusunan program keamanan komputasi. Dalam PerKa BAPETEN No. 1 Tahun 2009 telah diidentifikasi belum adanya ketentuan bagi pemegang izin untuk melakukan penyusunan program keamanan

komputasi, sehingga hal ini dapat menjadi masukan dalam revisi PerKa BAPETEN No. 1 Tahun 2009. Penyusunan program keamanan komputasi yang terdiri dari organisasi, pengelolaan aset; penilaian risiko; desain sistem keamanan; prosedur; dan personil merupakan upaya yang bersifat komprehensif dalam upaya untuk mencegah terjadinya serangan *cyber* pada instalasi nuklir.

Komputer yang digunakan sebagai bagian dari SIK untuk sistem keselamatan dan terkait keselamatan harus diproteksi dengan baik dari penyusupan yang mungkin. Tetapi komputer lain juga perlu diproteksi dengan baik, misalnya komputer yang digunakan untuk kendali instalasi nuklir dalam hal menjamin keberlangsungan pasokan daya listrik dan untuk kendali akses ke daerah sensitif yang dibutuhkan untuk mencegah akses tidak sah, baik alasan keselamatan maupun alasan keamanan. Komputer yang digunakan untuk menyimpan data penting dan sensitif perlu juga diproteksi untuk menjamin bahwa data tersebut tidak dihapus atau dicuri. Kompleksitas sistem yang ada di instalasi nuklir terkadang sulit untuk mengidentifikasi kemungkinan urutan kejadian yang menimbulkan ancaman serangan *cyber* seperti: akses tidak sah terhadap informasi, intersepsi dan pengubahan informasi, perangkat lunak dan perangkat keras, pemblokiran jalur transmisi data dan/atau sistem pemadaman, dan penyusupan tidak sah di sistem komunikasi data atau di komputer. Oleh karena itu, perlu juga dipersyaratkan untuk melakukan tindakan proteksi terhadap sistem komputasi dengan menggunakan metode berperingkat pada setiap unit yang ada di instalasi nuklir. Contoh persyaratan pendekatan berperingkat yang diuraikan dalam NSS 17 dapat menjadi contoh gambaran pendekatan berperingkat dalam revisi PerKa BAPETEN No. 1 Tahun 2009.

Dari penjelasan di atas dirasa perlu untuk merevisi Peraturan Kepala BAPETEN No. 1 Tahun 2009 tentang Ketentuan Sistem Proteksi Fisik Instalasi dan Bahan Nuklir dengan menggunakan referensi terbaru baik dari dokumen IAEA maupun dari peraturan negara lain yang telah menyertakan substansi terkait dengan serangan *cyber* yang merupakan perhatian dunia saat ini. Tentunya BAPETEN selaku badan pengawas perlu juga mewajibkan pemohon izin untuk memenuhi persyaratan umum maupun khusus bahwa desain proteksi fisik instalasi nuklir telah mempertimbangkan serangan *cyber* yang berdasarkan ancaman dasar desain. Kebijakan proteksi fisik terhadap serangan *cyber* perlu disusun oleh pemegang izin sebagai bagian dari sistem proteksi fisik secara keseluruhan dan harus dikoordinasikan dengan instalasi pemerintah lainnya yang memiliki tanggung jawab dengan keamanan *cyber*. Persyaratan kebijakan proteksi fisik terhadap serangan *cyber* juga harus dipertimbangkan di dokumen tingkat terendah, yang akan digunakan untuk implementasi dan kendali kebijakan. Secara keseluruhan kebijakan proteksi fisik

terhadap serangan *cyber* minimal dapat dilaksanakan, dapat dicapai, dan dapat diaudit.

Meskipun pengalaman keamanan *cyber* di industri nuklir sedikit tertinggal dibanding pengalaman industri di sektor lain. Hanya sedikit negara yang menerbitkan peraturan tentang keamanan *cyber* di instalasi nuklir. Tentunya kekurangan tersebut dapat dijadikan tantangan tersendiri dalam penyusunan persyaratan keamanan *cyber* di industri nuklir di Indonesia dengan mempertimbangkan standar dan *best practices* yang sudah ada di industri non-nuklir, termasuk pengalaman yang diperoleh dari keamanan *cyber* di bidang sensitif lainnya dapat digunakan untuk meningkatkan keamanan *cyber* di instalasi nuklir dengan SIK digital dan untuk menunjukkan bahwa pertahanan *cyber* secara konsisten tetap di depan dari serangan *cyber*.

IV. KESIMPULAN

Perlu dilakukan revisi terhadap Peraturan Kepala BAPETEN No. 1 Tahun 2009 tentang Ketentuan Sistem Proteksi Fisik Instalasi dan Bahan Nuklir dengan mempertimbangkan keamanan *cyber*, yang mengacu pada pedoman dari IAEA dan mempertimbangkan peraturan dari negara lain yang sudah melakukan revisi terhadap peraturan proteksi fisik. Namun bila belum ada standar yang rinci terkait dengan keamanan *cyber* di instalasi nuklir dapat diadopsi dari standar dan *best practices* dari keamanan *cyber* dari instalasi non-nuklir yang sudah ada.

Pertimbangan lainnya terhadap usulan revisi peraturan tersebut adalah perlunya persyaratan untuk menyusun program keamanan komputasi dan penerapan metode berperingkat dalam pelaksanaan proteksi terhadap keamanan *cyber* sebagai bagian yang terintegrasi dalam dokumen rencana proteksi fisik instalasi nuklir.

Namun revisi tersebut juga harus mempertimbangkan hukum dan perlu adanya koordinasi dengan instansi pemerintah lainnya yang lebih berkompeten dalam hal penanganan keamanan *cyber*.

DAFTAR PUSTAKA

1. Kottensette, N. dan Antsaklis, P., (2009) *Communication in Automation including Networking and Wireless*, Handbook of Automation, hal 273-248.
2. IAEA (2011) *Nuclear Security Series No. 13: Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities* (INFCIRC/225/Rev.5).
3. IAEA (2012) *Nuclear Security Series No.17 : Computer Security at Nuclear Facilities*.
4. *Instrumentation and Control (I&C) Systems in Nuclear Power Plants: A Time of Transition*: <https://www.iaea.org/About/Policy/GC/GC52/GC>

52InfDocuments/English/gc52inf-3-att5_en.pdf diakses tanggal 20 Mei 2016.

5. ISO (2005) *Information Technology: Code of Practice for Information Security Management*, ISO/IEC 27002:2005, Geneva.
6. Kesler B (2011), “*The Vulnerability of Nuclear Facilities to Cyber Attack*”, Strategic Insights, vol. 10, pp. 15-25.
7. Jusuf, F.N., dan Joelianto, E, (2012) *Stabilization of Networked Control System with Time Delay induced by Network Imperfections*, *IEEE Conference on Control, System and Industrial Informatics*, hal 81-85.
8. Albright, D., Brannan, P, dan Walrond, C, 2010 “*Did Stuxnet Take Out 1,000 Centrifuges at the Natanz Enrichment Plant?*” Institute for Science and International Security, <http://isis-online.org/isis-reports/detail/did-stuxnet-take-out-1000-centrifuges-at-the-natanz-enrichment-plant/#2>.
9. Baylon, C., Brunt, R., dan Livingstone, D., 2015, “*Cyber Security at Civil Nuclear Facilities Understanding the Risks*”, The Royal Institute of International Affairs, London.
10. BAPETEN, 2009, Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 1 Tahun 2009 tentang Sistem Proteksi Fisik Instalasi dan Bahan Nuklir.
11. Regulatory Guide 5.71, “*Cyber Security Programs for Nuclear Facilities*”, Januari 2010
12. NRC Regulations (10 CFR) Part 73 – *Physical Protection of Plants and Materials*.

TANYA JAWAB DISKUSI

Penanya: Pertiwi Diah W.

Pertanyaan:

Sistem berbasis komputer bukan saja digunakan oleh instalasi nuklir tetapi juga digunakan oleh Badan Regulasi, seperti BAPETEN. Contohnya, sistem perizinan radioaktif, pelaporan bahan nuklir dan limbah radioaktif secara online. Bagaimana tindakan proteksi menghadapi serangan *cyber* untuk sistem-sistem tersebut ?

Jawaban:

Penulis tidak dapat menjawab karena pertanyaan berada di luar lingkup tema yang dibahas.



KAJIAN ANTARMUKA DAN KESINERGIAN KESELAMATAN, SAFEGUARDS DAN KEAMANAN PADA REAKTOR NUKLIR

Liliana Yetta Pandi¹

¹*Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir*
p.liliana@bapeten.go.id

ABSTRAK

KAJIAN ANTARMUKA DAN KESINERGIAN KESELAMATAN, SAFEGUARDS DAN KEAMANAN PADA REAKTOR NUKLIR. Penggunaan bahan nuklir berpotensi pada risiko dari penjahat dan teroris yang mungkin mencoba untuk mencuri bahan nuklir atau menyerang fasilitas dan pengangkutan bahan nuklir untuk tujuan jahat. Potensi risiko ini dapat melibatkan musuh dari luar organisasi yang mungkin atau tidak mungkin memiliki bantuan insider. Risiko serangan dapat dikurangi dengan mengembangkan antarmuka dan sinergi keselamatan, *safeguards* dan keamanan (3S). Selain itu, antarmuka dan kesinergian untuk keselamatan, *safeguards* dan keamanan nuklir dapat meningkatkan operasi yang selamat dan aman dengan menggunakan fitur akses yang dirancang untuk menyediakan personel yang dapat dipercaya dan diandalkan. Mengintegrasikan komponen keselamatan, *safeguards*, dan keamanan diperlukan untuk menjamin pekerja, masyarakat dan lingkungan dari bahaya paparan radiasi dan menjaga bahwa pemanfaatan bahan nuklir hanya untuk kepentingan damai. Ada beberapa kesamaan dan perbedaan fungsi operasional diantara ketiganya. Pada makalah ini dibahas tentang antarmuka dan kesinergian keselamatan, *safeguards* dan keamanan reaktor nuklir. Antarmuka 3 S dapat dipertimbangkan dalam hal pemantauan bahan nuklir sehingga pengawasan lebih efektif, misalnya penggunaan alat pemantauan bersama. Kesinergian 3S dapat dimaksimalkan melalui peraturan dan perundangan, tanggung Jawab, konsep dan kriteria disain, Prinsip operasi, respon tanggap darurat, pendekatan bertingkat, pelatihan dan pendidikan. Diharapkan dari kajian ini dapat mengembangkan antarmuka dan kesinergian komponen keselamatan, *safeguards* dan keamanan pada reaktor nuklir.

Kata kunci : keselamatan, *safeguards*, keamanan, antarmuka, kesinergian

ABSTRACT

THE ASSESSMENT OF INTERFACE AND SYNERGY OF SAFETY, SAFEGUARDS AND SECURITY (3S) AT NUCLEAR Reactor. *The utilization of nuclear materials potentially at risk from criminals and terrorists who might try to theft nuclear material or attacking facilities and nuclear material transportation for malicious purposes. Potential risks may involve the enemy from outside the organization that may or may not have the help of an insider. The attacked risk can be reduced by developing interfaces and synergies of safety, security and safeguards (3S). In addition, the interface and synergies for the safety, safeguards and nuclear security can improve the operation of a safe and secure by using a feature designed to provide access to personnel who can be trusted and relied upon. Integrating components of the safety, safeguards, and security necessary to ensure workers, communities and the environment from the dangers of radiation exposure and to maintain that the use of nuclear material for peaceful purposes only. There are some similarities and differences among the three operational functions. In this paper discussed about the interface and synergy of safety, safeguards and security at nuclear reactors. Interface 3 S can be considered in terms of monitoring nuclear materials so that more effective oversight, such as the joint use of monitoring equipment.. Synergy of 3S can be maximized through regulation and legislation, responsibility. concept and design criteria, principle of operation, emergency response, graded approach, training and education It is expected from this study can develop interfaces and synergy of safety, safeguards and security at nuclear reactors.*

Keywords: safety, safeguards, security, interface, synergy

I. PENDAHULUAN

Sebagai akibat dari serangan 9/11 dan kegiatan teroris selanjutnya di seluruh dunia, operator, badan pengawas dan organisasi internasional telah memberikan perhatian yang meningkat untuk menjamin keamanan yang memadai di reaktor nuklir, selain memperhatikan keselamatan reaktor nuklir.

Pemanfaatan energi nuklir membutuhkan perhatian untuk keselamatan, *safeguards* dan keamanan. Keselamatan, tentu saja, ditujukan untuk mencegah kecelakaan; *safeguards* ditujukan untuk mencegah pengalihan bahan nuklir yang digunakan untuk pembuatan senjata nuklir; dan keamanan ditujukan untuk mencegah tindakan yang disengaja yang mungkin membahayakan instalasi nuklir atau mengakibatkan pencurian bahan nuklir.

Prakarsa 3S diluncurkan pada KTT Hokkaido Toyako 2008 oleh negara-negara G8 difokuskan pada tiga komponen/aspek (yaitu keselamatan, *safeguards* dan keamanan), dan dari elemen infrastruktur sembilan belas dari *Milestones* dalam Pembangunan Infrastruktur Nasional Tenaga Nuklir oleh IAEA [1]. Prakarsa ini sebagian didorong oleh fakta bahwa meskipun kerangka hukum multilateral telah didirikan pada masing-masing komponen "S", negara-negara nuklir dari negara berkembang berjuang dengan kurangnya keahlian dan sumber daya yang tersedia. Tujuan dari prakarsa 3S ini adalah untuk memastikan bahwa negara-negara yang sudah menggunakan energi nuklir atau negara yang mempunyai perencanaan untuk menggunakan energi nuklir didukung oleh program nasional yang kuat dalam keselamatan, keamanan, dan *safeguards* tidak hanya untuk keandalan dan kelangsungan hidup dari program, tetapi juga untuk membuktikan kepada pemerhati internasional bahwa program adalah murni untuk tujuan damai dan bahwa bahan nuklir ditangani dengan benar, dipertanggungjawabkan, dan dilindungi. Pemanfaatan energi nuklir untuk kesejahteraan dan tujuan damai dapat dilaksanakan dengan efektif dengan mensinergikan tiga komponen S yaitu keselamatan, *safeguards* dan keamanan.

Makalah ini bertujuan untuk mengkaji antarmuka dan kesinergian dari keselamatan, *safeguards* dan keamanan reaktor nuklir. Kajian ini dilakukan melalui studi pustaka dari. Diharapkan hasil kajian ini dapat mengembangkan antarmuka dan kesinergian dari keselamatan, *safeguards* dan keamanan pada reaktor nuklir.

II. METODE/METODOLOGI/LANDASAN TEORI/POKOK BAHASAN

Metode yang digunakan untuk penulisan makalah ini adalah studi kajian terhadap beberapa pustaka.

Antarmuka (3S)

Masyarakat internasional menggunakan definisi untuk keselamatan nuklir, *nuclear safeguards* dan keamanan nuklir dari glossary keselamatan IAEA[2] :

- Keselamatan nuklir merupakan suatu tindakan untuk pencapaian kondisi operasi yang tepat suatu reaktor nuklir sesuai desain, pencegahan terjadinya kecelakaan atau mitigasi konsekuensi kecelakaan, untuk melindungi pekerja, masyarakat dan lingkungan dari bahaya radiasi yang tidak semestinya, dan termasuk proteksi radiologi.[3,4]
- Keamanan nuklir merupakan tindakan pencegahan, mendeteksi deteksi, dan merespons terhadap pencurian, sabotase, akses dan transfer ilegal atau tindakan berbahaya lainnya terhadap bahan nuklir dan zat radioaktif yang berhubungan dengan reaktor nuklir fasilitas terkait.[3,4,5]
- *Safeguards* nuklir merupakan sarana yang diterapkan untuk memverifikasi kepatuhan suatu Negara dengan usaha untuk menerima kesepakatan safeguard IAEA terhadap semua bahan nuklir dalam semua kegiatan nuklir untuk tujuan damai dan untuk memverifikasi bahwa bahan nuklir tersebut tidak dialihkan ke senjata nuklir atau alat peledak nuklir lainnya. [6].

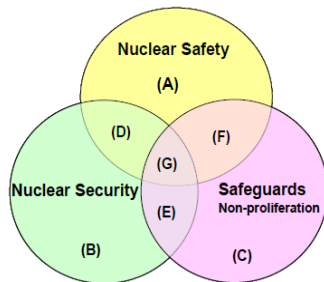
Pengamanan bahan nuklir yang diterapkan oleh Badan Energi Atom Internasional (IAEA) adalah elemen penting dari non-proliferasi nuklir global. safeguard yang diterapkan oleh Badan Energi Atom Internasional (IAEA) adalah elemen penting dari rezim non-proliferasi nuklir global. [7]. *Safeguards* nuklir merupakan tindakan untuk memverifikasi bahwa negara-negara mematuhi kewajiban internasional dengan tidak menggunakan bahan nuklir untuk bahan peledak nuklir. [8]

IAEA *Safeguards* meliputi prosedur akuntansi, kendali, pengungkungan, pengawasan, dan verifikasi data bahan nuklir, termasuk inspeksi bahan nuklir di lokasi, yang dilaksanakan melalui perjanjian bilateral antara IAEA dan masing-masing negara. *Safeguards* didesain terutama untuk dua tujuan yaitu: 1) untuk mendeteksi kegiatan proliferasi yang melibatkan pengalihan bahan dari siklus bahan bakar nuklir sipil, dan 2) untuk memberikan peringatan dari setiap kejadian tersebut kepada forum internasional secara tepat.[9]

Definisi di atas ini menunjukkan bahwa tujuan umum dari keselamatan, *safeguards* dan keamanan adalah untuk melindungi manusia dan lingkungan dari efek radiasi pengion, keselamatan diarahkan lebih ke arah mengendalikan risiko yang melekat dalam mengoperasikan peralatan nuklir dan fasilitas atau transportasi bahan radioaktif, sementara keamanan ditargetkan untuk memberikan perlindungan terhadap tindakan berbahaya yang dapat menyebabkan rilis radiologi atau efek menghancurkan yang dihasilkan dari penggunaan bahan radioaktif atau nuklir. Sedangkan tujuan dari *safeguards* adalah untuk

memastikan bahwa penggunaan bahan nuklir untuk tujuan damai tidak membuat senjata atau bahan peledak nuklir.

Prakarsa keselamatan, *safeguards* dan keamanan, yang selanjutnya disebut 3S diluncurkan pada KTT di Hokkaido Toyako pada 2008 oleh negara-negara G8 difokuskan pada tiga komponen yaitu keselamatan, keamanan, dan *safeguards*. Berfokus pada perbedaan antara langkah-langkah pelaksanaan masing-masing "S", kesinergian 3S diperlihatkan pada Gambar 1 diagram Venn dari 3S.



Gambar 1 Diagram Venn dari 3 S [10]

Keterangan Gambar

- (A) Sistem Pendingin Darurat PLTN
- (B) Penghalang pada pintu masuk fasilitas
- (C) sarana yang tersertifikasi (*Authenticated apparatus*)
- (D) Pintu masuk ganda (*Double-entry doors*) untuk mempertahankan tekanan negatif dan mencegah lepasan radioaktif
- (E) Pengelolaan bahan nuklir yang menggunakan pengungkung, pengawasan/*surveillance* dan kamera penginderaan jarak jauh.
- (F) Pengelolaan bahan untuk untuk kendali kekritisan dan pertanggungjawaban.
- (G) Kamera pemantauan untuk tujuan ganda seperti penggunaan peralatan bersama.

Antarmuka antara tiga komponen S tersebut adalah: *safeguards* dapat dianggap untuk menangani perdamaian; keselamatan nuklir sebagai pengalaman "keselamatan", sedangkan keamanan nuklir mencakup baik perdamaian maupun keselamatan. Sementara keamanan nuklir berfokus pada pencegahan, deteksi, dan merespon, pencurian bahan nuklir yang dapat digunakan untuk senjata nuklir atau bahan peledak nuklir. Oleh karena itu, keterkaitan 3S ini adalah sesuai dengan tujuan untuk memberi perlindungan terhadap manusia dan lingkungan maka, IAEA berperan penting dalam keselamatan, *safeguards* dan keamanan nuklir dengan memberikan standar dan pedoman, diseminasi informasi, dan melakukan *peer review*.

Pada pertemuan KTT G8 tahun 2008 disampaikan bahwa antarmuka dan kesinergian 3S perlu dilakukan ke dalam desain konseptual untuk meningkatkan efektivitas pengawasan dan efisiensi operasional. [10],

oleh karena itu diperlukan suatu kajian untuk antarmuka dan kesinergian 3S pada reaktor nuklir, sehingga ada kesinergian dalam tindakan pengawasan dan pelaksanaan 3S untuk memberikan keselamatan nuklir, keamanan nuklir dan perlindungan *safeguard*. Dalam hal untuk perlindungan yang efektif area 3S ketiga wilayah perlu dilakukan dengan cara yang terkoordinasi.

Kesinergian 3S

Kesinergian adalah pengaruh gabungan dari berbagai faktor, yang ditandai dengan kenyataan bahwa efek gabungan faktor secara signifikan akan melebihi efek masing-masing komponen/faktor yang terpisah dan jumlah komponen/faktor. [11]

Kesinergian antara komponen 3S terhubung erat. Apabila keamanan dan *safeguards* merupakan prasyarat untuk keselamatan atau dengan kata lain keamanan dan *safeguards* merupakan bagian dari keselamatan. Tindakan keamanan meningkatkan keselamatan, dan oleh karena itu perlu bersinergi lengkap. Ada banyak kesamaan antara keselamatan, *safeguards* dan keamanan di bidang peraturan dan perundangan, prinsip-prinsip operasi, pengujian rutin dan program perawatan, umpan balik pengalaman operasi, pelatihan dan pendidikan.[12, 13, 14]. Kesinergian 3S bukanlah hal yang sepele, oleh karena itu perlu memaksimalkan dengan:

- (1) peraturan dan perundangan
- (2) Tanggung Jawab.
- (3) Konsep dan kriteria disain
- (4) Prinsip-prinsip operasi
- (5) Respon tanggap darurat
- (6) Penggunaan pendekatan bertingkat,
- (7) Pelatihan dan pendidikan.

Antarmuka dan kesinergian 3S dilaksanakan ketika reaktor nuklir masih di dalam tahap desain awal atau pada tahapan konsep design. Karena komponen 3 S bersifat preventif sehingga diperlukan regulasi yang mengaturnya untuk mengakomodasi kepentingan/fungsi 3S kedalam satu kesatuan infrastruktur, hal ini dapat dilihat pada diagram alir untuk integrasi 3S selama proses disain yang diperlihatkan pada Gambar 2 di bawah ini.

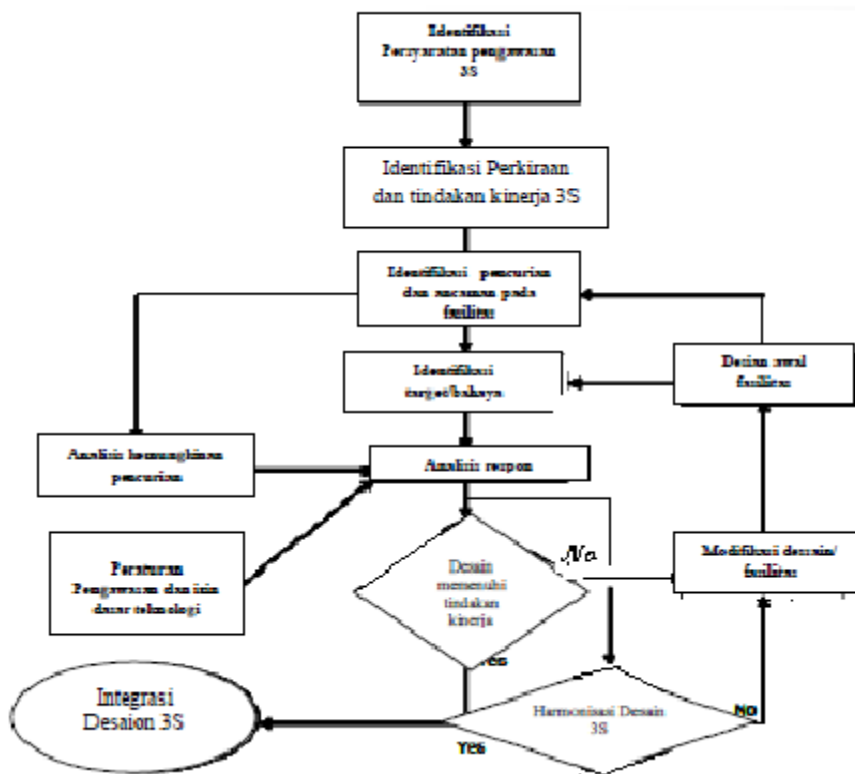
III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Antarmuka 3S

Antarmuka keselamatan, *safeguards* dan keamanan merupakan suatu usaha yang kompleks. Pendekatan keamanan-tinggi, meskipun penting, tidak akan cukup untuk mengatasi semua ancaman keselamatan. Demikian pula, praktik budaya keselamatan nuklir diperlukan, namun tidak dapat melindungi orang atau lingkungan dari tindakan berbahaya. Suatu prakarsa internasional pada infrastruktur energi nuklir berbasis 3S pertama kali diusulkan dalam KTT G8 di Chitose, Hokkaido,

Jepang pada tahun 2008. [10, 15]. Antarmuka *safeguards* dan keamanan merupakan pengendalian yang efektif terhadap bahan nuklir. Antar muka keselamatan dan keamanan merupakan proteksi terhadap masyarakat dan lingkungan dari bahaya radiasi. Antar muka *safeguard* dan keselamatan merupakan pencegahan kekritisan pada daerah penyimpanan bahan nuklir. Pada Gambar 1 di atas menunjukkan antarmuka keselamatan, *safeguard* dan keselamatan, diperlihatkan dari irisan (G). sebagai contoh, pengungkung, penghalang, dan proteksi bahan nuklir sama-sama penting untuk 3S, karena pengungkung reaktor berfungsi untuk mencegah pelepasan zat radioaktif ke lingkungan apabila terjadi kecelakaan, sementara secara bersamaan menyediakan struktur yang kuat yang melindungi reaktor dari

serangan teroris, sehingga untuk pemantauan dapat menggunakan peralatan bersama (*joint use of equipment*), seperti kamera penginderaan jarak jauh mungkin digunakan bersama (G). Pengendalian untuk membatasi akses ke daerah-daerah vital tidak hanya melayani fungsi keselamatan dengan pencegahan atau pembatasan paparan radiasi tetapi juga untuk tujuan keamanan dengan menghambat akses tidak sah oleh penyusup, maka mekanisme pasif dan melekat, seperti pintu masuk ganda/*double-entry doors* (D), dapat memenuhi tujuan keamanan dan keselamatan, dan berbagi data sistem proses fasilitas nuklir yang dapat meningkatkan efisiensi perlindungan dan keselamatan. Antarmuka keselamatan dan *safeguard* (F) untuk menjaga



Gambar 2 Diagram alir untuk integrasi 3S selama proses disain [16]

agar bahan bakar nuklir tetap selamat dari kegagalan teknis terkait dengan masalah kekritisan dan menjaga bahan bakar nuklir tidak diselewengkan untuk tujuan yang tidak dapat dipertanggung jawabkan terkait dengan masalah akuntansi bahan nuklir. Masalah kekritisan dan akuntansi bahan nuklir membutuhkan data yang sama. Antarmuka *safeguards* dan keamanan (E) untuk mengendalikan dan pertanggungjawaban bahan nuklir diperlukan penguji dan pengawasan dan kamera penginderaan jarak jauh, karena untuk menghindarkan bahan nuklir dari pencurian dan/atau sabotase dari dalam maupun luar instalasi.

Sarana akses dan kendali adalah relevan untuk keselamatan, *safeguards* dan keamanan. Untuk keselamatan, pengendalian dapat mencegah paparan radiasi yang tidak diinginkan atau untuk memastikan bahwa akses ke peralatan vital dibatasi untuk personel yang tepat, sehingga menghindari kesalahan. Pengendalian tersebut juga dapat meningkatkan keamanan melalui pengurangan risiko pencurian, dengan mencegah penetrasi yang tidak sah oleh lawan, dan dengan meniadakan senjata atau bahan peledak dari instalasi. Selain itu, rekaman akses kendali juga dapat digunakan untuk memastikan bahwa semua pekerja telah dievakuasi dengan selamat dari instalasi pada keadaan darurat. Kendali akses juga dapat memastikan bahwa bahan nuklir digunakan sesuai tujuannya.

Kendali akses dapat menciptakan konflik antara keselamatan, *safeguards* dan keamanan. Hal ini biasanya terjadi dengan akses dan jalan keluar personel selama keadaan darurat. Akses cepat diperlukan untuk tujuan keselamatan untuk menanggapi kejadian secara tepat waktu dan jalan keluar yang cepat mungkin diperlukan untuk melindungi kesehatan pekerja. Tapi penyediaan sarana untuk akses atau jalan keluar cepat dapat membuat kerentanan yang dapat dimanfaatkan oleh musuh/teroris.

Akibatnya, ketentuan dan prosedur operasi harus memperhitungkan pertimbangan masing-masing keselamatan, *safeguards* atau keamanan dan ketentuan yang dilaksanakan harus mencerminkan keseimbangan yang tepat antara tujuan keselamatan, *safeguards* dan keamanan. Dalam banyak kasus, konflik ini bisa diselesaikan dengan solusi spesifik yang ditetapkan dengan kerjasama antara ahli keselamatan, *safeguard* dan keamanan. Ketika konflik tidak dapat dihindari, masalah ini harus dipertimbangkan dari perspektif keselamatan, *safeguard* dan keamanan dan diselesaikan berdasarkan pada filosofi meminimalkan keseluruhan risiko kepada publik.

Kesinergian 3S

Kesinergian 3S dibutuhkan di dalam desain dan pengoperasian reaktor nuklir dengan tujuan untuk menjamin melalui tindakan *safeguards* yang tepat bahwa bahan nuklir tidak diselewengkan dari kepentingan damai, untuk mencegah melalui tindakan keamanan yang tepat, kepemilikan dan pengambilan

bahan nuklir secara ilegal dan untuk menjamin melalui tindakan keselamatan yang tepat bahwa penggunaan bahan nuklir tidak membahayakan manusia dan lingkungan. [3]. Dalam hal memaksimalkan kesinergian 3S dilakukan melalui [14]:

1. Peraturan dan perundangan

Peraturan dan perundangan diperlukan untuk memastikan pengawasan yang memadai terhadap instalasi, penanganan potensi risiko radiologi dan menerapkan persyaratan keselamatan serta *safeguards* dan keamanan. Meskipun badan pengawas yang sama mungkin mengatur keselamatan, *safeguards* dan keamanan nuklir, peraturan dan perundangan yang mengatur keselamatan, *safeguards* dan keamanan selalu berbeda. Badan pengawas bertugas untuk memastikan bahwa pengelola fasilitas berkomitmen sama untuk keselamatan, *safeguards* dan keamanan nuklir.

2. Tanggung jawab

Meskipun tanggung jawab utama untuk keselamatan, *safeguards* dan keamanan terletak pada operator fasilitas, peran negara yang lebih besar pada isu keamanan dari pada isu yang terkait dengan keselamatan dan isu *safeguard*. Negara secara langsung terlibat dalam penilaian ancaman dan Desain Dasar Ancaman (DBT), yang berfungsi sebagai dasar untuk desain sistem proteksi fisik untuk fasilitas nuklir. Namun, pada kasus kecelakaan dasar esain, yang menjadi dasar dari desain sistem keselamatan untuk reaktor nuklir dan daftar informasi desain, tidak melibatkan negara. Selain itu, manajemen krisis terkait dengan kejadian keamanan membutuhkan keterlibatan negara yang lebih dari pada krisis keselamatan yang terkait dengan kecelakaan.

Karena operator biasanya tidak dapat secara independen menjamin keamanan tapak dan instalasi dan membutuhkan lebih banyak keterlibatan negara, sinergi harus ditingkatkan antara keselamatan, *safeguards* dan keamanan di area antarmuka. Hal ini dapat dilakukan dengan sering interaksi antara negara dan operator sehingga ada masing-masing modus operandi yang diperbarui dan dikembangkan satu sama lain.

Organisasi operasi memiliki tanggung jawab utama untuk keselamatan, *safeguard* dan keamanan reaktor nuklir, meskipun dalam hal keamanan, tanggung jawab operator mungkin terbatas pertahanan terhadap dasar desain ancaman. Alokasi tanggung jawab ini mencerminkan kenyataan bahwa staf operasi berada dalam posisi terbaik untuk mengidentifikasi risiko yang timbul pada reaktor nuklir dan untuk memastikan kepatuhan terhadap persyaratan peraturan. Dalam hal ini, operator harus:

- mendesain, menerapkan dan mempertahankan solusi teknis dan pengaturan lain untuk memenuhi

persyaratan peraturan yang berkaitan dengan keselamatan, *safeguards* dan keamanan;

- memastikan kendali level pertama;
- memverifikasi keterampilan dan pelatihan yang sesuai personil;
- menginformasikan kepada pihak dari setiap kejadian mungkin mempengaruhi keselamatan, *safeguards* atau keamanan reaktor nuklir, apabila diperlukan memohon bantuan;
- menjaga koordinasi dengan organisasi negara yang terlibat dalam keselamatan, *safeguards* atau keamanan; dan
- menerapkan sistem manajemen baik dalam bidang keselamatan, *safeguards* dan keamanan.

Operator harus memiliki sistem informasi terpusat dan pusat komando terpusat untuk mengarahkan operasi selama berlangsung kejadian keselamatan atau keamanan.

3. Konsep dan kriteria desain

Konsep desain seperti pertahanan berlapis, kriteria kegagalan tunggal, redundansi dan keragaman/diversitas, kriteria gagal selamat, sistem pasif, semua konsep tradisional yang diterapkan untuk keselamatan nuklir, berlaku juga untuk keamanan nuklir. Desain dan sistem keselamatan ini berpotensi dapat memperkuat perlindungan terhadap tindakan berbahaya. Penerapan konsep ini untuk sarana keamanan nuklir yang sebagai calon pelaku sabotase nuklir membahayakan beberapa lapisan perlindungan yang menyebabkan pelepasan radioaktif. Namun, pengusahaan untuk penerapan konsep ini dalam keamanan terhadap konteks keselamatan mengungkapkan beberapa perbedaan utama.

Persamaan dan perbedaan dalam pelaksanaan konsep ini adalah sebagai berikut:

3.1. Pertahanan Berlapis

Dalam kasus keselamatan nuklir, pertahanan berlapis diterapkan dengan membuat pertahanan fisik terhadap pelepasan radioaktivitas dari reaktor nuklir. Hal ini membutuhkan penghalang ganda yang menghambat perpindahan radioisotop dari pelet bahan bakar nuklir ke lingkungan. Konsep pertahanan berlapis juga berlaku untuk keamanan nuklir. Sesuai *IAEA information circular*, pertahanan berlapis dalam konteks keamanan nuklir dapat direalisasikan dengan mendesain sistem proteksi fisik dengan beberapa lapisan atau metode rintangan yang harus semua dielakkan oleh teroris atau penyabot radioaktif bertujuan untuk memicu pelepasan radioaktif [17]. Misalnya, dalam keamanan nuklir berbagai lapisan perlindungan dapat diimplementasikan di berbagai batas fisik seperti batas instalasi utama, bagian operasi bahan nuklir, daerah vital. Sistem proteksi fisik

diimplementasikan di masing-masing lapisan dalam pendekatan bertingkat.

Pertahanan berlapis adalah suatu konsep yang digunakan untuk mendesain sistem proteksi fisik dalam upaya mengatasi musuh dengan rintangan yang berlapis, baik bentuknya sama atau berbeda. [18]

Pertahanan berlapis pada *safeguards* dengan menggunakan kunci ganda, sehingga satu personil tidak dapat mengambil bahan nuklir tanpa didampingi personil yang diberi wewenang.

3.2. Dasar Desain

Dalam kasus keselamatan, dasar desain reaktor nuklir adalah Kecelakaan dasar desain. (*Design Basic Accident/DBA*). Kecelakaan dasar desain adalah kondisi kecelakaan yang digunakan sebagai dasar untuk mendesain reaktor nuklir menurut kriteria desain yang ditetapkan dan sebagai dasar untuk mempertahankan lepasan zat radioaktif tidak melampaui batas yang diizinkan [19]

Dalam hal keamanan nuklir, Ancaman dasar desain/*Design Basic Threat* (DBT) berfungsi sebagai dasar evaluasi untuk mendesain sistem perlindungan fisik pada reaktor nuklir. IAEA mendefinisikan DBT sebagai "atribut dan karakteristik potensi insider dan/atau musuh eksternal, yang mungkin mencoba memindahkan bahan nuklir secara tidak sah atau sabotase, terhadap rancangan dan evaluasi sistem proteksi fisik" [20], atau Ancaman dasar desain merupakan sifat dan karakteristik musuh dari dalam maupun luar yang digunakan sebagai fondasi atau alasan untuk merancang dan mengevaluasi sistem proteksi fisik.[18]. Sedangkan untuk dasar desain *safeguards* dilakukan melalui Daftar Informasi Desain (*Design Information Questionnaire*) yang selanjutnya selanjutnya disingkat DID merupakan dokumen yang memuat informasi tentang bahan nuklir meliputi bentuk, jumlah, lokasi dan alur bahan nuklir yang digunakan, fitur fasilitas yang mencakup uraian fasilitas, tata letak fasilitas dan pengungkung, dan prosedur pengendalian bahan nuklir. [21], saat mendesain reaktor nuklir sudah dapat membuat DID.

Konsep dasar desain diterapkan baik pada keselamatan dan keamanan untuk mendesain sistem keselamatan, *safeguard* dan keamanan. Namun, ada perbedaan dalam pelaksanaannya DBA dan DID adalah tetap sebelum desain fasilitas dan tetap sama sepanjang umur fasilitas sedangkan DBT berkembang dan dapat berubah sebagai ancaman keamanan berubah dengan waktu. Perbedaan lain antara penanganan DBA dan DBT adalah dokumen DBA terbuka untuk umum, dokumen dari DBT dan DID adalah bersifat rahasia. Misalnya *Engineering safety design* mampu mengurangi kelemahan fungsi vital area dalam hal mengamankan fasilitas dan bahan nuklir dari ancaman sabotase. Mengintegrasikan tiga komponen: *safeguards*, *safety* dan *security* di dalam disain (3SBD) reaktor nuklir merupakan suatu *advantages* yang perlu direalisasikan. [22].

Pada Gambar 2 memperlihatkan proses integrasi persyaratan pengawasan dalam hal ini terkait dengan persyaratan peraturan untuk 3S pada tahap pertama. Persyaratan di antaranya memuat kombinasi peraturan preskriptif, risiko-informasi, dan pengawasan berbasis kinerja. Pada tahap kedua identifikasi perkiraan dan tindakan kinerja 3S, terutama peraturan yang terkait dengan risiko-informasi dan pengawasan berbasis kinerja, kemungkinan dapat memanfaatkan seperangkat ukuran kinerja dan mengestimasi dalam menentukan kecukupan desain. Kemudian pada tahap ke tiga adalah desain fasilitas awal mungkin cenderung difokuskan pada pemenuhan seperangkat persyaratan fungsional, kemungkinan sementara masih menggabungkan pencegahan kecelakaan dan mitigasi. Lalu pada tahap ke empat proses analisis desain difokuskan untuk memastikan bahwa 3S diintegrasikan ke dalam setiap langkah/tahapan dari desain. Integrasi akan menjadi proses berulang yang akan berusaha untuk menyelaraskan desain untuk memenuhi semua persyaratan 3S, perkiraan/estimasi, dan ukuran kinerja dalam cara untuk menghemat biaya dan mengefektifkan pengawasan. Tindakan ini mempertimbangkan beragam skenario, termasuk identifikasi ancaman dan tantangan terhadap reaktor nuklir tersebut, identifikasi target/bahaya, analisis respon, pedoman peraturan dan perizinan terhadap dasar teknologi yang digunakan, dan perbandingan desain untuk pengukuran Kinerja", yang akan menjamin bahwa, pada setiap tahap desain, evaluasi 3S dibandingkan terhadap kriteria peraturan dan kinerja ditetapkan dan apabila diperlukan desain dapat Harmonisasi desain 3S Soss Desain Harmonisasi" mengharuskan tim evaluasi 3S mempertahankan komunikasi yang memungkinkan untuk identifikasi potensi konflik dalam desain, serta solusi yang mungkin diperlukan. [16, 23]

3.3. Sistem pasif

Berkenaan dengan keselamatan nuklir, sistem pasif meningkatkan ketahanan dengan meminimalkan intervensi manusia dan karenanya, meminimalkan margin kesalahan manusia. Dalam kasus keamanan nuklir, sistem pasif pada dasarnya memastikan bahwa sistem adalah tahan terhadap kerusakan/*tamper-proof*, yang membuat sistem melekat lebih aman. Dalam kasus keselamatan nuklir, penggunaan sistem pasif ditingkatkan secara luas dan didesain lebih mendalam. Penerapan sistem pasif dengan konteks keselamatan nuklir dan *safeguards* juga memperkuat keamanan nuklir, karena sistem yang lebih kuat berfungsi untuk meningkatkan perlindungan terhadap ancaman insider, maka, meningkatkan keamanan. Namun, saat ini penggunaan sistem pasif tidak sangat umum dalam kasus sistem keamanan dan karenanya, sistem pasif harus diterapkan secara luas untuk sistem keamanan nuklir untuk membuat sistem keamanan lebih kuat dan tahan kerusakan. Misalnya, alarm harus mensinyalir di

pusat keamanan ketika catu daya gagal atau kawat dipotong atau beberapa perangkat penghalang fisik dirusak. Sistem pasif dan struktur yang meniadakan persyaratan catu daya listrik serta tindakan pengamatan yang dilakukan operator merupakan bentuk kesinergian antara keselamatan dan keamanan jika dirancang untuk keperluan kedua komponen S tersebut.

4. Prinsip Operasi

Hubungan yang kompleks dari sistem operasi keselamatan, *safeguards* dan keamanan lebih dikoordinasikan sehingga kesinergian prinsip-prinsip operasi untuk keselamatan, safeguard dan keamanan dapat dicapai di bidang pengujian dan perawatan, umpan balik pengalaman operasi, penilaian berkala dan prosedur operasi.

4.1. Pengujian dan perawatan

Dalam hal sistem keselamatan bergantung pada kepentingan/kesignifikan keselamatan dan probabilitas kegagalan, sistem diuji pada frekuensi yang telah ditentukan. Demikian pula, dalam kasus keamanan, kepentingan keamanan dan probabilitas kegagalan sistem harus diidentifikasi dan pengujian dan perawatan sistem dilakukan pada frekuensi tertentu. Rekaman pengujian dan perawatan tersebut harus dipelihara untuk melihat kecenderungan kegagalan pada sistem. perawatan preventif dilakukan secara teratur untuk sistem keamanan keselamatan. Hal ini juga penting bahwa sementara sistem keamanan sedang diuji tidak ada membahayakan sistem keselamatan dan sebaliknya. kesinergian antara keduanya adalah diperlukan sehingga tindakan membahayakan tidak merusak keseimbangan antara keamanan dan keselamatan dan safeguard. Misalnya, selama pemadaman instalasi/reaktor karena perawatan tidak membahayakan sistem pengawasan keamanan dan *safeguards*.

4.2. Umpan balik pengalaman operasi

Salah satu metode yang paling penting untuk terus meningkatkan adalah untuk belajar dari pengalaman masa lalu. Praktik-praktik ini secara luas diterapkan dalam konteks keselamatan dengan menerapkan pembelajaran insiden dari kegagalan keselamatan akibat kesalahan manusia dalam instalasi nuklir dari nasional maupun internasional. Namun, saat ini penggunaan mekanisme umpan balik pengalaman operasi dan praktik diseminasi informasi relatif terbatas untuk aspek keamanan nuklir. Untuk menerapkan umpan balik pengalaman operasi pada aspek keamanan, teknik yang sama digunakan di bidang keselamatan nuklir untuk menelaah dan menganalisis pembelajaran dapat diterapkan.

Mungkin ada beberapa perbedaan dalam penerapan umpan balik pengalaman operasi di bidang keamanan bersifat rahasia dan sensitif dari beberapa insiden.

Namun demikian, untuk perbaikan terus menerus dari pentingnya praktik keamanan sistem umpan balik operasi pengalaman dan praktik diseminasi praktik terbaik harus ditanamkan dari puncak manajemen dan staf keamanan didorong untuk melaporkan setiap peristiwa keamanan.

4.3. Penilaian berkala

Penilaian berkala praktik keselamatan, *safeguards* dan keamanan memungkinkan pemeriksaan keseluruhan status instalasi. Hal ini memungkinkan untuk mendeteksi dini kelemahan dalam instalasi, sehingga memberikan panduan yang berguna untuk memodernisasi atau melakukan perbaikan, merevisi prosedur dan dokumen, dan merevisi analisis keselamatan (termasuk DBA) atau merevisi DBT atau DID. Penilaian keselamatan berkala merupakan bagian dari peraturan untuk sebagian besar reaktor nuklir di seluruh dunia dengan interval waktu 10 tahun. Penilaian berkala yang komprehensif seperti di bidang keamanan nuklir juga menjadi bagian dari peraturan dan harus dilakukan pada frekuensi tertentu. Penilaian berkala ini mencakup antara lain kegagalan peralatan, kesalahan manusia, ketidakcukupan sumber daya, pelatihan yang tidak memadai dan pelanggaran dalam peraturan keamanan, keselamatan dan *safeguards*.

4.4. Prosedur operasi

Prosedur operasi yang diperlukan untuk sistem keselamatan, *safeguard* dan keamanan untuk operasi yang diinginkan dari sistem masing-masing. Biasanya, prosedur operasi untuk sistem keselamatan, *safeguards* dan keamanan di instalasi nuklir dibuat oleh lembaga/bidang yang berbeda. Kadang-kadang, mungkin ada persyaratan bertentangan dari prosedur operasi keselamatan, *safeguard* dan keamanan. Oleh karena itu untuk memaksimalkan kesinergian 3S, prosedur operasi disiapkan dengan mempertimbangkan konflik yang mungkin timbul antara sistem keselamatan, *safeguards* dan keamanan. Jika ada potensi konflik, prosedur operasi harus dianalisis oleh lembaga umum untuk menyelesaikan semua konflik.

5. Pendekatan berkala

Pendekatan gradasi biasanya terjadi pada saat menerapkan tindakan keselamatan nuklir untuk memastikan bahwa persyaratan keselamatan penting diamati lebih ketat. Demikian pula, dalam kasus keamanan nuklir, pendekatan bertingkat harus diterapkan. Tindakan yang tepat dan proporsional untuk pencegahan dan mitigasi yang dilakukan untuk meminimalkan risiko radiologi untuk masyarakat dan lingkungan.

Penerapan persyaratan keselamatan dan keamanan sepadan dengan potensi bahaya dari fasilitas. Persyaratan ini harus diterapkan pada penentuan tapak, desain, operasi, pemanfaatan, modifikasi, pelatihan dan

kualifikasi, kesiapsiagaan darurat, dan pengawasan peraturan.

Parameter yang digunakan dalam penilaian pelaksanaan tindakan keselamatan, *safeguard* dan keamanan termasuk listrik dan suku sumber, desain dan penanganan bahan bakar, jumlah dan pengayaan bahan fisil, pipa bertekanan tinggi atau berenergi tinggi, dan dekat dengan penduduk.

Pembuatan batas-batas atau hambatan untuk tujuan proteksi radiasi dan juga untuk fungsi keamanan dan *safeguards* dengan menunda atau mencegah akses yang tidak sah, serta mendeteksi pemindahan bahan nuklir atau zat radioaktif. Misalnya, dalam kasus keamanan daerah vital harus memiliki sistem proteksi fisik dibandingkan dengan batas instalasi utama atau batas daerah operasi instalasi.

6. Respon Tanggap Darurat

Program respon tanggap darurat nuklir harus membahas tindakan teroris atau tindakan berbahaya yang dilakukan terhadap fasilitas nuklir, karena suatu kecelakaan nuklir dapat disebabkan oleh teroris yang dapat mengakses ke daerah-daerah penting dari reaktor nuklir dan menonaktifkan sistem keamanan. Oleh karena itu, prosedur tanggap darurat untuk darurat terkait keamanan di tempat juga mempertimbangkan skenario terburuk. Sedangkan tujuan utama tanggap darurat bagi keselamatan dan keamanan terkait kejadian adalah keselamatan publik, tanggap darurat dalam keamanan juga ditujukan untuk menangkap musuh sehingga tanggap darurat keamanan dan *safeguard* sedikit berbeda dari tanggap darurat keselamatan. Perbedaan dalam prosedur tanggap darurat untuk keselamatan, *safeguard* dan keamanan secara jelas didokumentasikan dan semua pihak yang berwenang diberi pelatihan yang sesuai.

5.7. Pelatihan dan pendidikan

Kesinergian antara isu-isu keselamatan, *safeguards* dan keamanan nuklir dapat dimaksimalkan melalui pelatihan sumber daya manusia yang tepat. Biasanya, keamanan dan *safeguards* nuklir tidak tercakup dalam kurikulum pelatihan tradisional untuk insinyur nuklir dan ilmuwan. Hal ini menyebabkan kurangnya pengetahuan dan pemahaman tentang masalah keamanan dan *safeguards* dengan tenaga kerja normal. Pelatihan berkala yang memadai disediakan untuk personel keselamatan, *safeguards* dan keamanan untuk memberikan pemahaman peran yang lebih dalam yang saling melengkapi dan tanggung jawab masing-masing kelompok yang berbeda. Personil keselamatan, *safeguards* dan keamanan dilatih untuk memahami dan menyelesaikan masalah konflik dalam rangka mencapai tujuan utama untuk memastikan keselamatan publik.

Untuk reaktor nuklir di Indonesia sampai saat ini, peraturan tentang keselamatan, keamanan dan *safeguards*, serta penerapannya untuk reaktor nuklir

masih dilaksanakan secara terpisah, Pemegang izin reaktor nuklir menetapkan prosedur pelaksanaan keselamatan, keamanan dan *safeguards* secara terpisah, belum dilakukan kajian oleh pemegang izin untuk antarmuka dan kesinergian 3S, demikian pula untuk peraturan yang ada perlu dilakukan kajian untuk merevisi peraturan guna mencakup antarmuka dan kesinergian 3S.

IV. KESIMPULAN

Dari uraian di atas dapat diambil kesimpulan bahwa:

1. Antarmuka 3S dapat dipertimbangkan dalam hal pemantauan bahan nuklir sehingga pengawasan lebih efektif, misalnya penggunaan alat pemantauan bersama.
2. Kesinergian 3S dapat dimaksimalkan melalui peraturan dan perundangan, tanggung Jawab. konsep dan kriteria disain, Prinsip operasi, respon tanggap darurat, pendekatan bertingkat, pelatihan dan pendidikan.
3. Kesinergian keselamatan nuklir, safeguard dan keamanan nuklir, diperlukan perhatian khusus dalam kaitannya dengan keterlibatan Negara dalam mengidentifikasi ancaman dan mungkin perlu untuk memberikan dukungan dalam menanggapi aksi teroris, tetapi tidak dengan insiden keselamatan.
4. Antarmuka dan kesinergian keselamatan *Safeguards*, dan keamanan perlu dikoordinasikan sehingga ketiganya merupakan suatu kesatuan infrastruktur yang dipercaya dapat melindungi, pekerja, masyarakat dan lingkungan dari potensi bahaya radiologi yang ditimbulkan dari pemanfaatan instalasi nuklir dan menjamin bahwa reaktor nuklir dan bahan nuklir digunakan hanya untuk maksud damai.
5. Antarmuka dan kesinergian 3S dilakukan sejak tahap konsep desain, oleh karena itu pada pembangunan reaktor baru, perlu dilakukan analisis untuk integrasi 3S dalam desain reaktor nuklir yang akan dibangun.
6. Untuk peraturan yang ada baik peraturan pemerintah dan peraturan kepala BAPETEN perlu dikaji ulang untuk mengakomodir antarmuka dan kesinergian 3S sehingga mengaktifkan pengawasan.
7. Untuk reaktor nuklir yang sudah ada, sebaiknya dilakukan kajian untuk mensinergikan 3S sehingga pelaksanaannya tidak tumpang tindih sehingga mengaktifkan dan mengefisienkan pelaksanaan 3S.

DAFTAR PUSTAKA

1. IAEA (2015), *Milestones in the Development of a National Infrastructure for Nuclear Power*,

Nuclear Energy Series, No. NG-G-3.1, IAEA, Wina, Austria.

2. IAEA (2007), *IAEA Safety Glossary: Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection*, IAEA, Wina, Austria
3. Susilowati E (2013), *Sinergi Safeguards Safety dan Security*, Prosiding Seminar Penelitian dan Pengelolaan Perangkat Nuklir Pusat Teknologi Akselerator dan Proses Bahan, ISSN 1410 – 8178, buku I, 15-20. Yogyakarta, Indonesia
4. IAEA (2006), *IAEA Safety Glossary: Terminology used in nuclear, radiation, radioactive waste and transport safety*, Ver. 2.0. IAEA, Wina, Austria.
5. IAEA (2009), *IAEA Nuclear Security Series No. 10: enting Guide: Development, Use and Maintenance of the Design Basis Threat*, IAEA, Wina, Austria
6. R. S. Bean, T. A. Bjornard, and D. J. Hebditch (2009), *Safeguards-by-Design: An Element of 3S Integration IAEA Symposium on Nuclear Safety*, INL/CON-09-15652, IAEA-CN-166/067, Wina, Austria.
7. IAEA (2001), *Safeguards Glossary*, International Nuclear Verification Series No. 3, Wina, Austria.
8. What are nuclear safeguards?, <http://www.onr.org.uk/safeguards/what.htm>
9. Congress, Office of Technology Assessment, (1995), *Nuclear Safeguards and the International Atomic Energy Agency*, OTA-ISS-615, Washington, DC, USA.
10. M. Suzuki, et.al., (2010) *Investigating 3S Synergies to Support Infrastructure Development and Risk-Informed Methodologies for 3S by Design*, safeguard symposium, IAEA-CN-184/64, Wina, Austria.
11. Oxford Explanatory Dictionary (1995), New York, USA.
12. A. M. Shokr (2011), *Synergy between Nuclear Safety and Security for Research Reactors*, Wina, IAEA,
13. IAEA (2010), *The Interface between Safety and Security at Nuclear Power Plants*, INSAG 24, Wina, IAEA.
14. Gandhi S, Kang JM (2013), *Nuclear safety and nuclear security synergy*, Annals of Nuclear Energy 60, 357–361, <http://dx.doi.org/10.1016/j.anucene.2013.05.002>.
15. Mishra S., (2013), *Nuclear Safety-Security-Safeguards: The Intricate Interface*, Air Power Journal, Vol. 8 No. 3, 129-155.
16. Middleton. B dan Mendez C., (2013), *Inegrating Safetym Operations, Security and Safeguard (ISOSS) into the Desigan of Small Modular Reactors: A Handbook*, SANDIA Report, SAND2013-9429, USA.
17. IAEA, 2011, *INFCIRC/225/Revision 5. Nuclear security recommendations on physical protection*

- of nuclear material and nuclear facilities, IAEA, Wina, Austria.
18. BAPETEN (2009), *Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 1 Tahun 2009 tentang Ketentuan Sistem Proteksi Fisik Instalasi dan Bahan Nuklir*, BAPETEN, Jakarta, Indonesia.
 19. BAPETEN (2011), *Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 1 Tahun 2011 tentang Ketentuan Keselamatan Desain Reaktor Nondaya*, BAPETEN, Jakarta, Indonesia.
 20. IAEA (2011), *INFCIRC/225/Revision 5. Nuclear security recommendations on physical protection of nuclear material and nuclear facilities*, IAEA, Wina, Austria.
 21. BAPETEN (2011), *Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 4 Tahun 2011 tentang Sistem Seifgard*, BAPETEN, Jakarta, Indonesia.
 22. Batra A. and Nelson P (2012), *Safety, Safeguards and Security in Indian Civil Nuclear Facilities*, NSSPI-12 -010, Nuclear Security Science & Policy Institute, http://nsspi.tamu.edu/media/1354465/threesreport_nsspi.pdf].
 23. Mendez, C., etc. (2007), *Utilizing System-Generated Data for Advanced Transparency*, INMM Annual Meeting, USA.

TANYA JAWAB DISKUSI

1. Penanya: Agus Waluyo

Pertanyaan:

Bagaimana menyelaraskan antara keselamatan, safeguards, dan security ?

Jawaban:

Diselaraskan melalui peraturan dan perundangan, tanggung jawab, konsep dan kriteria desain, prinsip-prinsip operasi, respon tanggap darurat, penggunaan pendekatan bertingkat, serta pendidikan dan pelatihan.

2. Penanya: Manda Fermilia

Pertanyaan:

1. Bagaimana menerapkan antarmuka tersebut bsik pada regulator maupun operator ?
2. Bagaimana contoh negara lain dalam menerapkan antarmuka tersebut ?

Jawaban:

1. Untuk regulator perlu mengharmoniskan peraturan perundangan tentang integrasi keamanan dan safeguard ke dalam desain

keselamatan, pelatihan dan pendidikan untuk staf regulator, serta penerapan pendekatan bertingkat. Untuk operator perlu mengharmoniskan tanggung jawab, konsep, dan kriteria desain, prinsip operasi, respon tanggap darurat, penggunaan pendekatan bertingkat, serta pendidikan dan pelatihan staf operator.

2. Amerika telah menerbitkan tentang penanganan/ *managing safety and security*. Kanada telah menerbitkan/memuat integrasi keselamatan dan keamanan pada peraturan desain PLTN.

3 .Nama Penanya: Anton Indra P.

Pertanyaan:

Selama ini masih ada yang bertolak belakang antara *safety* dan *security*, misalnya pintu darurat. Perlu ada solusi untuk mengatasi hal ini.

Jawaban:

Untuk pintu darurat memang perlu dikoordinasikan antara keselamatan dan keamanan. Pihak pemegang izin perlu mengkaji sinergi antara keselamatan dan keamanan terkait pintu darurat.

4 .Nama Penanya: Pertiwi Diah P.

Pertanyaan:

1. Bagaimana contoh aplikasi kesinergisan 3S ?
2. Bagaimana dengan data bahan nuklir yang dimiliki oleh safeguards yang bersifat rahasia, apakah tim keamanan juga harus mengetahui data tersebut ?

Jawaban:

1. Contohnya untuk penyimpanan bahan nuklir, diperlukan keselamatan (PPR melakukan pengukuran paparan radiasi), keamanan (petugas keamanan yang memegang kunci penyimpanan) dan safeguards (untuk pencatatan bahan nuklir guna mencegah penyimpangan penggunaan).
2. Untuk data harus dirahasiakan, namun untuk keamanan tidak perlu mengetahui jumlah bahan nuklir tersebut.



PERHITUNGAN SHUTDOWN MARGIN BATANG KENDALI MODIFIKASI REAKTOR TRIGA BANDUNG

Agus Waluyo

P2STPIBN-BAPETEN

a.waluyo@bapeten.go.id

ABSTRAK

PERHITUNGAN SHUTDOWN MARGIN BATANG KENDALI MODIFIKASI REAKTOR TRIGA BANDUNG. Pusat Sains dan Teknologi Nuklir Terapan (PSTNT)-BATAN sebagai fasilitas pemegang izin operasi reaktor TRIGA 2000 berencana untuk mengganti batang kendali yang baru. Mengingat tidak ada produsen yang memproduksi batang kendali untuk reaktor TRIGA 2000 yang memiliki *Fuel Follower Control Rod* (FFCR), maka PSTNT bekerja sama dengan Pusat Teknologi Bahan Bakar Nuklir (PTBBN) untuk mendesain dan membuat batang kendali pengganti. Dengan adanya perubahan desain tersebut, maka perlu dilakukan beberapa analisis keselamatan untuk menjamin keselamatan saat pengoperasian reaktor TRIGA 2000. Salah satu analisis keselamatan yang perlu dilakukan adalah perhitungan *shut down margin* (SDM), untuk menjamin bahwa batang kendali yang mampu memadamkan reaktor dengan menganggap satu batang kendali yang memiliki reaktivitas besar macet. Dari hasil perhitungan dengan menggunakan SCALE 6.1 SDM yang diperoleh untuk reaktor TRIGA 2000 adalah 3,203371\$. Apabila dibandingkan dengan batas minimum SDM yang ada di LAK yaitu 0,5 \$ maka dapat disimpulkan bahwa Reaktor TRIGA dapat dioperasikan dengan selamat

Kata kunci: Batang Kendali, *Shut down margin*, SCALE

ABSTRACT

CALCULATION SHUTDOWN MARGIN CONTROL ROD OF REACTOR TRIGA MODIFICATION BANDUNG. Center for Nuclear Science and Applied Technology (PSTNT)-BATAN as facility operator of TRIGA 2000 reactor have plan to replace control rod. Because of no manufacturers which produce fuel follower control rods for TRIGA 2000 reactor, PSTNT collaborate with center for nuclear fuel technology (PTBBN)-BATAN to design new control rods without fuel follower. With design changes, it is necessary to conduct some safety analysis for ensuring safety during operation of TRIGA 2000 reactor. One of safety analysis must be done is calculation of shut down margin reactor. Purposes of this calculation is to ensure control rods have capability to shut down reactor with assume control rod which has biggest reactivity is stuck. From calculation using SCALE6.1, SDM for TRIGA 2000 reactor is 3,203371\$. If we compare result calculation of SDM TRIGA 2000 reactor with the minimum SDM in the requirement of the Safety Analysis Report (SAR), it can be concluded that TRIGA 2000 reactor can be operate safely.

Key words :control rods, shut down margin, SCALE

I. Latar Belakang

Pusat Sains dan Teknologi Nuklir Terapan (PSTNT)-BATAN sebagai fasilitas pemegang izin operasi reaktor TRIGA 2000 berencana untuk mengganti batang kendali yang baru [1]. Mengingat tidak ada produsen yang memproduksi batang kendali untuk reaktor TRIGA 2000 yang memiliki *Fuel Follower Control Rod* (FFCR), maka PSTNT bekerja sama dengan Pusat Teknologi Bahan Bakar Nuklir (PTBBN) untuk mendesain dan membuat batang kendali pengganti.

Batang kendali pengganti memiliki perbedaan dengan desain asli yaitu tidak adanya *fuel follower* (elemen bakar penyerta pada bagian penyerap neutron) dan digantikan dengan komponen pengganti berat bahan bakar. Dengan adanya perubahan desain tersebut, maka perlu dilakukan beberapa analisis keselamatan untuk menjamin

keselamatan saat pengoperasian reaktor TRIGA 2000. Beberapa analisis keselamatan yang perlu dikaji terkait dengan penggantian batang kendali baru di reaktor TRIGA 2000, adalah sebagai berikut:

- Perhitungan *Shut Down Margin* (SDM), untuk menjamin bahwa batang kendali mampu memadamkan reaktor dengan menganggap batang kendali yang memiliki reaktivitas paling besar macet.
- Waktu jatuh batang kendali
- Perubahan distribusi daya karena proses *reshuffling* terhadap bahan bakar yang ada di reaktor TRIGA 2000. Diharapkan tidak terdapat puncak daya (*power peaking factor*) yang melebihi batasan yang ada di Laporan Analisis Keselamatan (LAK).

Untuk kajian ini analisis keselamatan yang dilakukan hanya perhitungan *Shut Down Margin* (SDM) dengan menggunakan program computer SCALE.

II. Dasar Teori

Batang kendali yang terbuat dari bahan penyerap neutron, berfungsi untuk mengendalikan reaksi berantai di dalam reaktor, sehingga reaktor dapat beroperasi pada tingkat daya yang diinginkan dan untuk pemadaman operasi (shutdown). Reaktivitas (negatif) dari batang kendali didesain selalu lebih besar dari reaktivitas (positif) dari bahan bakar yang berada di dalam teras reaktor.

Kemampuan pemadaman operasi reaktor dari sistem shutdown yang digunakan, diindikasikan oleh parameter SDM, yang didefinisikan sebagai besarnya reaktivitas negatif batang kendali yang masih tersisa pada saat shutdown dengan menganggap satu batang kendali dengan reaktivitas terbesar tidak ada (stuck out). [2].

Berdasarkan definisi tersebut, maka kemampuan shutdown dari batang kendali yang digunakan pada reaktor TRIGA 2000 hanya ditentukan oleh reaktivitas dari 4 batang kendali yang tersisa di luar batang kendali dengan reaktivitas terbesar. Untuk mnejamin agar reaktor dapat dipadamkan maka reaktivitas negatif dari 4 batang kendali tersebut harus lebih besar dari reaktivitas lebih teras (core excess of reactivity) saat reaktor kritis pada daya nol (zero power). Secara umum nilai reaktivitas SDM yang tersedia dapat dinyatakan seperti pada persamaan berikut :

$$SDM = \rho_{tot} - \rho_{stuck} - C_{ex} \quad (1)$$

dengan

ρ_{tot} = reaktivitas total dari 5 batang kendali yang ada (untuk reaktor Kartini)

ρ_{stuck} = reaktivitas batang kendali terbesar diantara batang kendali yang digunakan

C_{ex} = reaktivitas lebih teras (core excess of reactivity)

Nilai SDM yang tersedia tersebut harus \geq nilai minimum desain yang ditetapkan yang dalam hal ini bervariasi untuk tiap reaktor. Untuk reaktor TRIGA seperti halnya reaktor TRIGA 2000 ditetapkan batas minimum untuk SDM adalah 0,5\$.

Selanjutnya selisih antara reaktivitas SDM terhitung tersebut terhadap batas minimum yang ditetapkan sebesar 0,5 \$ dapat ditetapkan batas maksimum penyisipan reaktivitas positif ekstra diluar reaktivitas dari bahan bakar (ρ_{extra}) yang masih dapat ditolerir, atau:

$$\rho_{extra} = SDM - 0,5\$ \quad (2)$$

Untuk mendapatkan nilai SDM dari reaktor TIRGA 2000, ada beberapa tahap perhitungan yang perlu dilakukan, antara lain sebagai berikut:

A. Penentuan *Core Excess*

Besarnya core excess (C_{ex}) ditentukan dengan persamaan sebagai berikut [2]:

$$C_{ex} = \frac{[K_{full} - 1]}{K_{full}} \quad (3)$$

Dengan K_{full} = nilai K_{eff} untuk posisi seluruh batang kendali berada di luar teras.

B. Penentuan reaktivitas batang kendali

Berdasarkan konfigurasi teras yang telah ditetapkan, maka tahap selanjutnya adalah penentuan nilai komponen reaktivitas batang kendali, yang dalam hal ini akan ditentukan dengan metoda "rod drop". Untuk maksud tersebut, batang kendali yang akan ditentukan reaktivitasnya dikondisikan pada posisi IN (*fully inserted*) dan yang lain pada posisi UP (*fully out*). Selanjutnya dihitung nilai k_{eff} untuk kondisi tersebut, dan nilai reaktivitas batang kendali dapat ditentukan berdasarkan persamaan berikut [2].

$$C_{ex} = \frac{[K_{full} - 1]}{K_{full}} \quad (4)$$

Dari hasil perhitungan tersebut, selanjutnya dapat dihitung nilai reaktivitas total dari kelima batang kendali tersebut (ρ_{tot}) dan dipilih batang kendali dengan reaktivitas terbesar yang tidak diperhitungkan dalam perhitungan margin padam (ρ_{stuck}).

C. Perhitungan SDM

Nilai reaktivitas SDM dapat ditentukan berdasarkan persamaan (1). Selanjutnya batas maksimum penyisipan reaktivitas positif ekstra (diluar muatan bahan bakar)

ditentukan berdasarkan selisih antara nilai SDM terhadap batas minimum SDM yang ditetapkan sebesar 0,5 \$ seperti pada persamaan (2).

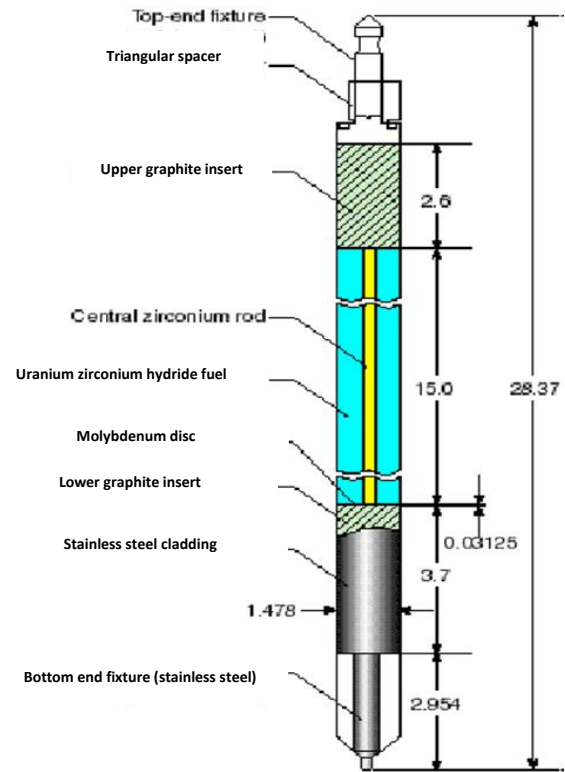
III. Deskripsi Teras Reaktor TRIGA 2000

Untuk melakukan perhitungan SDM di reaktor TRIGA 2000 diperlukan data-data material maupun geometri dari reaktor TRIGA 2000. Dari data yang ada di bab V LAK di dapat spesifikasi bahan bakar untuk reaktor TRIGA 2000 seperti ditampilkan pada Tabel 1. Sedangkan untuk geometri bahan bakar ditunjukkan pada Gambar 1.

Tabel 1 Spesifikasi Bahan Bakar Reaktor TRIGA 2000 [3]

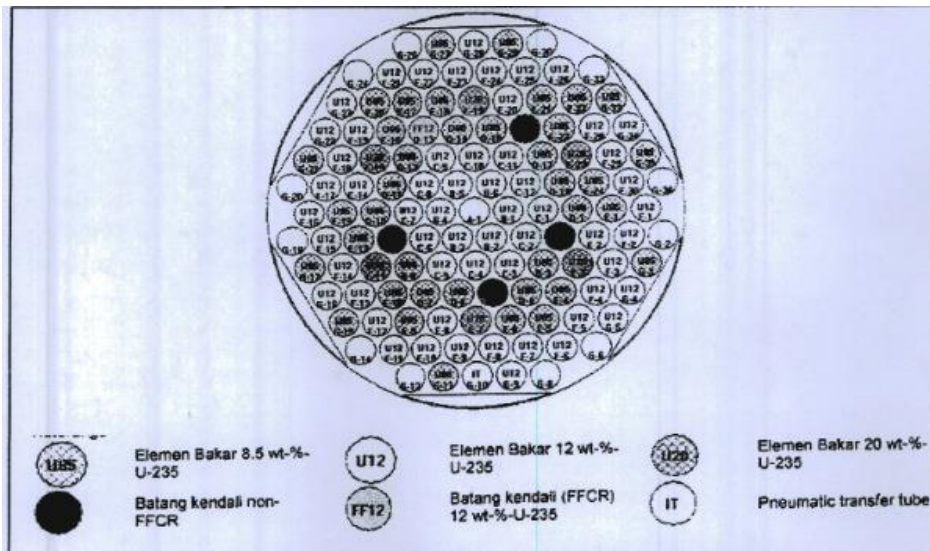
Dimensi	Spesifikasi	
Panjang keseluruhan	720 mm (28,37 in)	
Diameter luar kelongsong	37,5 mm (1,475 in)	
Berat keseluruhan	~3,4 kg (~7,5 lb)	
Diameter luar bahan bakar	36,4 mm (1,435 in)	
Panjang bahan bakar	381 mm (15,0 in)	
Komposisi bahan bakar	U-ZrH atau U-ZrH-Er	
Berat U-235	38 g(8,5 wt%);55 g(12 wt%);99 g(20-20)*	
Kandungan Uranium	8,5 wt%,12 wt%,20wt%	
Pengkayaan Uranium-235	19,75±0.2%	
Rasio Hidrogen terhadap Zirkonium	~1,6	
Grafit dan reflector:	Atas	Bawah
Porositas	20%	20%
Diameter	36,6 mm (1,43 in)	36,3 mm (2,43 in)
Panjang	88,9 mm (3,50 in)	88,9 mm (3,50)
Kelongsong		
Material	Jenis SS-304	
Tebal dinding	0,508 mm (0,020 in)	
Panjang	461,3 mm (22,10)	
Pemangga	Jenis SS-304	

Top end fixture
(Stainless steel)



Gambar 1 Bahan bakar Reaktor TRIGA 2000 [4]

Teras reaktor TRIGA 2000 memuat elemen bakar sebanyak 107 dengan susunan seperti ditunjukkan pada Gambar 2. Teras reaktor TRIGA 2000 mempunyai berbagai macam tipe bahan bakar, antara lain: elemen bakar 8,5 wt%, elemen bakar 12 wt% dan juga elemen bakar 20 wt. Untuk posisi batang kendali di dalam teras reaktor terdapat pada posisi D2, D5, D9, D13 dan D16. Batang kendali yang ada di Reaktor TRIGA 2000 telah mengalami modifikasi, dimana desain awal batang kendali terdapat elemen bahan bakar yang mengikutinya atau sering disebut dengan Fuel Follower Control Rod (FFCR) diganti dengan batang kendali yang tidak ada fuel follower. Perbedaan desain antara FFCR dengan batang kendali yang baru ditunjukkan pada Gambar 3.



Gambar 2 Konfigurasi Teras Reaktor TRIGA 2000



Gambar 3 Perbedaan desain FFCR dengan batang kendali baru

IV. Metode Perhitungan

Untuk mendapatkan nilai SDM dari penggantian batang kendali yang baru di Reaktor TRIGA 2000, dilakukan dengan simulasi menggunakan program SCALE6.1. Alasan penggunaan program SCALE 6.1 karena program ini sudah teruji dan telah digunakan oleh US NRC untuk melakukan berbagai perhitungan terkait dengan reaktor nuklir. Adapun tahap-tahap yang dilakukan dalam kajian ini adalah sebagai berikut:

- a. Pengumpulan data material dan geometri dari Reaktor TRIGA 2000 Bandung
- b. Perhitungan data material bahan bakar reaktor TRIGA 2000 Bandung berdasarkan data *burn up* yang ada.

- c. Perhitungan SDM reaktor TRIGA 2000 Bandung

V. Hasil dan Pembahasan

V.1 Perhitungan data material bahan data burn up yang ada.

Data operasi reaktor TRIGA 2000 dikelompokkan menurut konfigurasi teras selama kurun waktu 3 Desember 1971 sampai dengan tanggal 3 Maret 2013. Untuk perhitungan SDM pada reaktor TRIGA 2000, data burn up yang digunakan adalah data burn up yang terakhir. Data burn up dari elemen bahan bakar reaktor TRIGA dapat dilihat pada Tabel.2

Tabel 2 Data *Burn Up* Terakhir Bahan Bakar Reaktor TRIGA 2000

Position	Fuel ID	Type	U-235 (kg)	Burn-up (%)
A-1	CT			
B-1	9681	8.5-20	28,22916	25,96602
B-2	9990	8.5-20	28,30665	24,85615
B-3	9858	8.5-20	28,8066	23,20299
B-4	9856	8.5-20	28,18629	25,23521
B-5	9682	8.5-20	28,47585	25,35809
B-6	9854	8.5-20	28,8512	24,70992
C-1	9653	12-20	48,76387	11,81949
C-2	10212	12-20 IFE	47,73561	14,75776
C-3	9649	12-20	48,96204	10,66951
C-4	9647	12-20	47,91593	12,80077
C-5	9658	12-20	49,61522	10,60321
C-6	9655	12-20	47,59588	12,53972
C-7	9646	12-20	49,4875	10,80127
C-8	10277	12-20 IFE	50,27139	8,59756
C-9	9648	12-20	48,98383	10,51539
C-10	9642	12-20	47,73563	12,42778
C-11	9657	12-20	49,35358	11,10659
C-12	9643	12-20	47,8346	12,26237
D-1	9549	12-20	50,33785	10,39891
D-2	9570	12-20 FFCR		
D-3	9548	12-20	39,09469	30,22537
D-4	7835	12-20 IFE	53,65564	0,6377
D-5	9569	12-20 FFCR		
D-6	9661	12-20	45,87007	15,54037
D-7	8747	12-20	37,49447	29,22901
D-8	9650	12-20	41,58186	24,0514
D-9	9571	12-20 FFCR		
D-10	9660	12-20	32,58147	41,69381
D-11	9696	8.5-20	35,13657	7,04612
D-12	9690	8.5-20	34,98335	7,57359
D-13	10278	12-20 FFCR		
D-14	9659	12-20	49,51615	10,63681
D-15	9644	12-20	50,05857	8,78549

Dalam kajian ini dilakukan penyederhaan dengan merata-ratakan burn up untuk masing masing tipe bahan bakar pada tiap ring, sehingga akan mempercepat dalam hal perhitungan.

V.2 Pemodelan dengan SCALE.

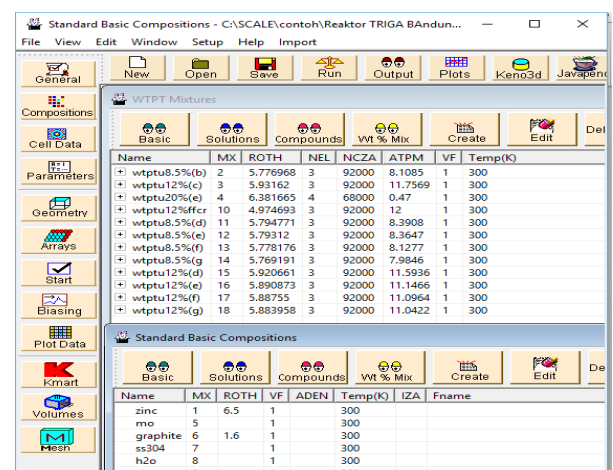
Perhitungan SDM dengan menggunakan SCALE ada beberapa tahap untuk melakukan pemodelan atau perhitungannya. [5]

1. Pemasukan data material pada SCALE

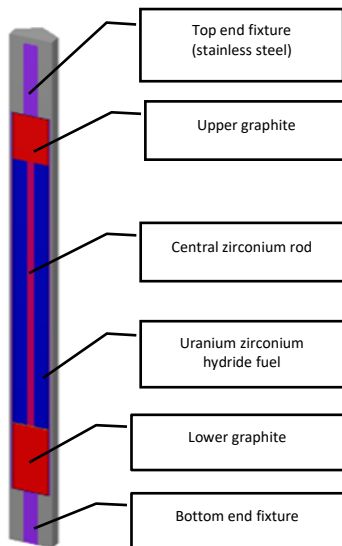
Data material yang dimasukkan didalam pemodelan adalah jenis material/unsur yang ada di Reaktor TRIGA 2000 dan juga densitas dari masing masing material yang ada di Reaktor TRIGA 2000. Pemasukan data material di dalam SCALE dapat dilihat pada Gambar. 4.

2. Penggambaran Geometri dengan SCALE

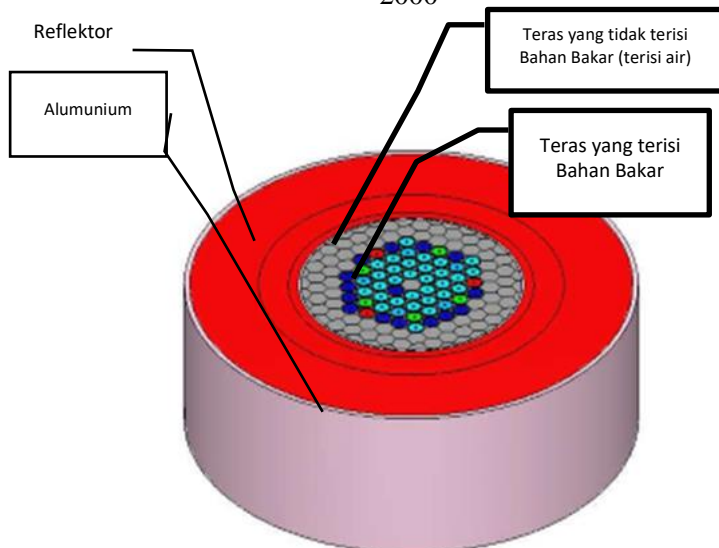
Untuk pemodelan teras reaktor TRIGA 2000, geometri yang dimodelkan dengan SCALE harus sesuai dengan geometri teras reaktor TRIGA 2000 baik material penyusun, bentuk dan juga ukurannya. Untuk bentuk, dapat dibuat semirip mungkin dengan bentuk model sebenarnya. Hal ini dikarenakan keterbatasan pada SCALE dalam penggambaran geometri model. Untuk pemodelan Reaktor TRIGA 2000, yang dimodelkan hanya bagian teras reaktor saja, Gambar 5 berikut menunjukkan pemodelan bahan bakar dari reaktor TRIGA 2000, sedangkan pemodelan untuk teras reaktor TRIGA 2000 ditunjukkan pada Gambar 6



Gambar 4 Data material di SCALE



Gambar 5 Pemodelan Bahan Bakar Reaktor Triga 2000



Gambar 6 Pemodelan Teras Reaktor Triga 2000

V.3 Hasil Perhitungan

Setelah input data material dan juga pembuatan geometri, tahap berikutnya adalah menjalankan program yang telah dibuat. Untuk mendapatkan nilai SDM, ada beberapa perhitungan yang dilakukan, yaitu

1. Perhitungan Keff ketika semua batang kendali ditarik dari teras.
2. Perhitungan Keff ketika empat batang kendali ditarik dan menyisakan batang kendali pada posisi D2.

3. Perhitungan Keff ketika empat batang kendali ditarik dan menyisakan batang kendali pada posisi D5
4. Perhitungan Keff ketika empat batang kendali ditarik dan menyisakan batang kendali pada posisi D13
5. Perhitungan Keff ketika empat batang kendali ditarik dan menyisakan batang kendali pada posisi D16

Dari kelima langkah perhitungan didapat nilai Keff. Dari nilai Keff yang didapat diubah nilai reaktivitas. Untuk mendapatkan nilai core excess digunakan Keff ketika semua batang kendali ditarik dan dimasukkan ke persamaan (3). Sedangkan untuk mengetahui reaktivitas masing-masing batang kendali dapat menggunakan persamaan (4). Hasil Keff dan reaktivitas untuk masing-masing batang kendali ditunjukkan pada Tabel 3.

Tabel 3. Hasil perhitungan Keff dan perhitungan reaktivitas batang kendali

Kondisi	Keff	dk/k	(\$)
all out	1,04052	0,038942	5,338918
D2	1,02252	0,016918	2,319447
D5	1,02188	0,017531	2,403421
D9	1,0205	0,018854	2,584847
D13	1,02482	0,014723	2,018533
D16	1,02649	0,013136	1,800888

Dari Tabel 3, maka didapat nilai reaktivitas total batang kendali, *core excess*, *shut down margin* dan juga batas penyisipan reaktivitas, yaitu sebagai berikut:

- Reaktivitas total Batang Kendali= 11,12 \$
- Reaktivitas lebih teras = 5,338918\$
- Shut Down Margin= 3,203371\$
- Batas Penyisipan Reaktivitas= 2,703371\$

Dari hasil diatas, dapat disimpulkan bahwa Reaktor TRIGA 2000 dengan modifikasi batang kendali yang baru mempunyai SDM=3,203371\$, dimana apabila dibandingkan dengan SDM minimal yang dipersyaratkan di LAK yaitu 0,5\$ maka SDM Reaktor TRIGA 2000 lebih besar daripada SDM minimal yang dipersyaratkan di

LAK, dengan begitu Reaktor TRIGA 2000 dapat dioperasikan dengan selamat apabila mengacu pada parameter SDM. Sedangkan batas penyisipan reaktivitas maksimal yang diperbolehkan di Reaktor TRIGA 2000 adalah 2,703371\$.

VI. Kesimpulan

Dari hasil perhitungan SDM dengan menggunakan SCALE dapat disimpulkan bahwa dengan penggantian batang kendali yang baru dimana desainnya berbeda dengan batang kendali asli yang mempunyai *fuel follower* tidak akan mengganggu keselamatan operasi dari Reaktor TRIGA 2000. Nilai SDM yang didapat dari perhitungan adalah 3,203371\$ sedangkan batas penyisipan yang diperbolehkan di reaktor TRIGA 2000 adalah 2,703371\$.

DAFTAR PUSTAKA

1. PSTNT-BATAN, "Kajian Teknis Pengoperasian Reaktor TRIGA 2000 Bandung Menggunakan Elemen Bakar Standar TRIGA," PSTNT-BATAN, Bandung, 2014.
2. T. Sutondo, "ANALISIS PENGARUH PENGOPERASIAN TERHADAP KEMAMPUAN SHUTDOWN BATANG KENDALI PADA REAKTOR KARTINI," in *SEMINAR NASIONAL VI SDM TEKNOLOGI NUKLIR YOGYAKARTA, 18 NOVEMBER 2010*, YOGYAKARTA, 2010.
3. BATAN, Laporan Analisis Keselamatan Reaktor TRIGA 2000 Bab V, Bandung: BATAN, 2001.
4. M. Ravnik, "Description of TRIGA Reactor," [Online]. Available: <http://www.rcp.ijs.si/ric/description-a.html>. [Accessed 06 04 2016].
5. Oak Ridge National Laboratory, SCALE: A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis And Design, Oak Ridge: Oak Ridge National Laboratory, 2011.

TANYA JAWAB DISKUSI

Penanya: Liliana Y. P.

Pertanyaan:

Apakah perhitungan reaktivitas batang kendali Triga Bandung sudah dibandingkan dengan pengukuran batang kendali yang dilakukan oleh PSTNT?

Jawaban:

Perhitungan SDM yang dilakukan dalam penelitian ini belum dibandingkan dengan pengukuran di reaktor.



PENGAWASAN BAPETEN DALAM KEGIATAN MODIFIKASI BATANG KENDALI REAKTOR TRIGA 2000 TANPA BAHAN BAKAR

Rahmat Edhi Harianto¹, Widyo Lastana Istanto¹, Wiryono¹

¹Direktorat Perizinan Instalasi dan Bahan Nuklir – BAPETEN
r.eharianto@bapeten.go.id

ABSTRAK

PENGAWASAN BAPETEN DALAM KEGIATAN MODIFIKASI BATANG KENDALI REAKTOR TRIGA 2000 TANPA BAHAN BAKAR (BKRTTB). Telah dilakukan pengawasan menyeluruh dalam pelaksanaan kegiatan modifikasi batang kendali reaktor triga 2000 dari tipe FFCR ke tipe BKRTTB. Pengawasan BAPETEN dilaksanakan melalui evaluasi dokumen perizinan, *witnessing* jaminan mutu pembuatan dan perakitan BKRTTB, serta verifikasi di Reaktor TRIGA terhadap kegiatan-kegiatan yang penting bagi keselamatan. Dapat disimpulkan bahwa kegiatan modifikasi BKRTTB telah memenuhi persyaratan peraturan, kriteria penerimaan dalam standar, serta batasan dan kondisi operasi Reaktor TRIGA 2000.

Kata kunci : batang kendali, modifikasi, pengawasan, reaktor triga 2000

ABSTRACT

A BAPETEN OVERSIGHT IN MODIFICATION OF TRIGA 2000 REACTOR CONTROL ROD WITHOUT FUEL FOLLOWER ACTIVITY. A comprehensive oversight of the modification of control rod in TRIGA 2000 reactors, from control rod with fuel follower to without fuel follower has been done. Bapeten oversight is implemented by licensing document evaluation, *witnessing* of manufacture and assemble in quality assurance of control rod without fuel follower, and verification to TRIGA 2000 reactor facility with respect to activities related to safety. It is concluded that modification TRIGA 2000 control rod without fuel follower activity are meet regulation requirement, acceptance criteria in standard, and limiting condition of safe operation of TRIGA 2000 reactor.

Keywords: control rod, modification, oversight, TRIGA 2000 reactor

I. PENDAHULUAN

Fraksi bakar pada 2 (dua) buah batang kendali dengan bahan bakar (*fuel follower control rod*: FFCR) dan 1 (satu) buah FFCR yang digunakan di Reaktor TRIGA 2000 masing-masing telah dan hampir mencapai fraksi bakar 50% (referensi USNRC: FFCR dengan fraksi bakar > 50% dikategorikan bahan bakar rusak).

Pusat Sains dan Teknologi Nuklir Terapan (PSTNT) – Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN) sebagai instalasi pemegang izin operasi Reaktor TRIGA 2000 harus segera mengganti batang kendali tersebut dengan yang baru. Mengingat tidak ada produsen yang memproduksi batang kendali untuk Reaktor TRIGA 2000 yang memiliki tipe FFCR, oleh karena itu kemudian PSTNT-BATAN bekerja sama dengan Pusat Teknologi Bahan Bakar Nuklir (PTBBN-BATAN) untuk berinisiatif mendesain dan membuat batang kendali pengganti.

Dengan kondisi terdapat 2 (dua) unit batang kendali yang telah mencapai fraksi bakar di atas 50% dan 1 (satu) buah yang telah mendekati fraksi bakar 50% itu, PSTNT-BATAN berencana memodifikasi sekurang-kurangnya 4 (empat) unit batang kendali, dengan pertimbangan masih terdapat 1 (satu) buah batang kendali yang masih cukup rendah prosentase fraksi

bakarnya. PSTNT-BATAN menamakan batang kendali pengganti itu dengan Batang Kendali Reaktor TRIGA-2000 Tanpa Bahan Bakar (BKRTTB).

Batang kendali berfungsi sebagai sistem reaktivitas yang merupakan bagian dari sistem, struktur, komponen yang penting untuk keselamatan. Batang kendali pengganti memiliki perbedaan dengan desain asli yaitu tidak adanya *fuel follower* (elemen bakar penyerta pada bagian bawah penyerap neutron) dan digantikan dengan komponen pengganti berat bahan bakar. Dengan adanya perubahan desain tersebut dan untuk menjamin keselamatan pada saat pengoperasian maka perlu dilakukan pengawasan kegiatan dari BAPETEN termasuk dalam bentuk evaluasi keselamatan terhadap batang kendali tanpa bahan bakar tersebut.

Makalah ini akan menguraikan pengawasan BAPETEN dalam pelaksanaan kegiatan modifikasi batang kendali dari tipe FFCR ke tipe BKRTTB, mulai dari pembuatan dan perakitan BKRTTB, hingga uji fungsi dan kinerja di teras Reaktor TRIGA, termasuk uji pada daya operasi 1000 kW.

II. POKOK BAHASAN

Sebagaimana terdapat dalam berbagai definisi regulasi nuklir, modifikasi adalah setiap upaya yang

mengubah sistem, struktur, dan komponen yang penting untuk keselamatan, termasuk pengurangan dan/atau penambahan.

Struktur, sistem, dan/atau komponen yang penting untuk keselamatan adalah struktur, sistem, dan/atau komponen yang menjadi bagian dari suatu sistem keselamatan dan/atau struktur, sistem, dan/atau komponen yang apabila gagal atau terjadi malfungsi menyebabkan terjadinya paparan radiasi terhadap pekerja tapak atau anggota masyarakat.

Batang kendali berfungsi sebagai sistem reaktivitas yang merupakan bagian dari sistem, struktur, komponen yang penting untuk keselamatan. Sistem kendali reaktivitas (termasuk sistem pemadam reaktor) berfungsi untuk mengendalikan reaktivitas teras reaktor untuk menjamin agar reaktor dapat dipadamkan dengan selamat dan agar desain bahan bakar dan batasan lain tidak dilampaui selama semua status kondisi operasi reaktor.

Pemegang izin (PI) yang akan melaksanakan modifikasi wajib memperoleh persetujuan Kepala BAPETEN apabila modifikasi tersebut:

- a) menyebabkan perubahan batasan dan kondisi operasi;
- b) memengaruhi struktur, sistem, dan komponen yang penting untuk keselamatan; atau
- c) menimbulkan bahaya yang sifatnya berbeda atau kemungkinan terjadinya lebih besar dari yang dianalisis dalam Laporan Analisis Keselamatan (LAK).

Agar diperoleh persetujuan modifikasi dari Kepala BAPETEN, maka sebelum melaksanakan modifikasi, PI harus menyusun dan menyampaikan dokumen untuk dinilai, berupa program modifikasi dan sistem manajemen modifikasi.

III. METODOLOGI PEMBAHASAN

Metode utama dalam penulisan makalah ini adalah melakukan komparasi antara pelaksanaan kegiatan modifikasi BKRTTB dengan ketentuan keselamatan modifikasi dalam peraturan, kriteria penerimaan dalam prosedur, standar, dan batasan dan kondisi operasi Reaktor TRIGA 2000.

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

- a) Persyaratan kegiatan modifikasi

Observasi BAPETEN sebagaimana terangkum dalam Laporan Evaluasi Keselamatan Reaktor TRIGA 2000 (No. Dokumen: 096/LEK/PIBN/L11, revisi 0, tertanggal 14 September 2011) menunjukkan bahwa hasil pengamatan spektrum gamma air tangki reaktor secara langsung masih menunjukkan keberadaan produk fisi di air tangki Reaktor TRIGA 2000 Bandung. Dari hasil pengamatan tersebut, diketahui bahwa aktivitas radioisotop produk fisi menjadi semakin tinggi apabila reaktor dioperasikan pada daya yang semakin tinggi. PTNBR-BATAN (nama instansi

pengelola reaktor TRIGA 2000 sebelum berubah nama menjadi PSTNT-BATAN) menyimpulkan adanya indikasi yang sangat kuat bahwa telah terjadi kebocoran pada batang kendali (FFCR).

Kegiatan modifikasi batang kendali dari jenis FFCR ke jenis BKRTTB bertujuan untuk mencegah kegagalan yang teridentifikasi selama komisioning dan operasi instalasi nuklir. Maksud tujuan memodifikasi batang kendali ini diperkenankan dalam Peraturan Pemerintah No. 54 Tahun 2012 tentang Ketentuan Keselamatan dan Keamanan Instalasi Nuklir. Sebagaimana tercantum dalam ayat 1 Pasal 30 PP tersebut, Pemegang izin diperkenankan melaksanakan modifikasi selama tahap komisioning dan operasi instalasi nuklir untuk:

- meningkatkan keselamatan instalasi nuklir;
- mencegah kegagalan yang teridentifikasi selama komisioning dan operasi instalasi nuklir;
- memenuhi peraturan perundang-undangan;
- mengurangi kebolehdan kesalahan manusia;
- mempermudah perawatan instalasi nuklir; dan/atau
- meningkatkan kinerja instalasi nuklir.

Selanjutnya pada ayat 2 Pasal 30 PP tersebut, disebutkan bahwa, dalam hal melaksanakan modifikasi sebagaimana dimaksud pada ayat (1) huruf a, huruf b, dan huruf c, pemegang izin wajib menghentikan sementara kegiatan komisioning dan operasi instalasi nuklir. Fakta yang ada PSTNT-BATAN hanya mengoperasikan reaktor untuk tujuan tertentu, seperti: (1). manuver batang kendali dalam rangka perawatan sistem instrumentasi dan kendali (SIK); (2). kalibrasi daya; dan (3) manuver daya dalam rangka memelihara kompetensi petugas instalasi dan bahan nuklir.

Dengan demikian penggantian batang kendali dari jenis FFCR ke BKRTTB telah memenuhi persyaratan kegiatan modifikasi.

- b) Penyampaian dokumen persetujuan modifikasi BKRTTB

Kegiatan modifikasi batang kendali dari jenis FFCR ke jenis BKRTTB dikategorikan sebagai modifikasi yang berdampak besar terhadap keselamatan. Oleh karena itu dalam praktiknya, sebelum melaksanakan kegiatan modifikasi diperlukan persetujuan modifikasi dari Kepala BAPETEN. Sebagaimana tercantum dalam PP 2 Tahun 2014, PP 54 Tahun 2012 dan Perka BAPETEN No. 5 Tahun 2012, agar diperoleh persetujuan modifikasi dari Kepala BAPETEN, maka sebelum melaksanakan modifikasi, PI harus menyusun dan menyampaikan dokumen untuk dinilai, berupa:

- program modifikasi;
- sistem manajemen modifikasi.

PSTNT-BATAN sebagai instansi pengelola reaktor TRIGA 2000 telah menyampaikan dokumen pemenuhan persetujuan modifikasi ke BAPETEN, berupa Program Modifikasi Batang Kendali Reaktor TRIGA-2000 Tanpa Bahan Bakar, dan Manual

Sistem Manajemen Terintegrasi, yang merupakan representasi dari dokumen Sistem manajemen modifikasi batang kendali Reaktor TRIGA 2000.

c) Evaluasi persetujuan modifikasi BKRTTB

Sebagai kriteria penerimaan dalam melakukan evaluasi persetujuan modifikasi BKRTTB, BAPETEN menggunakan referensi utama, yang terdapat pada Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 5 Tahun 2012 tentang Keselamatan dalam Utilisasi dan Modifikasi Reaktor NonDaya.

Program modifikasi BKRTTB yang disampaikan PI secara format dan isi telah sesuai dengan lingkup dan isi yang terdapat dalam Perka BAPETEN Nomor 5 Tahun 2012. Dokumen program modifikasi BKRTTB telah berisi informasi yang menguraikan hal-hal sebagai berikut:

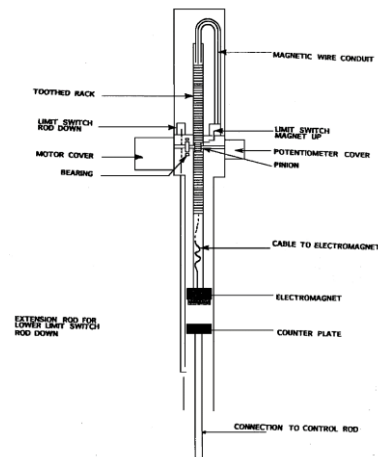
- a) pendahuluan;
- b) deskripsi modifikasi;
- c) persyaratan desain;
- d) desain, pabrikasi, dan pemasangan;
- e) analisis keselamatan;
- f) proteksi radiasi;
- g) penanggulangan kedaruratan nuklir;
- h) organisasi dan tanggung jawab; dan
- i) uraian pelaksanaan dan jadwal.

Dalam melaksanakan modifikasi, PI juga memenuhi persyaratan desain, meliputi desain keandalan struktur, sistem, dan komponen (SSK); desain kemudahan pengoperasian dan perawatan; desain kemudahan dekomisioning; desain proteksi radiasi; desain untuk faktor manusia; dan desain untuk meminimalkan penuaan, persyaratan khusus. BKRTTB telah didesain mengikuti persyaratan desain dan persyaratan khusus, sebagai berikut:

– Desain keandalan SSK

Reaktor TRIGA 2000 memiliki sistem mekanisme yang digerakkan oleh motor (*motor drive*) dan sistem elektromagnetik masih berfungsi dengan baik, dimana respon waktu jatuh batang kendali sesuai dengan yang tertuang dalam Bab XVII. Batasan dan Kondisi Operasi - LAK Akhir Reaktor TRIGA 2000 (Nomor dokumen: LP 06 RE 001, Revisi 3, Tahun 2006) sebesar antara 0,3 sampai dengan 0,4 detik. Waktu jatuh tersebut jauh lebih pendek dari batas periode penyisipan reaktivitas sebesar 3 detik, sehingga reaktor dapat segera padam. Pengendalian SCRAM manual dapat dilakukan dengan melalui tombol SCRAM pada perangkat konsol. Konfigurasi batang kendali di dalam teras dapat menjamin reaktivitas (*rod worth*) tertinggi sepenuhnya berada di luar teras dan 4 lainnya sepenuhnya berada di dalam teras, sehingga reaktor akan tetap berada pada kondisi sub kritis. Desain struktur BKRTTB menggunakan material stainless steel dengan dimensi yang sama dengan FFCR, namun tanpa bahan bakar ikutan.

- Desain kemudahan pengoperasian dan perawatan
- Penyambungan BKRTTB dengan sistem penggerak motor menggunakan mekanisme yang sama dengan FFCR. Setiap unit perangkat batang kendali terdiri atas sebuah motor dengan *reduction gearing driving a rack and pinion*, seperti ditunjukkan dalam Gambar-1.



Gambar 1. Mekanisme motor batang kendali

Helipot yang disambung ke pinion menunjukkan indikasi posisi, sementara elektromagnetik memegang batang kendali melalui lempeng pengikat (*counter plate*). Perputaran motor akan menggerakkan batang kendali ke atas dengan kecepatan 0,3175 cm/detik. Dengan kecepatan ini, maka batang kendali dapat diangkat dari posisi terbawah sampai ke atas dalam waktu 120 detik. Prinsip gagal selamat pada kegiatan pengujian akan diterapkan sesuai dengan mekanisme yang dimiliki oleh sistem pada kondisi saat ini. Apabila aliran listrik terputus, maka elektromagnet akan melepaskan lempeng pengikat yang dipegangnya.

– Desain kemudahan dekomisioning

Tindakan dekomisioning BKRTTB merupakan tindakan *loading-unloading* BKRTTB pada sistem reaktor yaitu mengacu pada prosedur pemasangan dan pembongkaran FFCR yang terdiri atas dokumen sebagai berikut:

- a) Dokumen Nomor UG96PRO010101 “Instruksi kerja pelepasan penggerak batang kendali”;
- b) Dokumen Nomor UG00PRO080104 “Prosedur pemasangan batang kendali”;
- c) Dokumen Nomor UG99PRO120105 “Instruksi kerja memasang motor penggerak batang kendali”.

BKRTTB memiliki kesamaan dimensi dan mekanisme *joint* dengan sistem elektromagnetik dan mekanisme penggerak batang kendali (CRDM: *Control Rod Drive Mechanism*) FFCR, sehingga dalam proses

loading-unloading dapat berpedoman pada dokumen-dokumen tersebut di atas.

– Desain proteksi radiasi

Penanganan BKRTTB pada saat *unloading* atau dekomisioning akan mengikuti prosedur pembongkaran atau *unloading* dari FFCR. Dengan tidak adanya potensi paparan dari elemen bakar (*fuel follower*), maka prosedur pengawasan paparan mengikuti prosedur yang telah ada sudah sangat memadai.

Selama kegiatan modifikasi, pengawasan akan selalu dilakukan oleh Petugas Proteksi Radiasi untuk memastikan bahwa paparan radiasi di daerah kerja tidak melebihi batas yang ditentukan yaitu 10 μ Sv/jam.

– Desain untuk faktor manusia

Kesamaan desain mekanisme joint antara batang kendali dengan sistem penggerak batang kendali antara FFCR dan BKRTTB cenderung identik, sehingga memudahkan para operator dan teknisi perawat reaktor dalam mengkomisioning maupun mendekomisioningnya berdasarkan prosedur yang ada maupun pada pengalaman yang telah dilakukan sebelumnya pada penanganan FFCR.

– Desain untuk meminimalkan penuaan

Pemilihan bahan dalam pembuatan BKRTTB diusahakan serupa dengan bahan FFCR sehingga faktor penuaan karena pemanfaatan akan tetap sama dengan perlakuan perawatan yang sama. Kelebihan dari BKRTTB adalah tidak adanya faktor penuaan yang disebabkan oleh batas fraksi bakar 50% karena BKRTTB tidak terdapat kandungan elemen bakar, sehingga cenderung dapat digunakan lebih lama daripada FFCR.

– Persyaratan khusus

Persyaratan khusus dari modifikasi batang kendali ini adalah terpenuhinya persyaratan keselamatan dari penggunaan BKRTTB dengan mengacu pada Bab XVII LAK Reaktor TRIGA 2000 Revisi 3, yaitu waktu jatuh batang kendali harus memenuhi persyaratan kurang dari 500 mili detik, serta persyaratan keselamatan reaktivitas teras reaktor dimana hal ini telah dilakukan dalam Kajian Teknis Pengoperasian Reaktor TRIGA-2000 Bandung Menggunakan Elemen Bakar Standar TRIGA (Nomor Dokumen: R.69/SNT 4.0).

Secara rinci evaluasi keselamatan BAPETEN didokumentasikan dalam Laporan Evaluasi Keselamatan Persetujuan Modifikasi BKRTTB (No. Dokumen: 292/LEK/PIBN/L15 Revisi 0 Tertanggal 23 Oktober 2015).

d) Program uji fungsi dan kinerja

Sebagaimana telah ditetapkan dalam Pasal 29 Perka BAPETEN No. 5 Tahun 2012, bahwa PI harus melaksanakan uji fungsi setelah modifikasi sesuai

dengan program uji fungsi dan kinerja, untuk memastikan terpenuhinya tujuan desain modifikasi.

PSTNT-BATAN melaksanakan kegiatan uji fungsi dan kinerja berupa uji dingin dan uji panas pada teras reaktor TRIGA 2000. Uji dingin yang dilakukan meliputi uji jatuh batang kendali dan kalibrasi batang kendali. Sementara uji panas berupa uji pada daya operasi 100 kW, 300 kW, 500 kW, hingga 1000 kW. Kegiatan uji fungsi dan kinerja dilakukan untuk mengetahui kinerja operasi dan kinerja BKRTTB.

e) Laporan Pelaksanaan Modifikasi BKRTTB

Ketentuan Perka BAPETEN No. 5 Tahun 2012 mensyaratkan bahwa ketika hasil uji fungsi memenuhi tujuan desain modifikasi, PI harus menyampaikan laporan pelaksanaan modifikasi yang memuat hasil uji fungsi dan kinerja struktur, sistem dan komponen kepada Kepala BAPETEN. PSTNT-BATAN harus menyampaikan seluruh laporan pelaksanaan modifikasi BKRTTB, meliputi pembuatan dan perakitan BKRTTB, hasil pelaksanaan uji jatuh batang kendali, kalibrasi batang kendali, serta uji pada daya operasi, sesuai operasi daya yang diinginkan.

Evaluasi BAPETEN menunjukkan bahwa seluruh hasil uji fungsi dan kinerja telah memenuhi kriteria penerimaan yang ditetapkan oleh PSTNT-BATAN maupun Batasan dan Kondisi Operasi Reaktor TRIGA 2000. Di samping melakukan evaluasi terhadap kesesuaian kriteria penerimaan dengan dokumen terkait, BAPETEN juga turut memantau dan melaksanakan *witnessing* terhadap kegiatan yang dilakukan PSTNT-BATAN, sebagai berikut:

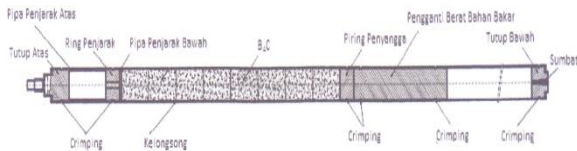
(1) Desain, fabrikasi, dan pemasangan BKRTTB

Fabrikasi BKRTTB menggunakan bahan baku dalam bentuk batang pejal (rod) dan pipa SS-304 untuk komponen struktur dan bahan B4C sebagai penyerap neutron. Komponen struktur BKRTTB terdiri dari tutup atas, kelongsong, pipa penjarak atas, ring penyangga, pipa penjarak bawah, piring penyangga, pengganti berat bahan bakar, tutup bawah, dan sumbat. Seluruh komponen struktur dan B4C dirakit menjadi BKRTTB dengan teknik *crimping* dan las TIG.

PTBBN-BATAN sebagai pihak pembuat batang kendali menyatakan bahwa proses pembuatan BKRTTB telah dilakukan sesuai dengan tata urut kerja, yang tercantum dalam Pedoman Jaminan Mutu Fabrikasi Batang Kendali Reaktor TRIGA-2000 Bandung Tanpa *Fuel Follower* (No.: SOP 001.001/OT 01 01/BBN 2, Revisi 0, Terbitan 1, Tanggal berlaku 14 April 2014).

Dalam rangka proses tersebut, BAPETEN melakukan verifikasi sistem manajemen dan *witnessing* proses produksi BKRTTB di Instalasi Elemen Bakar Eksperimental (IEBE)-PTBBN-BATAN. Verifikasi tersebut dilaksanakan bersama dengan pihak PSTNT-BATAN sebagai pihak pemesan dengan tujuan melakukan penilaian terhadap pelaksanaan sistem mutu dalam proses produksi BKRTTB dan melakukan

pemeriksaan ketersediaan dokumen sistem manajemen beserta turunannya dalam pelaksanaan produksi BKRTTBB. Hasil penilaian verifikasi BAPETEN dibukukan secara lengkap pada Laporan Hasil Verifikasi Pembuatan Batang Kendali Reaktor TRIGA 2000 Tanpa Bahan Bakar-Instalasi Elemen Bakar Eksperimental-PTBBN BATAN (No. Dokumen: 310/LHV/PIBN/L15).



Gambar 2. Desain modifikasi BKRTTBB

(2) Uji fungsi dan kinerja BKRTTBB

Kegiatan uji fungsi dan kinerja BKRTTBB bertujuan untuk mengetahui kinerja BKRTTBB pada kondisi operasi teras reaktor TRIGA 2000. Parameter penting yang diharapkan dari kegiatan uji fungsi dan kinerja BKRTTBB adalah untuk mendapatkan parameter waktu jatuh dan reaktivitas teras setelah dipasangkan BKRTTBB, dan kinerja operasi BKRTTBB yang sesuai dengan persyaratan LAK Reaktor TRIGA 2000. Kegiatan uji fungsi dan kinerja BKRTTBB, terdiri atas:

– Uji dingin, yaitu pengujian BKRTTBB pada kondisi reaktor subkritis, dilakukan pada saat BKRTTBB telah dipasangkan pada sistem mekanisme penggerak batang kendali: CRDM (*Control Rod Drive Mechanism*) TRIGA. Tahapan kegiatan uji dingin meliputi:

- penubkritisan teras reaktor
- pembongkaran CRDM dan batang kendali FFCR
- pengujian mekanisme penggerak batang kendali
- pengujian waktu jatuh batang kendali.

Kegiatan uji jatuh batang kendali mengacu pada SOP PK 02 RE 01 011, yaitu Prosedur Kerja Pengukuran Waktu Jatuh Batang Kendali yang biasa diterapkan pada batang kendali FFCR. Penggunaan prosedur kerja ini masih mencukupi karena sistem instrumentasi dan kendali batang kendali setelah dipasangkan dengan BKRTTBB masih tetap sama (tidak ada penggantian).

Untuk memastikan nilai uji jatuh BKRTTBB masih dalam rentang yang dipersyaratkan dalam LAK Reaktor TRIGA 2000, Tim Inspektur BAPETEN melakukan verifikasi terhadap kegiatan tersebut, dengan lingkup kegiatan pengujian waktu jatuh batang kendali meliputi pengujian naik dan turun BKRTTBB, pengujian *scram* BKRTTBB, dan pengujian waktu jatuh BKRTTBB. Dari hasil pengukuran nilai waktu jatuh BKRTTBB diperoleh nilai di bawah 500 mili detik (masih dalam rentang waktu jatuh yang

terdapat dalam LAK Reaktor TRIGA 2000 Revisi 3). Hasil verifikasi BAPETEN ini secara lengkap didokumentasikan pada Laporan Hasil Verifikasi *Witnessing* Uji Dingin BKRTTBB (No. Dok: 277/LHV/PIBN/L15).

– Uji panas, yaitu pengujian BKRTTBB pada kondisi teras kritis atau menguji pada kondisi operasi reaktor dimana akan terdapat kenaikan daya reaktor. Kegiatan uji fungsi ini dilakukan pada saat seluruh elemen bakar pada ring B kembali dimasukkan ke dalam teras. Kegiatan uji panas terdiri dari rangkaian kegiatan sebagai berikut:

- Pengujian start up operasi reaktor, yaitu menguji sistem instrumentasi reaktor sebelum operasi dimulai. Fokus tahapan ini adalah memeriksa sinyal-sinyal pemacu *scram* untuk memastikan reaktor masih dapat dimatikan apabila terjadi kondisi-kondisi di luar skenario kegiatan
- Kalibrasi BKRTTBB. Kegiatan kalibrasi dilakukan terhadap BKRTTBB yang telah dipasang untuk mengetahui nilai reaktivitasnya.
- Uji Operasi.

Kegiatan pengujian operasi dilakukan untuk mengetahui unjuk kerja reaktor setelah dilakukan modifikasi dengan menggunakan BKRTTBB. Kegiatan pengujian operasi reaktor menggunakan BKRTTBB dilakukan dengan mengacu pada SOP Operasi Reaktor Dalam Kondisi Normal PK 08 RE 03. Uji operasi ini dilakukan secara bertahap hingga operasi daya maksimum 1000 kW.

Tim Inspektur BAPETEN turut menyaksikan pelaksanaan uji BKRTTBB pada daya operasi 1000 kW. Selama kegiatan uji operasi pada daya 1000 kW ini dilakukan pengamatan parameter operasi yang terkait langsung dengan BKO pada LAK. Dari hasil *witnessing* ini disimpulkan bahwa seluruh parameter operasi memenuhi nilai-nilai yang terdapat pada BKO. Hasil pemantauan parameter BKO ini secara lengkap dapat dilihat dalam Laporan Hasil Verifikasi Kegiatan Modifikasi BKRTTBB (No. Dok: 335/LHV/PIBN/L16) dan Laporan Evaluasi Keselamatan Laporan Hasil Kegiatan Modifikasi BKRTTBB (Nomor Dokumen: 338/LEK/PIBN/L16).

(3) Proteksi radiasi

Dalam program modifikasi BKRTTBB, PSTNT-BATAN telah berkomitmen bahwa selama pelaksanaan kegiatan modifikasi BKRTTBB terutama uji panas, nilai paparan radiasi di daerah kerja tidak melebihi 10 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$. Oleh karena itu untuk memastikan bahwa batasan tersebut tidak terlampaui, Tim Inspektur BAPETEN memeriksa log book operasi reaktor, termasuk mengamati

pelaksanaan uji panas pada daya operasi 1000 kW.

Dari hasil pengamatan disimpulkan bahwa dampak radiologi dan kontaminasi selama proses fabrikasi dan pengujian ditanggulangi dengan menjalankan prosedur pengendalian paparan radiologi yang berlaku. Selain itu, Petugas Proteksi Radiasi (PPR) ikut serta dalam kegiatan modifikasi dan uji fungsi untuk memberikan pengawasan terkait potensi bahaya radiasi yang dimungkinkan terjadi pada seluruh rangkaian kegiatan modifikasi BKRTTBB.

Tabel 1. Laju dosis selama kegiatan modifikasi BKRTTBB

Titik pengukuran	Laju dosis							
	BKO	100 kW-500 kW	300 kW	300 kW-500 kW	300 kW	300 kW	300 kW	500 kW-1000 kW
RKU	≤10	0.04	0.08	0.03	0.09	0.10	0.07	0.27
Dek reaktor	≤100	0.10	0.87	1.27	0.82	0.86	0.95	3.29
Permukaan tangki	≤625	0.14	0.99	3.45	1.73	2.18	1.63	6.10
Deminerализer	≤350	0.06	0.19	0.23	0.19	0.19	0.19	2.42
Beam port (setelah shielding)	≤10	0.07	0.23	0.42	0.22	0.23	0.28	0.74

PPR telah melakukan kegiatan pemantauan dan pengawasan dosis kerja para personil yang terlibat selama tahapan pekerjaan, pada titik-titik konsentrasi para personil berada dalam melakukan kegiatan yaitu pada Ruang Kendali Utama (RKU), dek reaktor, posisi di atas permukaan tangki reaktor, daerah sekitar instalasi demineralizer, dan beam port (Tabel 1).

Nilai laju dosis pada Tabel 1. menunjukkan bahwa seluruh nilai dosis memenuhi persyaratan keselamatan kerja radiasi atau masih jauh dibawah ambang batas sebesar 10 μ Sv/jam. Selama kegiatan juga dilakukan pula pemantauan udara pada dek dengan menggunakan i-CAM, dan pemantauan pada cerobong reaktor. Hasil pelaksanaan *witnessing* aspek proteksi radiasi dapat dilihat dalam Laporan Hasil Verifikasi Kegiatan Modifikasi BKRTTBB (No. Dok: 335/LHV/PIBN/L16).

f) Tahapan pasca modifikasi BKRTTBB.

Dengan berubahnya batang kendali dari jenis FFCR ke BKRTTBB di teras reaktor TRIGA 2000, maka sesuai ketentuan dalam Perka BAPETEN Nomor 5 Tahun 2012, PI harus melakukan pembaruan dokumen keselamatan setelah proses modifikasi selesai dilakukan, meliputi: LAK, gambar desain terbangun; dan prosedur operasi.

Saat ini PSTNT-BATAN sedang melaksanakan pemutakhiran dokumen-dokumen tersebut.

IV. KESIMPULAN

Pelaksanaan kegiatan modifikasi batang kendali dari tipe FFCR ke tipe BKRTTBB, diperkenankan dalam PP 54 Tahun 2012 dan telah mengikuti tata cara dalam Perka BAPETEN No. 5 Tahun 2012 tentang Keselamatan Dalam Utilisasi dan Modifikasi Reaktor NonDaya.

Pengawasan BAPETEN dilaksanakan melalui evaluasi dokumen perizinan, *witnessing* jaminan mutu pembuatan dan perakitan BKRTTBB, serta verifikasi di teras Reaktor TRIGA terhadap kegiatan yang penting bagi keselamatan

DAFTAR PUSTAKA

1. Kajian Teknis Pengoperasian Reaktor TRIGA-2000 Bandung Menggunakan Elemen Bakar Standar TRIGA (No. Dokumen: R69/SNT 4.0), Februari 2014.
2. Laporan Analisis Keselamatan Bab XVII Batas Keselamatan dan Persyaratan Operasi Reaktor 1000 kW (No. Dokumen: R 27/NBR.4, Revisi 2, Terbitan 2, Tanggal 16 Desember 2013).
3. Laporan Evaluasi Keselamatan Reaktor TRIGA 2000 (No. Dokumen: 096/LEK/PIBN/L11, revisi 0, tertanggal 14 September 2011).
4. Laporan Evaluasi Keselamatan BAPETEN mengenai Persetujuan Modifikasi BKRTTBB (No. Dokumen: 292/LEK/PIBN/L15, revisi 0, Tanggal 23 Oktober 2015).
5. Laporan Evaluasi Keselamatan BAPETEN mengenai Laporan Hasil Kegiatan Modifikasi BKRTTBB (No. Dok: 338/LEK/PIBN/L16, revisi 0, Tanggal 11 Februari 2016).
6. Laporan Hasil Kegiatan Modifikasi Batang Kendali Reaktor TRIGA 2000 Tanpa Bahan Bakar (No. Dokumen: R 069/RN 00 01/SNT 4, Revisi 0, Terbitan 1, Tanggal berlaku: 5 Januari 2016).
7. Laporan Hasil Verifikasi BAPETEN mengenai Witnessing Uji Dingin Batang Kendali Reaktor TRIGA 2000 (No.Dok: 277/LHV/PIBN/L15, revisi 0, Tanggal 26 Agustus 2015).
8. Laporan Hasil Verifikasi BAPETEN mengenai Pembuatan Batang Kendali Reaktor TRIGA 2000 Tanpa Bahan Bakar Instalasi Elemen Bakar Eksperimental (Nomor Dokumen: 310/LHV/PIBN/L15, revisi 0, Tanggal 10 November 2015).
9. Laporan Hasil Verifikasi BAPETEN mengenai Kegiatan Modifikasi BKRTTBB (Nomor Dokumen: 335/LHV/PIBN/L16, revisi 0, Tanggal 29 Januari 2016).
10. Pedoman Jaminan Mutu Fabrikasi Batang Kendali Reaktor TRIGA Bandung Tanpa *Fuel Follower* (No. Dokumen: SOP 001.001/OT 01 01/BBN 2), PTBBN-BATAN, April 2014.

11. Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 5 Tahun 2012 tentang Keselamatan Dalam Utilisasi dan Modifikasi Reaktor NonDaya.
12. Peraturan Pemerintah Nomor 54 Tahun 2012 tentang Keselamatan dan Keamanan Instalasi Nuklir.
13. Peraturan Pemerintah Nomor 2 Tahun 2014 tentang Perizinan Instalasi Nuklir dan Pemanfaatan Bahan Nuklir.
14. Program Modifikasi Batang Kendali Reaktor TRIGA-2000 Tanpa Bahan Bakar (No. Dokumen: R 058/RN 00 01/SNT.4, Revisi 2, Terbitan 1), Tanggal berlaku: 21 Oktober 2015.
15. Sertifikat Kesesuaian Produk Batang Kendali Reaktor TRIGA-2000 Tanpa Bahan Bakar (No. Dokumen: SOP 001.005/BN 02 05/BBN 2.1), PTBBN-BATAN, Mei 2015.
16. US-NRC, NUREG-1537, *Guidelines for Preparing and Reviewing Applications for the Licensing of Non-Power Reactors*, February 1996.



APLIKASI PSA TERHADAP PENGARUH EKSTENSI ALLOWABLE OUTAGE TIME (AOT) GENERATOR DIESEL DARURAT SUB KOMPONEN DIESEL ENGINE DAN GENERATOR PADA PLTN SHIN KORI UNIT 3

Arifin Muhammad Susanto

Pusat Pengkajian Sistem Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir – P2STPIBN BAPETEN

a.msusanto@bapeten.go.id

ABSTRAK

APLIKASI PSA TERHADAP EKSTENSI ALLOWABLE OUTAGE TIME (AOT) GENERATOR DIESEL DARURAT SUB KOMPONEN DIESEL ENGINE DAN GENERATOR PADA PLTN SHIN KORI UNIT 3. Di pembangkit listrik tenaga nuklir (PLTN), waktu outage yang diizinkan (AOT) adalah lamanya waktu bahwa komponen tertentu atau sistem diperbolehkan untuk keluar dari layanan sementara instalasi beroperasi. Komponen pemadaman ini bisa disebabkan oleh berbagai penyebab seperti gagal acak, pengujian pengawasan, atau pemeliharaan preventif. Sejak AOT dikendalikan oleh spesifikasi teknis instalasi, setiap instalasi tertentu memiliki AOT tertentu. AOT digunakan untuk memperbaiki atau mengganti kegagalan atau komponen yang rusak, dan kadang-kadang, juga untuk melaksanakan pemeliharaan terjadwal [1]. Maksud dari AOT adalah untuk memberikan waktu yang cukup untuk memperbaiki komponen yang gagal tanpa menimbulkan risiko yang tidak semestinya karena hilangnya fungsi dari komponen. AOT yang panjang menyiratkan risiko yang relatif lebih besar yang harus dikeluarkan, tetapi AOT yang pendek dapat mengakibatkan perbaikan yang tidak memadai dan / atau shutdown yang tidak perlu, yang keduanya memiliki implikasi risiko. Persyaratan ini didefinisikan sebagian besar didasarkan pada penilaian rekayasa. Pengalaman dengan operasi instalasi menunjukkan bahwa perubahan dalam beberapa dari mereka mungkin diinginkan. Perubahan dalam AOT, misalnya, peningkatan dalam AOT, mungkin diinginkan untuk memberikan waktu yang cukup untuk perbaikan / pemeliharaan, untuk menghindari pemadaman yang tidak perlu, atau untuk mendapatkan fleksibilitas operasional di mana peningkatan perhatian dapat difokuskan pada aspek risiko signifikan. Dalam kasus tertentu, penurunan dalam AOT mungkin diperlukan karena kontribusi risiko yang terkait besar. PSA menyediakan alat yang sistematis untuk mengatasi kontribusi risiko yang terkait dengan AOT, dan untuk menilai perubahan yang mungkin diinginkan.

Kata kunci: Analisis Keselamatan Probabilistik, AOT, Generator Diesel Darurat (EDG)

ABSTRACT

PSA APPLICATION ON AOT EXTENSION OF EMERGENCY DIESEL GENERATOR (EDG), SUB COMPONENT OF DIESEL ENGINE AND GEERATOR FOR SHIN-KORI NPP #3. At a nuclear power plant (NPP), an allowable outage time (AOT) is the length of time that a particular component or system is permitted to be out of service while the plant is operating. This component outage could be induced by many different causes such as random failure, surveillance testing, or preventive maintenance. Since AOTs are controlled by the plant's technical specifications, each particular plant has specific AOTs. An AOT is used to repair or replace a failed or a degraded component, and sometimes, also to carry out scheduled maintenances. The intent of an AOT is to provide adequate time to repair a failed component without incurring undue risk because of loss of function of the component. A long AOT implies a relatively larger risk to be incurred, but a shorter AOT may result in inadequate repair and/or unnecessary plant shutdown, both of which have risk implications. These requirements are defined largely based on engineering judgments. Experience with plant operation indicates that changes in some of them may be desirable. A change in an AOT, for example, an increase in an AOT, may be desired to provide adequate time for repair/maintenance, to avoid unnecessary shutdown, or to obtain operational flexibility whereby increased attention may be focused on risk-significant aspects. In certain cases, a decrease in an AOT may be required because of the large associated risk contribution. PSA provide a systematic tool to address the risk contributions associated with an AOT, and to judge any change that may be desired.

Keywords: Probabilistic Safety Analysis, AOT, EDG

I. PENDAHULUAN

Kebutuhan untuk perpanjangan AOT yang meningkat terkait pelaksanaan pemeliharaan preventif (PM) on-line dari sistem keselamatan. Manfaat dari PM yang andal dan sistematis pada sistem keselamatan PLTN adalah untuk menggunakan sumber daya yang efektif dari PLTN, dan untuk mengurangi durasi shutdown. Namun, PM selama operasi daya dapat meningkatkan risiko dan jumlah trip PLTN karena peningkatan tak-tersedianya komponen.

Pemegang lisensi dalam dan luar negeri dari PLTN telah berubah atau mengubah spesifikasi teknis AOT dengan menggunakan teknik Probabilistik Safety Analisis (PSA). US NRC menerima usulan perpanjangan AOT pada tangki injeksi keselamatan (SIT) dan sistem injeksi keselamatan tekanan rendah (LPSI) untuk instalasi PLTN jenis ABB-CE Arizona AS. Pemilik grup PLTN ABB-CE mengusulkan perpanjangan AOT generator diesel darurat (EDG) dan sistem injeksi keselamatan tekanan tinggi (HPSIS) ke NRC. PLTN Zion melakukan on-line PM dari SIT, CVCS, CSS dan lainnya. PLTN amerika lainnya banyak yang melakukan on-line PM untuk EDG [2].

Pengelola PLTN di seluruh dunia pada masa lalu telah melakukan perubahan spesifikasi teknis termasuk AOT dengan menggunakan teknik PSA.

Di Korea, KEPCO dilakukan penelitian pada ekstensi AOT dan uji frekuensi relaksasi Ulchin 3 & 4 pada EDG, SIT, SIS, CCWS, CSS, dan ECWS. Usulan perpanjangan AOT di EDG adalah untuk mengubah dari 72 jam sampai 14 hari.

Ketika komponen gagal, ada umumnya adalah peningkatan risiko akibat hilangnya fungsi komponen. Yang menentukan periode di mana komponen bisa gagal untuk mengembalikan operasinya.

Untuk AOT diberikan, kontribusi risiko dihitung dengan mengalikan dampak risiko (CDF peningkatan) oleh AOT itu. Ada dua kontribusi risiko, gagal tunggal dan tahunan, sesuai dengan dua dampak risiko.

II. RUANG LINGKUP

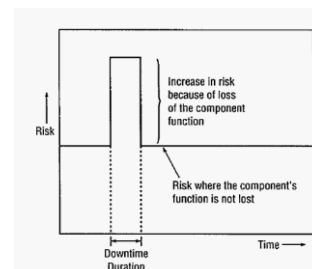
Makalah ini akan mengevaluasi efek dari perpanjangan EDG AOT pada tidak tersedianya EDG akibat tes dan pemeliharaan (outage). Mencakup sejarah pemeliharaan, pengalaman operasi dan studi serupa di ekstensi AOT di pembangkit listrik tenaga nuklir lainnya. Hal ini juga akan melihat pedoman peraturan perubahan spesifikasi teknis.

Makalah ini akan mengevaluasi efek AOT perubahan pada Δ CDF dan melaksanakan sistem kuantifikasi menggunakan SAREX untuk membangun pohon kegagalan. Pohon-pohon kegagalan akan dibangun dari database yang tersedia.

Makalah ini juga akan mencoba untuk mengurangi Δ CDF untuk minimum dengan mengusulkan modifikasi pada sub komponen dari sistem.

III. KONTRIBUSI RESIKO TERHADAP AOT.

Selama AOT, tingkat risiko pada umumnya meningkat karena hilangnya fungsi komponen. Setiap kali komponen gagal, ada kontribusi risiko AOT terkait yang perlu dikontrol. Kontribusi risiko AOT tergantung pada ukuran risiko khusus yang difokuskan. Untuk komponen dalam sistem keamanan yang berfungsi untuk mencegah kerusakan inti, ukuran risiko yang paling relevan adalah frekuensi inti-kerusakan (CDF). Untuk komponen dalam sistem keamanan yang berfungsi untuk mengurangi konsekuensi dari kecelakaan, ukuran yang paling relevan adalah frekuensi kecelakaan konsekuensi yang parah, atau risiko yang berhubungan dengan konsekuensi yang terkait. Sebagai pengganti untuk frekuensi inti-kerusakan, tidak tersedianya fungsi keselamatan atau sistem dapat dipilih sebagai ukuran risiko yang penting, asalkan semua kontribusi terkait dengan AOT, seperti dibahas di atas. Alih-alih frekuensi parah-kecelakaan untuk sistem mitigasi, tidak tersedianya fungsi keamanannya dapat dipilih sebagai ukuran risiko, lagi asalkan semua kontribusi yang terkait dengan AOT disertakan.



Gambar 1. Kontribusi Resiko terkait AOT

Dua Macam Kontribusi Resiko Terkait AOT

Ada dua jenis risiko AOT terkait dengan peningkatan tingkat risiko yang disebabkan oleh komponen gagal, risiko AOT gagal tunggal, dan kontribusi risiko AOT tahunan. Risiko gagal tunggal AOT adalah risiko yang terkait dengan kejadian tertentu AOT. Kontribusi risiko AOT tahunan kontribusi risiko rata-rata tahunan dari AOT, akuntansi untuk frekuensi tahunan rata-rata. Dengan demikian, risiko gagal tunggal AOT adalah kontribusi risiko bersyarat, mengingat terjadinya downtime. Kontribusi risiko AOT tahunan kontribusi risiko tanpa syarat, rata-rata lebih dari jumlah yang diharapkan dari kejadian dari downtime dalam setahun.

Seperti dibahas kemudian, rata-rata risiko AOT tahunan adalah produk dari frekuensi downtime kejadian dan risiko AOT gagal tunggal. Gagal tunggal risiko AOT dan kontribusi risiko AOT tahunan memiliki unit berbeda; yang pertama adalah risiko downtime per event, dan yang terakhir adalah kontribusi risiko per tahun. Misalnya, dalam hal kejadian kerusakan inti, gagal tunggal risiko AOT adalah probabilitas dari kerusakan inti yang terjadi selama periode komponen gagal. Kontribusi risiko

AOT tahunan adalah frekuensi kerusakan teras yang terjadi per tahun karena rata-rata jumlah kejadian downtime per tahun. Karena AOT dimulai ketika kejadian downtime terjadi, risiko gagal tunggal AOT perlu dikontrol untuk mengendalikan risiko dari kejadian downtime yang diberikan. Karena kontribusi risiko AOT rerata tahunan berkontribusi terhadap risiko rata-rata tahunan, mereka awal kontribusi risiko AOT juga perlu dikontrol. Oleh karena itu, baik kontribusi harus dievaluasi ketika AOTS tertentu dievaluasi, atau diusulkan untuk modifikasi [2].

IV. PERSYARATAN DAN PERUNDANGAN

Terdapat banyak persyaratan yang mengatur masa perbaikan (outage) ini yaitu:

a) Safety Review Plan (SRP) NUREG 0800

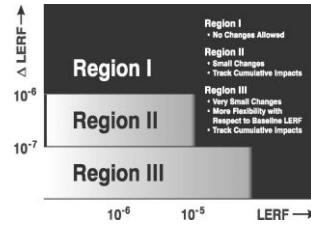
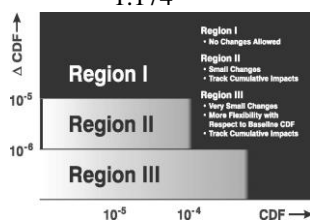
Peraturan ini memberikan panduan sehubungan dengan pembatasan operasi, yang waktu outage yang diizinkan (AOT), jika jumlah generator diesel darurat (EDGs) onsite yang tersedia dan sumber daya offsite kurang dari yang dibutuhkan oleh spesifikasi teknis (TS). Secara khusus, RG ini menetapkan AOT maksimal 72 jam untuk sumber daya onsite atau offsite beroperasi.

EDG atau catu daya offsite AOT harus dibatasi sampai 14 hari untuk melakukan kegiatan pemeliharaan. Periode waktu ini didasarkan pada pengalaman operasi industri; misalnya, maksimal 216 jam (13,5 hari, yang terdiri dari dua shift, setiap shift kerja 8 jam) dianggap cukup untuk perbaikan besar EDG atau perawatan besar catu daya offsite.

Beberapa peraturan perundangan lain yaitu:

- RG 1.174, “An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis,” describes a risk-informed approach, acceptable to the NRC, for assessing the nature and impact of proposed licensing-basis changes by considering engineering issues and applying risk insights.
- RG 1.177, “An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decision making: Technical Specifications,” describes an acceptable risk-informed approach specifically for assessing proposed TS changes in AOTs.
- RG 1.200, “An Approach for Determining the Technical Adequacy of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed Activities.”

Tabel 1. Keberterimaan CDF dan LERF dari RG 1.174



b) Peraturan Korea KAERI/TR-1772/2001

Peraturan ini menetapkan dua jenis kriteria penerimaan, satu adalah kriteria penerimaan perubahan teknis permanen, yang lain adalah perubahan teknis sementara untuk perubahan AOT ketika peralatan keselamatan yang gagal.

a) Kriteria penerimaan untuk perubahan permanen

Tabel 2. Kriteria berdasar nilai CDF

Kriteria	Analisis Penapisan Kriteria Keberterimaan $\Delta CDF < 1.0E-6$	Analisis Detail Kriteria Keberterimaan $6 < \Delta CDF < 1.0E-5$	Kriteria Keberterimaan $\Delta CDF > 1.0E-5$
CDF	CDF tidak lebih besar dari $1.0E-4$ (/yr)	Total CDF kurang dari $1.0E-4$ (/yr)	Tak diterima
Lingkup PSA	PSA (level) 1	PSA dan Padam atau PSA Eksternal	

b) Kriteria penerimaan untuk perubahan sementara AOT

Criteria	Analisis Penapisan Kriteria Keberterimaan $CCDP < 5.0E-7$	Kriteria ditolak $CLERP > 1.0E-6$
Lingkup PSA	PSA Dasar (kejadian internal)	Perlu justifikasi terhadap peningkatan risiko melalui analisis biaya-efektif

V. DESKRIPSI GENERATOR DIESEL DARURAT APR1400

Dalam rangka untuk mengusulkan perpanjangan AOT terkait keandalan dan ketersediaan EDG, ilustrasi lengkap persyaratan EDG terkini dan kinerja dibahas dalam bab ini. Pada dasarnya, informasi dibawah merujuk ke Reaktor APR1400 Korea dan Sistem Bantu dari KHNP Nuclear Power Education Institute.

Sistem EDG adalah sistem daya tambahan kelas 1E yang menyediakan sumber standby penukaran tenaga listrik ke beban Kelas 1E yang diperlukan saat reaktor padam dan mempertahankan reaktor dalam kondisi pemadaman aman selama hilangnya daya offsite.

Setiap Divisi 4.16kV AC Kelas 1E Auxiliary Power System disuplai dengan daya siaga darurat dari EDG independen. EDG dirancang dan ukuran dengan kapasitas yang cukup untuk mengoperasikan semua yang diperlukan dari fitur keselamatan terekayasa (ESF). Ada dua (2) EDG untuk setiap unit APR1400 untuk operasi ESF dalam hal hilangnya catu daya AC

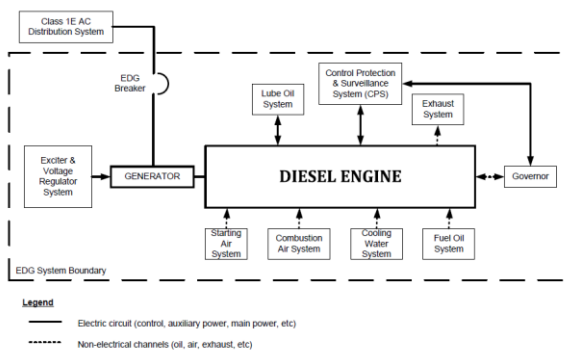
offsite. Setiap EDG dimulai secara otomatis oleh sinyal berikut:

- a) *Safety Injection Actuation Signal (SIAS)*
- b) *Containment Spray Actuation Signal (CSAS)*
- c) *Auxiliary Feed water Actuation Signal (AFAS)*
- d) *Under voltage signal on the associated 4.16kV Class 1E buses.*

Generator diesel di setiap unit terdiri dari dua subsistem (2) identik dan independen untuk setiap divisi Engineered Safety Feature (ESF). Setiap subsistem berfungsi sebagai sumber daya independen siaga kapasitas penuh untuk memenuhi kriteria kegagalan tunggal. Setiap set generator diesel terdiri dari satu generator daya 8.000 kW operasi terus menerus dan satu mesin diesel. Sistem tambahan berikut disediakan untuk setiap generator set diesel:

- a) *Low Temperature (LT) Water System*
- b) *High Temperature (HT) Water System*
- c) *Lube Oil System*
- d) *Starting Air System*
- e) *Fuel Oil System*
- f) *Combustion Air and Exhaust Gas System*

Berdasarkan Shin-kori # 3 & 4 mesin diesel dan konfigurasi sistem tambahan, dan EDG batas sistem telah didefinisikan dan seperti yang ditunjukkan pada gambar di bawah ini [3].



Gambar 2. Batasan Sistem EDG

Dari batasan system EDG yang dipakai, akan dibahas lebih lanjut mengenai system dan diagram fungsi komponen diatas.

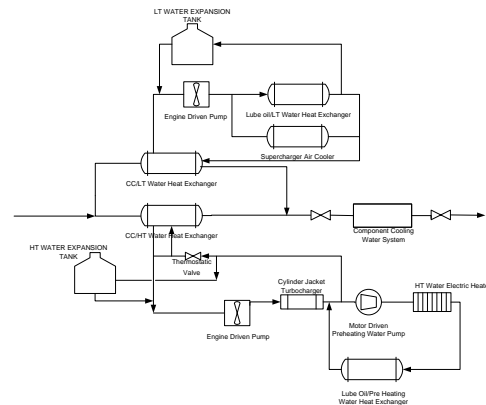
a) Pembangkit dan Mesin Diesel / Engine Diesel dan Generator

Mesin diesel adalah desain dan pembuatan jenis multi-silinder terkini. Mesin berbentuk diesel, kompresi tipe pengapian cocok untuk operasi pada komersial kelas Nomor 2 bahan bakar minyak diesel tanpa menggunakan alat pemanas tambahan.

Generator diesel adalah horisontal, generator sinkron berpendingin udara ac dan jenis tetes terbuka. Frame dirancang dan dibangun sehingga gulungan, core, dan dioda berputar akan dilindungi terhadap jatuh tetes, kotoran dll, dan akumulasi bahan asing di atas inti dan kumparan.

b) Sistem Air Pendingin / Cooling Water System

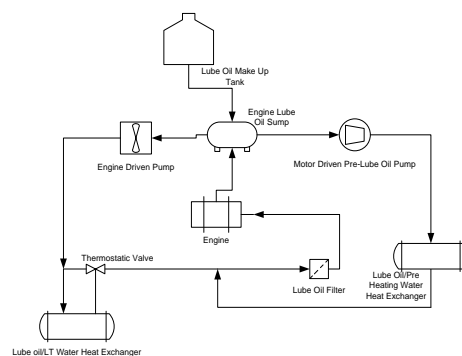
Sebuah sistem air pendingin lengkap untuk jaket silinder, udara pengisian super (super charge), dan minyak pelumas dilengkapi untuk setiap mesin. Penukar panas, menggunakan komponen air pendingin untuk pendinginan, adalah jenis tabung lurus dengan komponen air pendingin mengalir melalui tabung atau jenis piring dengan komponen air pendingin yang mengalir melalui sisi dingin.



Gambar 3. Diagram Alir Cooling Water System

c) Sistem Minyak Pelumas / Lube Oil System

Sistem minyak pelumas adalah sistem sirkuit tertutup untuk mengedarkan minyak pelumas untuk mesin dan untuk memindahkan panas dari minyak pelumas ke sistem air suhu rendah (LT). Sistem ini terdiri dari satu (1) mesin digerakkan pompa minyak pelumas, dua (2) penukar panas minyak pelumas (minyak pelumas / air pemanasan dan penukar lube oil / LT air panas), satu (1) katup termostatik, saringan oli (dipasang pada skid mesin), pelumas make-up minyak tangki dan satu (1) motor didorong pra-lube pompa minyak.

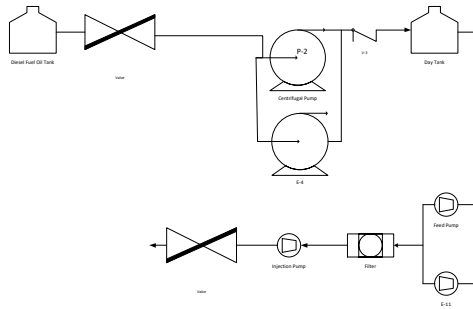


Gambar 4. Diagram Alir Lube Oil System

d) Sistem Bahan Bakar Minyak (BBM) / Fuel Oil System

Sistem persediaan bahan bakar minyak mensuplai bahan bakar minyak dari tangki harian ke injector mesin untuk terus beroperasi dari mesin generator diesel. Sistem ini terdiri dari sebuah pompa pengumpan minyak bahan bakar berpengergerak mesin,

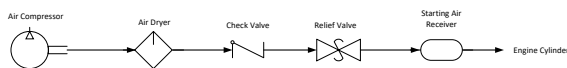
bahan filter BBM, pompa injeksi bahan bakar minyak pada blok mesin, *injector*, dan pompa pengumpan bahan bakar minyak berpengerak motor. Pompa pengumpan bahan bakar minyak berpengerak motor dipasang sebagai sistem independen untuk memberi bahan bakar minyak melalui pompa injeksi bahan bakar minyak dan filter ke injeksi bahan bakar, sehingga memberikan skema berlebihan untuk setiap mesin.



Gambar 5. Diagram Alir Fuel Oil System

e) Sistem Pemulai / Starting System

Sistem pemulai mensuplai dan mengendalikan injeksi udara terkompresi ke dalam silinder mesin untuk memulai mesin diesel generator. Mesin diesel memiliki dua sistem pemulai independen dan redundan. Setiap sistem pemulai terdiri dari kompresor udara, penering udara, penerima udara, garis injeksi dan katup, dan perangkat untuk engkol mesin. Udara terkompresi dari dua menerima udara pemulai dikombinasikan dalam *header* umum, yang mengalir ke dua distributor udara melalui kerangka udara. Kedua subsistem mampu menghidupkan mesin.

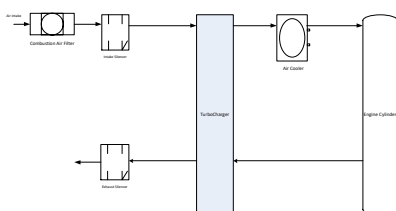


Gambar 6. Diagram Alir Starting System

f) Sistem Keluaran dan Udara Pembakaran / Combustion Air and Exhaust System

Sistem keluaran dan udara pembakaran terdiri dari filter, peredam, *tubochargers*, dan *supercharging* pendingin udara. Sistem gas buang terdiri dari *manifold*, peredam dan knalpot pipa.

Mesin diesel memiliki asupan udara pembakaran dan pembuangan sistem independen. Udara pembakaran langsung diambil dari luar bangunan.



Gambar 7. Diagram Alir Combustion dan Exhaust System

VI. METODOLOGI

Langkah-langkah dalam proses evaluasi AOT dengan: (1) mengidentifikasi waktu AOT untuk masing kontribusinya, (2) menentukan resiko AOT untuk kejadian tunggal dan kontribusi resiko AOT tahunan. Salah satu aplikasi adalah dengan analisis pohon kegagalan.

Dalam makalah ini, evaluasi efek dari perpanjangan AOT telah dilakukan dengan menggunakan analisis pohon kegagalan. Dalam rangka untuk mengevaluasi perubahan CDF, pohon kegagalan tidak tersedianya EDG dibangun dan dihitung dengan menggunakan SAREX. Pohon kegagalan dibangun berdasarkan batas sistem EDG dimana subsistem utama yang dipertimbangkan dalam kuantifikasi. Kuantifikasi SAREX menggunakan basis data probabilitas kegagalan yang tersedia dari berbagai sumber.

Sebuah konstruksi pohon kegagalan lengkap, modifikasi dan kuantifikasi akan dibahas dan diilustrasikan dalam bab ini.

VII. PEMBAHASAN

Menentukan nilai ketaktersediaan EDG untuk 20 hari AOT

$$Q_{TM} = \frac{T_1 + T_2}{OT}$$

dimana;

Q_{TM} = Probabilitas ketaktersediaan EDG / EDG *Unavailability Probability*

T_1 = Waktu uji / *Test Time*

= 1Hr/monthX17Months = 17Hrs

T_2 = Waktu perawatan korektif / *Corrective maintenance time*

OT = Waktu operasi / *Operation Time*

dengan asumsi:

MTTR= 20.9Hrs (waktu rata-rata perawatan)

f = 1.26 x 10⁻⁴/hr. (Ulchin 3&4)

MTTR' baru dengan AOT yang diperpanjang

= 20/3*20.9= 139.3 hrs.

T2' = f x MTTR' x (integrated over 18 months)

= (1.26 x 10⁻⁴/hr) x (139.3hrs) x (18 x 30 x 24hrs)

= 227.5 hrs.

Sehingga;

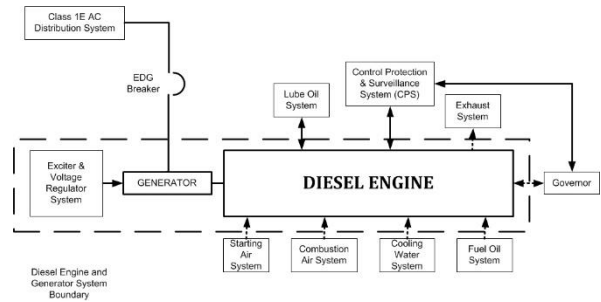
$$Q_{TM} = \frac{T_1 + T_2'}{OT} = \frac{17 + 227.5}{12960} = 1.89 \times 10^{-2}$$

Maka probabilitas kegagalan EDG akibat perawatan dengan perpanjangan 20 hari adalah 1.89×10^{-2} .

Untuk tujuan kuantifikasi tingkat kegagalan, sistem Diesel Engine dan Generator dianggap terdiri dari tiga subsistem utama, Exciter dan Voltage Regulator System, Generator dan Mesin Diesel.

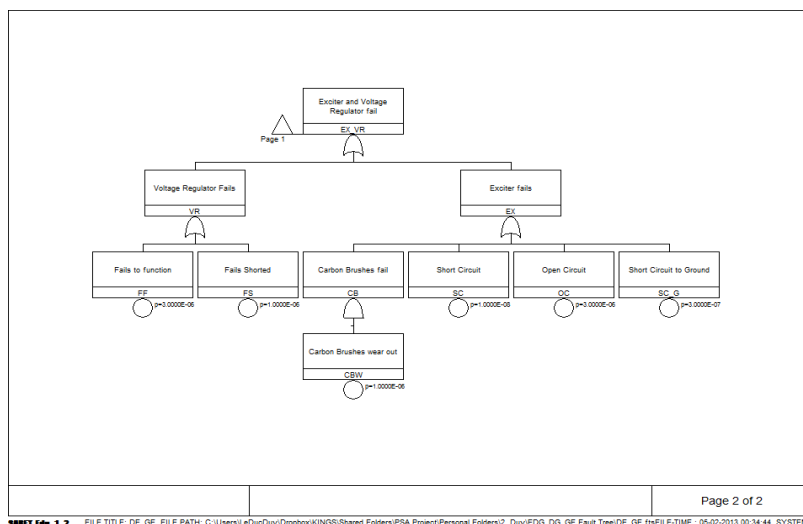
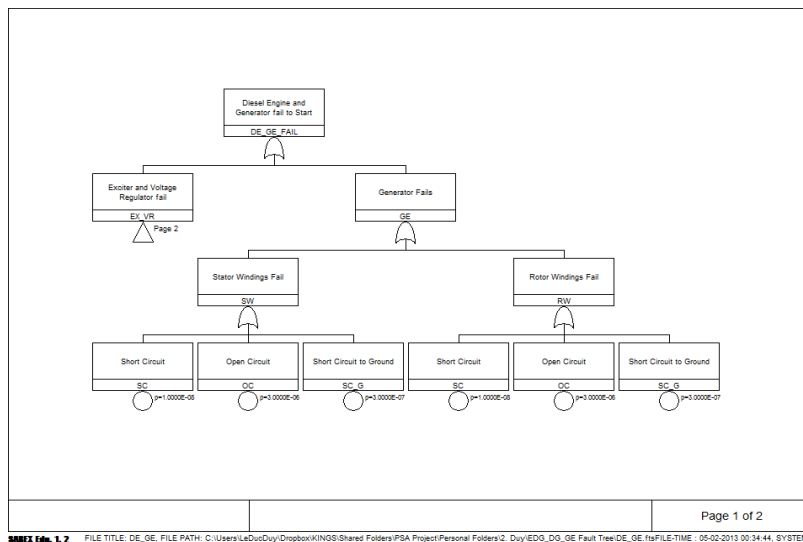
Kejadian puncak pohon kegagalan didefinisikan sebagai kegagalan mesin diesel dan sistem generator, dan sistem akan gagal jika salah satu dari tiga subsistem utama gagal.

Dalam pemodelan pohon kesalahan ini, modus kegagalan dapat dibagi menjadi dua kegagalan fungsional, sesuai dengan gagal untuk memulai (fail to start - FTS) dan gagal untuk menjalankan (fail to run-FTR).

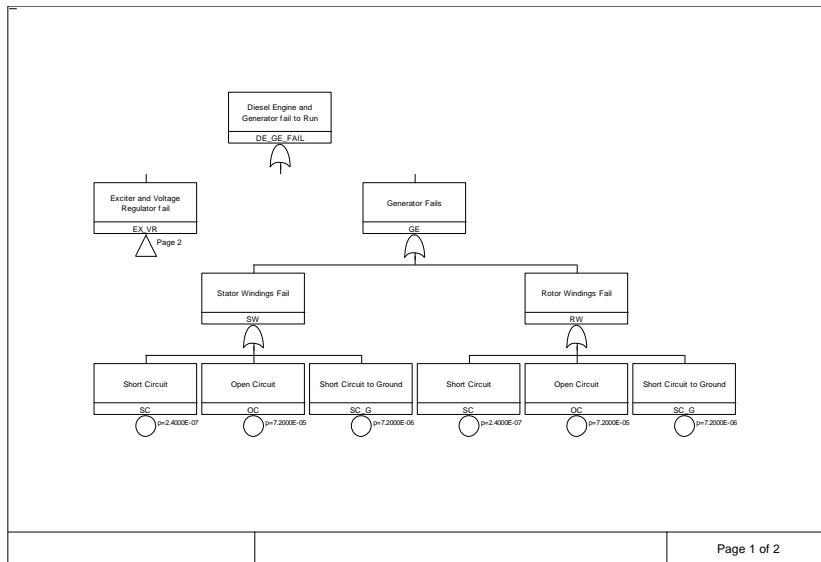


Gambar 8. Batas Sistem Mesin Diesel dan Generator

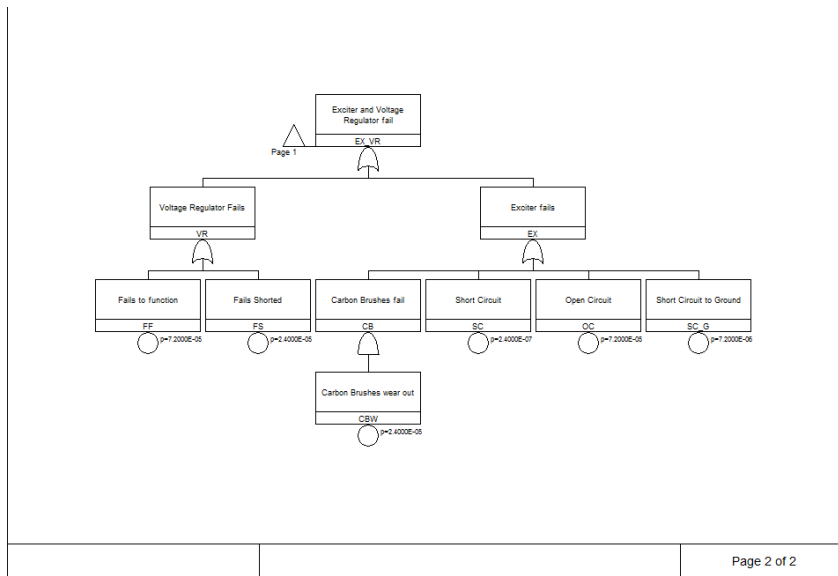
Pohon kegagalan dari sub-komponen diatas ditunjukkan dalam gambar berikut:



Gambar 9. Pohon Kegagalan untuk FTS pada Mesin Diesel and Generator

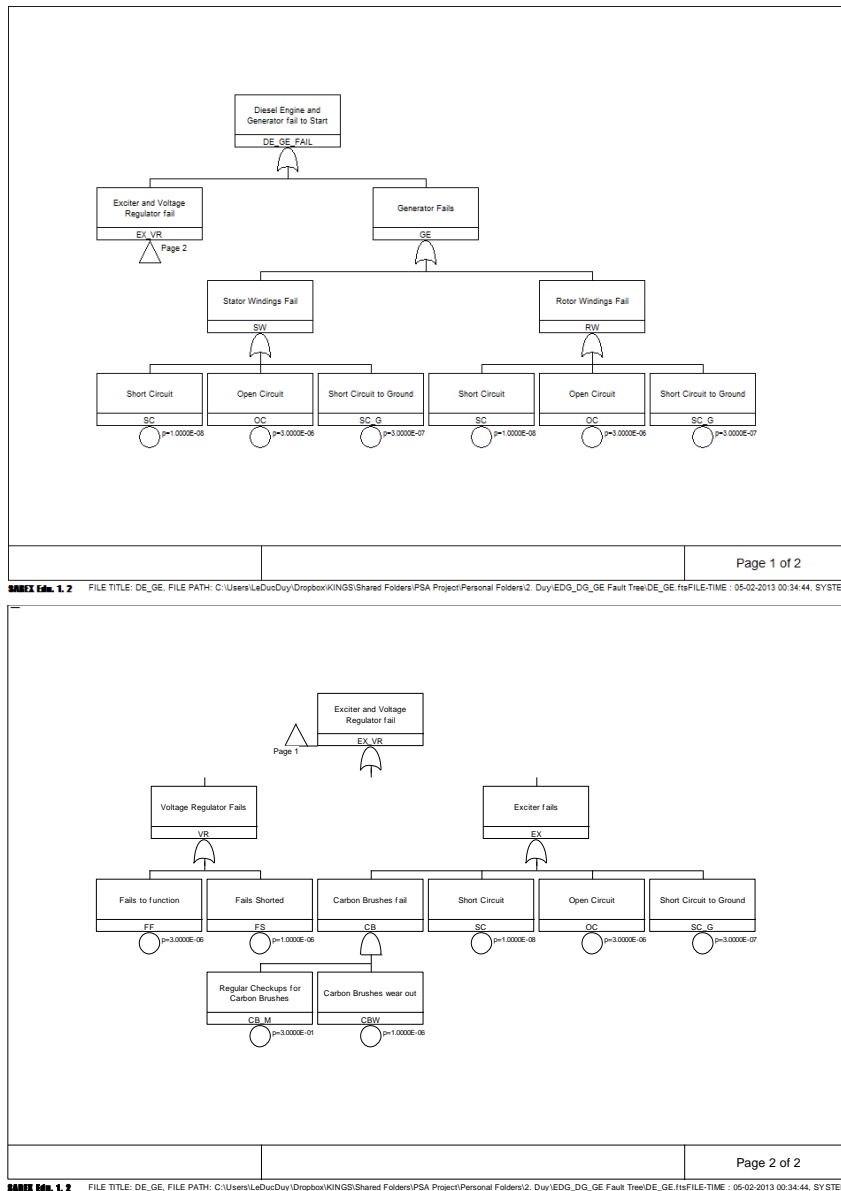


SAHIZ Edn. 1.2 FILE TITLE: DE_GE, FILE PATH: C:\Users\LeDucDuy\Dropbox\KINGS\Shared Folders\PSA Project\Personal Folders\2_Duy\EDG_DG_GE Fault Tree\DE_GE.fst\FILE-TIME : 05-14-2013 21:12:01, SYSTEM...

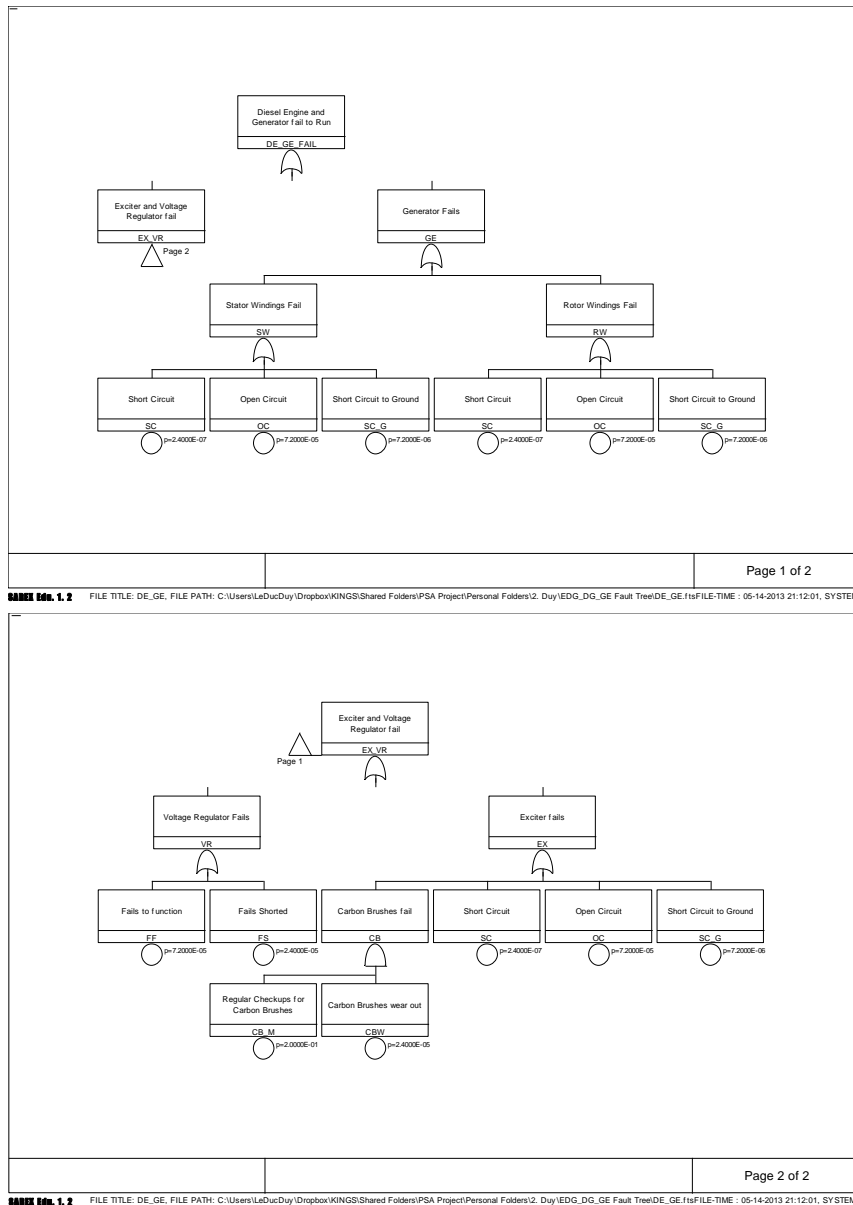


SAHIZ Edn. 1.2 FILE TITLE: DE_GE, FILE PATH: C:\Users\LeDucDuy\Dropbox\KINGS\Shared Folders\PSA Project\Personal Folders\2_Duy\EDG_DG_GE Fault Tree\DE_GE.fst\FILE-TIME : 05-14-2013 21:12:01, SYSTEM...

Gambar 10. Pohon Kegagalan untuk FTR pada Mesin Diesel and Generator



Gambar 11. Pohon Kegagalan untuk FTS pada Mesin Diesel dan Generator yang Telah Dimodifikasi



Gambar 11. Pohon Kegagalan untuk FTR pada Mesin Diesel and Generator yang Telah Dimodifikasi

Basis data kegagalan komponen adalah sebagai berikut:

Tabel 4. Basis Data Laju Kegagalan Komponen

Komponen	Laju Gagal	Faktor Kesalahan	Sumber
Pengatur Voltase Gagal berfungsi	$3 \times 10^{-6}/\text{hr}$	10	Reactor Safety Study, Appendix III, Failure Data, WASH-1400
Voltage Regulator Fails Shorted	$1 \times 10^{-6}/\text{hr}$	10	Reactor Safety Study, Appendix III, Failure Data, WASH-1400
Carbon Brushes Gagal	$1 \times 10^{-6}/\text{hr}$	10	Reactor Safety Study, Appendix III, Failure Data, WASH-1400
Windings Fail Shorted to Power	$1 \times 10^{-8}/\text{hr}$	10	Reactor Safety Study, Appendix III, Failure Data, WASH-1400
Windings Fail Shorted to Ground	$3 \times 10^{-7}/\text{hr}$	10	Reactor Safety Study, Appendix III, Failure Data, WASH-1400
Windings Open Circuit	$3 \times 10^{-6}/\text{hr}$	3	Reactor Safety Study, Appendix III, Failure Data, WASH-1400

Tabel 5. Probabilitas Kegagalan Sub-sistem Mesin Diesel dan Generator

Mode Kegagalan	Probabilitas Kegagalan untuk FTS	Probabilitas Kegagalan untuk FTR
Kegagalan mesin diesel & Generator	8.30E-6	1.99E-4
Kegagalan Mesin Diesel & Generator termodifikasi	7.50E-6	1.80E-4

Paper ini tidak membahas komponen lain, karena berada di luar lingkungannya. Dengan nilai kegagalan tersebut diatas maka dapat di dihitung kemungkinan kegagalan komponen mempengaruhi kegagalan reactor dengan frequency kerusakan teras (CDF) nya.

VIII. KESIMPULAN

Proyek ini menggambarkan bahwa diperbolehkan waktu pemadaman ekstensi untuk generator diesel darurat adalah mungkin dari saat ini tiga (3) hari ke dua puluh (20) hari. Hal ini akan memungkinkan pemeliharaan selama masa layanan (in-service) dan kegiatan pemantauan online sehingga meningkatkan keandalan sistem EDG.

Hal ini ditunjukkan bahwa risiko diperkenalkan oleh ekstensi AOT untuk sistem EDG adalah dalam batas yang dapat diterima untuk ΔCDF , namun perubahan yang diperlukan beberapa analisis detail dari sistem dalam rangka untuk menemukan cara dan sarana mengoptimalkan kontribusi subsistem ke acara puncak kegagalan.

Strategi modifikasi diadopsi secara teknis dan layak dilakukan sejak ΔCDF dihasilkan secara efektif diminimalkan oleh redundansi diperkenalkan pada tingkat komponen. Pengalaman operasi dan sejarah kegagalan dari yang ada pembangkit listrik tenaga nuklir membentuk dasar dari beberapa modifikasi, sehingga meningkatkan keandalan sistem.

Hal ini dimungkinkan untuk mengembangkan kesalahan baru yang lengkap untuk sistem yang disediakan data kegagalan generik untuk komponen sistem sudah tersedia dan pemahaman tentang mode kegagalan dan batas sistem dan antarmuka.

UCAPAN TERIMA KASIH

Makalah ini merupakan bagian dari keseluruhan *Project Report PSA Application (PE13209) – AOT Extension of EDG for Shin Kori #3 KEPCO International Nuclear Graduate School (KINGS) Korea.*

DAFTAR PUSTAKA

1. P.K Samantha et al., “Handbook of Method for Risk-Based Analyses of Technical Specifications”, NUREG/CR-6141, 1994
2. License Amendment Request (LAR) H10-03 Emergency Diesel Generator (EDG) AOT Extension at Hope Creek NPP.
3. APR1400 SSAR Chapter 8 – Electric Power.
4. APR1400 SSAR Chapter 16 Technical Specifications
5. MER TYO 12-053_FOR KORI 1
6. KAERI, “Risk-Informed Allowed Outage Time Change for Ulchin Units 3&4 : Appendix B. Method for calculating Risk”, KAERI/TR-1772, 2001
7. Branch Technical Position 8-8 Onsite (Emergency Diesel Generators) & Offsite Power Sources Allowed Outage Time Extension
8. Regulatory Guide 1.174 - An Approach For Using Probabilistic Risk Assessment In Risk-Informed Decisions On Plant- Specific Changes To The Licensing Basis.
9. US NRC, “An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decision making : Technical Specifications”, Regulatory Guide 1.177, NRC 1998
10. APR1400 Reactor and Auxiliary Systems, KHNP Nuclear Power Education Institute.
11. “원자력발전소 경제성 평가” by KAERI.
12. www2.kiwoom.com/nkw.templateContents.do

TANYA JAWAB DISKUSI

Penanya: Haendra Subekti

Pertanyaan:

Berapa besar dampak dan scenario gagal diesel ke CDF

Jawaban:

AOT	Total CDF	ΔCDF
Original Sistem 72 jam	7.026 E-7	
Custom w/o Modifikasi (72 jam)	6.8859 E-7	
Custom w/o Modifikasi (20 hari)	7.8755 E-7	9.9 E-8
Custom dengan modifikasi (extended AOT) 20 hari	6.8948 E-7	8.9E-10



KAJIAN PERSYARATAN KESELAMATAN DESAIN REAKTOR NUKLIR BERPENDINGIN GAS SUHU TINGGI (*HIGH TEMPERATURE GAS COOLED REACTORS*)

Helen Rafлис

*Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir
Badan Pengawas Tenaga Nuklir, Jl. Gajah Mada No. 8 Jakarta Pusat, Indonesia
h.raflis@bapeten.go.id*

ABSTRAK

Kajian persyaratan keselamatan desain reaktor nuklir berpendingin gas suhu tinggi (High Temperature Gas cooled Reactor-HTGR). Kajian ini dilakukan berdasarkan pada kecelakaan besar dari teknologi nuklir seperti Chernobyl dan Fukushima. Penerapan filosofi keselamatan ini bertujuan menjaga integritas jaringan primer atau tetap adanya pendingin dalam teras melalui penggunaan fitur keselamatan terekayasa. Fungsi keselamatan berguna untuk mengendalikan daya dan reaktivitas, memindahkan panas sisa dan mengungkung produk fisi. Desain keselamatan HTGR menganut falsafah pertahanan berlapis. Prinsip penghalang ganda harus terdapat dalam sistem HTGR. Hal penting lain yang harus diperhatikan adalah mempertinggi tingkat keselamatan dengan cara konsep disain, redundansi dan independensi. Pada kondisi batasan operasi HTGR berupa penetapan temperatur bahan bakar akan terkait dengan fungsi keselamatan apabila terjadi rilis produk fisi dan margin keselamatan. Kecelakaan HTGR yang umumnya dianalisis adalah DLOFC, PLOFC, water ingress, ATWS dan BDBA. Kriteria penerimaan HTGR dapat diketahui dalam kondisi operasi normal, AOO, DBA dan BDBA. Persyaratan untuk pendinginan setelah pemadaman reaktor meliputi sistem transfer panas utama, sistem purifikasi helium dan sistem pendinginan rongga. Adapun margin kecelakaan adalah temperatur 1620 oC dan beberapa persen kerusakan bahan bakar. Berdasarkan kajian dapat disimpulkan bahwa HTGR dapat selamat secara melekat sebagai hasil dari desain, material yang digunakan, bahan bakar dan sifat-sifat fisiknya.

Kata kunci: HTGR, persyaratan keselamatan, pertahanan berlapis, batasan operasi, kriteria penerimaan.

ABSTRACT

Study of safety requirements in reactor design of High Temperature Gas cooled Reactor (HTGR). This study can be performed based on serious accidents of nuclear technology like Chernobyl and Fukushima accident. Application of safety philosophy in purpose to keeping on integrity of primary circuit or availability of coolant in reactor core by using engineering safety features. Safety function is useful for control of power and reactivity, decay heat removal and confine of fission product. HTGR safety design using philosophy of defense in depth. Principle of multiple barrier applied in HTGR system. The other important things must be considered are to enhance the level of safety from design concept, redundancy and independence. The conditions operational limit of HTGR such establishment of fuel temperature will be related with safety function in case fission product release and safety margin. Analysis of HTGR accident such as DLOFC, PLOFC, water ingress, ATWS and BDBA. Acceptance criteria of HTGR can be known in normal operational condition, AOO, DBA and BDBA. Requirements of coolant after reactor shutdown consist of primary heat transfer system, helium purification system, and cavity cooling system. The accident margin is about 1620 oC in temperature and percentage of fuel failure. Based on this study can be concluded that safety of HTGR inherently as a result of design, materials used, fuel and physical properties.

Keywords: HTGR, safety requirements, defense in depth, operating limit, acceptance criteria

I. PENDAHULUAN

Pemerintah Indonesia melalui BATAN memiliki rencana pembangunan reaktor nuklir tipe reaktor nuklir suhu tinggi berpendingin gas (*High Temperature Gas cooled Reactor-HTGR*) sebagaimana diketahui bahwa konsorsium Rusia-Indonesia yang merupakan gabungan beberapa perusahaan Indonesia yaitu PT Rekayasa Engineering dan PT Kogas Driyap Konsultan, dengan anak perusahaan Rosatom Rusia, NUKEM Technologies GmbH telah menyelesaikan tahap pra desain HTGR daya 3-5 MWe dan akan masuk ke dalam *engineering procurement construction* (EPC) di tahun 2017[1]. BATAN juga menyampaikan permohonan izin tapak HTGR pada tahun 2015 dan proses perizinannya masih berlangsung pada tahun ini. HTGR memiliki dua tipe bahan bakar yaitu berbentuk prismatic dan bola (*pebble*) dengan menggunakan partikel bahan bakar yang sama yaitu partikel TRISO (*tristructural isotropic*). Partikel TRISO tersusun oleh kernel bahan bakar dengan empat lapisan coating yang mengelilinginya (*coated fuel particle*). Berdasarkan kenyataan itu diperlukan kajian persyaratan keselamatan desain reaktor nuklir suhu tinggi berpendingin gas.

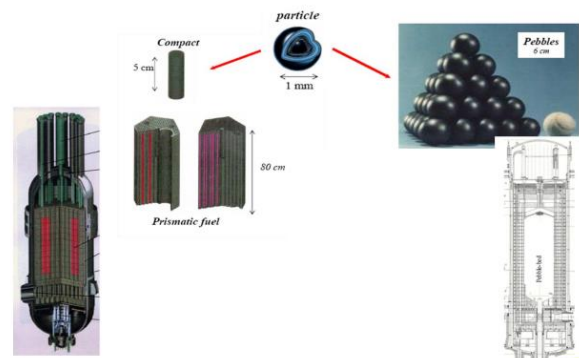
Kajian persyaratan keselamatan desain reaktor nuklir berpendingin gas suhu tinggi (*High Temperature Gas cooled Reactor-HTGR*) dapat dilakukan berdasarkan pada kecelakaan besar dari teknologi nuklir modern lainnya yaitu kecelakaan Chernobyl dan Fukushima. Selain, diantaranya, kesalahan operator reaktor sebelum dan selama kecelakaan, hal yang paling mendasar adalah konsep keselamatan dari reaktor tersebut. Sebagaimana diketahui bahwa kesalahan dari operator tidak dapat sepenuhnya dihindari, maka konsep keselamatan dari sistem yang memiliki resiko tinggi bagi lingkungan sangatlah penting. Konsep keselamatan reaktor nuklir harus handal dan mampu meminimalisir resiko terjadinya kecelakaan, bahkan juga dampak kepada lingkungan seandainya terjadi kecelakaan. Hal diatas menjadi alasan mendasar adanya sistem pengungkung pada semua reaktor nuklir berpendingin air ringan (LWR, *light water reactor*) dari negara eropa barat. Dalam kajian ini dilakukan penerapan dan perbandingan antara desain keselamatan LWR pada desain keselamatan HTGR kemudian mengkonfirmasi dengan kriteria keselamatan desain HTGR

II. LANDASAN TEORI

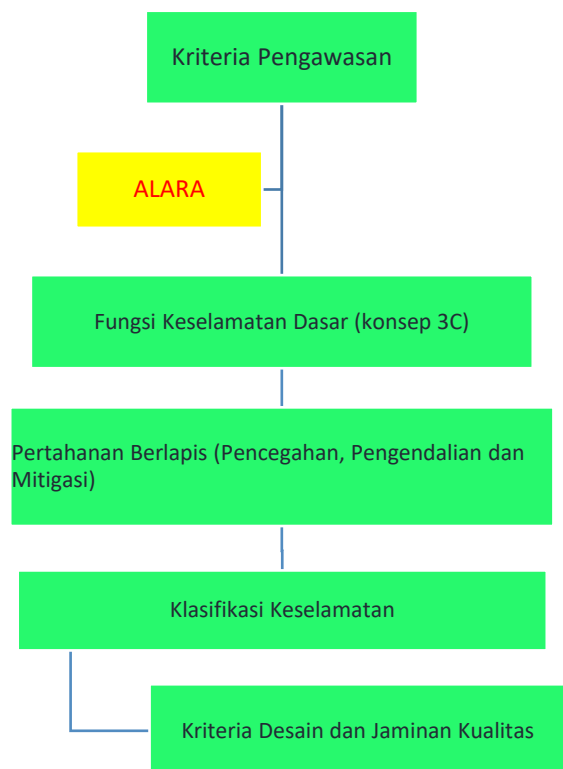
2.1. Filosofi Keselamatan

Filosofi Keselamatan operasi HTGR tetap berdasarkan kerangka kerja perizinan untuk PLTN tipe PWR. Penerapan filosofi keselamatan ini bertujuan menjaga integritas jaringan primer atau tetap adanya pendingin dalam teras melalui penggunaan fitur keselamatan terekayasa. Fungsi keselamatan berguna untuk mengandalikan daya dan reaktivitas,

memindahkan panas sisa dan mengungkung produk fisi.



Gambar 1. Konsep Desain Keselamatan HTGR[2]



Gambar 2. Diagram alir pembuatan filosofi desain keselamatan HTGR

Dari gambar 1 dan 2 terlihat bahwa konsep desain keselamatan HTGR dan diagram alir pembuatan filosofi desain keselamatan HTGR. Konsep desain keselamatan HTGR pada gambar 1 yang paling penting terletak pada partikel uranium berbentuk TRISO (*Trisotropic*) yang dapat dimuat pada bahan bakar prismatic atau bola (*pebble*). Pada gambar 2 dapat diketahui tentang diagram alir pembuatan filosofi desain keselamatan HTGR bertujuan untuk penentuan kriteria desain dan jaminan kualitas pada struktur, sistem, dan komponen dengan membuat klasifikasi keselamatan serta memperhatikan fungsi keselamatan dasar dengan konsep 3C (*control, control and confine*)

dan pertahanan berlapis meliputi pencegahan, pengendalian dan mitigasi kemudian diperoleh kriteria pengawasan melalui pendekatan kriteria keselamatan menggunakan prinsip ALARA. Prinsip dasar filosofi keselamatan HTGR adalah ALARA (*as low as reasonable achievable*) yaitu menerapkan pengurangan dosis radiasi personil dan masyarakat serendah

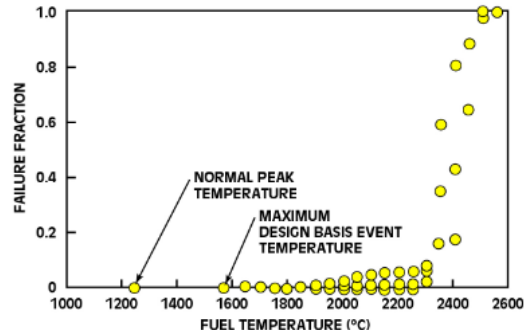
mungkin yang dapat dicapai. Ketentuan tentang batasan dosis yang diizin mengacu pada peraturan kepala BAPETEN nomor 4 tahun 2013 tentang proteksi dan keselamatan radiasi dalam pemanfaatan tenaga nuklir terangkum dalam tabel 1 dibawah ini .

Tabel 1. Kriteria pengawasan berdasarkan nilai batas dosis[3]

No	Kriteria Pengawasan	Nilai Batas Dosis
1.	Pekerja Radiasi	
	a. Dosis Efektif rata-rata	20 mSv (duapuluh milisievert) per tahun dalam periode 5 (lima) tahun, sehingga Dosis yang terakumulasi dalam 5 (lima) tahun tidak boleh melebihi 100 mSv (seratus milisievert);
	b. Dosis Efektif	50 mSv (limapuluh milisievert) dalam 1 (satu) tahun tertentu
	c. Dosis Ekivalen	lensa mata rata-rata sebesar 20 mSv (duapuluh milisievert) per tahun dalam periode 5 (lima) tahun dan 50 mSv (limapuluh milisievert) dalam 1 (satu) tahun tertentu
	d. Dosis Ekivalen untuk kulit	500 mSv (limaratus milisievert) per tahun
	e. Dosis Ekivalen untuk tangan atau kaki	500 mSv (limaratus milisievert) per tahun
2	Anggota Masyarakat	
	a. Dosis Efektif	1 mSv (satu milisievert) pertahun
	b. Dosis Ekivalen untuk lensa mata	15 mSv (seratus limapuluh milisievert) pertahun
	c. Dosis Ekivalen untuk kulit	50 mSv (limapuluh milisievert) pertahun

Salah satu faktor keselamatan yang penting untuk diperhatikan adalah keluaran (rilis) produk fisi ke lingkungan. Pada tipe reaktor *High Temperature Gas cooled Reactor* (HTGR) proteksi terhadap keluarnya produk fisi ke lingkungan dijamin oleh desain bahan bakar berbasis *coated fuel particle* (cfp) yang tahan terhadap beban temperatur dan korosi, dan secara mekanik dilindungi oleh elemen bahan bakar grafitnya. Dari gambar 3. dapat diketahui bahwa kegagalan *coated fuel particle* (cfp) berdasarkan perubahan temperatur ketika operasi normal dan kecelakaan. Temperatur puncak pada kondisi normal diperoleh pada nilai sekitar 1200 °C dan temperatur maksimum desain basis event pada nilai sekitar 1600 °C. Berdasarkan gambar tersebut diketahui bahwa fraksi kegagalan akan bernilai maksimum (100%) pada temperatur bahan bakar bernilai sekitar 2550 °C atau lebih.

Dengan konsep keselamatan, diantaranya, bahan bakar berbasis *coated fuel particle* (cfp) maka produk fisi akan tetap berada di dalam bahan bakar (tidak keluar ke lingkungan). Sehingga, *High Temperature Gas cooled Reactor* (HTGR) tidak memiliki ancaman (nuklir) kepada lingkungan baik selama operasi normal ataupun apabila terjadi kecelakaan.



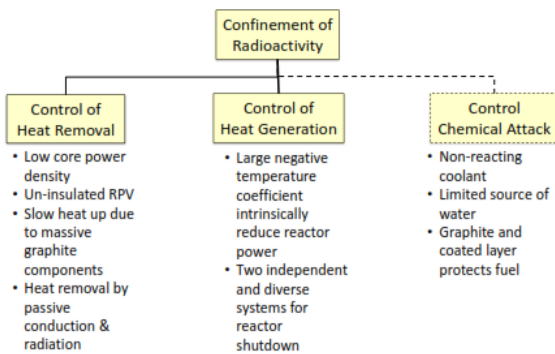
Gambar 3. Nilai temperatur bahan bakar dengan fraksi kegagalan[4,10]

2.2. Pertahanan Berlapis

Desain keselamatan suatu HTGR menganut falsafah pertahanan berlapis (*defense in depth*). Basis desain keselamatan mesti mengikuti tiga tingkatan berikut adalah tingkatan pertama yaitu HTGR dirancang, dibangun dan dioperasikan sesuai dengan ketentuan yang sangat ketat, mutu yang tinggi dan teknologi mutakhir yang mampu menyediakan elaborasi antara desain, konstruksi dan operasi untuk mencegah kegagalan fungsi (*malfunction*) dikenal dengan pencegahan (*prevention*), lalu tingkatan kedua yaitu HTGR dilengkapi dengan sistem pengaman/keselamatan yang digunakan untuk

mencegah dan mengatasi akibat-akibat dari kecelakaan yang mungkin dapat terjadi selama umur HTGR yang mampu menyediakan sistem rekayasa untuk mencegah kegagalan menjadi kecelakaan dikenal dengan proteksi (*protection*), dan tingkatan ketiga yaitu HTGR dilengkapi dengan sistem pengamanan tambahan, yang dapat diperkirakan dapat terjadi pada suatu HTGR. Namun demikian kecelakaan tersebut kemungkinan terjadinya sedemikian sehingga tidak akan pernah terjadi selama umur operasi yang menyediakan sistem rekayasa untuk memitigasi dan membatasi konsekuensi kecelakaan dikenal dengan mitigasi (*mitigation*). Pada gambar 4. diketahui bahwa konsep keselamatan dasar HTGR memiliki filosofi keselamatan dalam setiap tindakan keselamatan harus mampu mengatasi berbagai scenario kecelakaan sehingga kegagalan individu tanpa ada konsekuensi lain.

Prinsip dasar filosofi keselamatan adalah pertahanan berlapis (*Defense in Depth*, DiD). Prinsip penghalang ganda (*multiple barriers*) harus terdapat dalam sistem HTGR. Lapisan pertama adalah bahan bakar berbentuk TRISO (*Triisotropic*) yang merupakan bagian terpenting dalam HTGR. Kemudian lapisan kedua adalah sirkuit primer, lapisan ketiga adalah sistem pengungkung dan penyungkup umumnya banyak digunakan dalam desain LWR. Terakhir, lapisan keempat yaitu berupa fitur keselamatan rekayasa (*engineering safety features*) dan prosedur operasi kedaruratan (*emergency operating procedure*) yang memberikan waktu yang cukup untuk penanggulangan kecelakaan dan memperlambat terjadi kegagalan pada lapisan keselamatan lainnya. Dari tabel 2. dapat dipahami tentang level pertahanan berlapis berdasarkan INSAG-10.



Gambar 4. Konsep Keselamatan Dasar HTGR[5]

Tabel 2. Level Pertahanan Berlapis (defense in depth) dari INSAG-10[7]

Level Pertahanan	Tujuan	Arti Esensial	Kegagalan yang dicapai (kejadian/tahun)
Level 1	Pencegahan penyimpangan dari operasi normal dan kegagalan	Desain konservatif dan kualitas tinggi dalam konstruksi dan operasi	-
Level 2	Pengendalian deviasi dari operasi normal dan deteksi kegagalan	Pengendalian, pembatasan dan sistem proteksi dan fitur surveilan lainnya.	<10 ⁻²
Level 3	Pengendalian kondisi kecelakaan dalam dasar desain	Fitur keselamatan terekayasa dan prosedur kecelakaan	10 ⁻² -10 ⁻⁶
Level 4	Pengendalian kondisi pembangkit parah	Tindakan tambahan dan manajemen kecelakaan	10 ⁻⁶ -10 ⁻⁷
Level 5	Mitigasi konsekuensi radiologi dari pelepasan signifikan zat radioaktif	Respon kedaruratan luar tapak	>10 ⁻⁷

2.3. Metodologi Kajian

Pemahaman tentang criteria pengawasan tingkat batasan dosis dan rentang frekuensi kecelakaan pada HTGR dapat dilihat pada tabel 3. Sebagai solusi keselamatan tahap pertama, yaitu pencegahan kondisi abnormal yang harus diimplementasikan sejak perancangan sistem dan komponen. Untuk mencegah

terjadinya kesalahan operasi dan prosedur yang sangat membawa pengaruh besar pada keselamatan reaktor harus digunakan material atau komponen yang berkualitas tinggi dan andal, sehingga dapat diwujudkan sistem *fail-safe* dan sistem *interlock*.

Tabel 3. Kriteria pengawasan tingkat batasan dosis pada HTGR[8]

Kondisi Instalasi	Rentang frekuensi (1/instalasi/tahun)	Batasan Dosis
Operasi Normal		0,25 mSv/tahun
Kejadian operasi terantisipasi	>1.0E-2	0,25 mSv/tahun
Kecelakaan dasar desain (DBA)	1.0E-2-1.0E-4	5 mSv (badan)
		50 mSv (tiroid)
Kecelakaan diatas dasar desain (BDBA)	1.0E-4-1.0E-6	10 mSv (badan)
		100 mSv (tiroid)
	1.0E-6-1.0E-7	50 mSv (badan)

Hal penting yang harus diperhatikan selain yang telah diuraikan di atas adalah mempertinggi tingkat keselamatan dengan cara konsep disain, redundansi dan independensi (tidak saling terkait). Termasuk yang harus diperhatikan dengan konsep ini adalah temperatur, tekanan, ketinggian air, fluks neutron, instrumen pengukur dan katup keselamatan serta catu daya. Sistem kelas keselamatan ditambah dengan sistem kelas non keselamatan seperti sistem purifikasi helium, sistem ventilasi atmosfir dan untuk mengurangi lepasan radioaktif ke lingkungan. Kondisi batasan untuk tiap kondisi operasi seperti operasi normal, *anticipated operational occurrence* (AOO), *design basis accidents* (DBA), dan *beyond design basis accidents* (BDBA).

Jenis kondisi batasan operasi pada HTGR dapat berupa temperatur bahan bakar dan temperatur komponen pendukung seperti pada internal teras, batasan sirkuit primer, pendukung tangki bertekanan, material struktur, komponen pada rongga dan sistem bantu. Nilai parameter temperatur untuk bahan bakar pada operasi normal sebesar 1200 °C dan pada kondisi kecelakaan sebesar 1620 °C. Dari tabel 4. diketahui batasan temperatur untuk struktur HTGR.

Tabel 4. Batasan Temperatur pada struktur HTGR[9]

Komponen	Temperatur Operasi (°C)	Temperatur Kecelakaan (24h) (°C)
Tanki Bertekanan (RPV)	350	425
Pendukung RPV	350	425
Penghubung Gas Panas	800	1000
Tangki Hubung Gas Panas	350	600
Laras Teras	375	500
Beton Rongga	70	100

Pada kondisi batasan operasi HTGR berupa penetapan temperatur bahan bakar akan terkait dengan fungsi keselamatan apabila terjadi rilis produk fisi dan margin keselamatan yang besar karena jangkauan waktu yang panjang dan persentasi bahan bakar yang kecil. Adapun penetapan temperatur struktur berhubungan dengan investasi seperti halnya pada *Light Water Reactors* (LWR) terkait keselamatan, pemindahan panas sisa dan pendinginan bahan bakar

serta berdasarkan kinerja bahan bakar TRISO yang baik memberikan laju kegagalan sangat kecil.

Implementasi terkini penerapan pertimbangan keselamatan dan batasan operasi pada HTR PM (China) menetapkan kondisi operasi normal dengan nilai batasan kondisi AOO sebesar 10⁻², DBA sebesar 10⁻⁴ dan 10⁻⁶ dan BDBA. Adapun criteria keselamatan dalam bentuk operasional unit, kerusakan unit dan rilis radioaktif ke lingkungan. Untuk kondisi operasi

normal, AOO dan DBA yaitu sistem kelas non keselamatan tidak diasumsikan tersedia dan meminjam istilah pada LWR, sedangkan DBDA akan dianalisis melalui PSA dan beberapa laporan topik khusus.

Kecelakaan HTGR yang umumnya dianalisis adalah *depressurised loss of forced cooling (DLOFC)*, *pressurised loss of forced cooling (PLOFC)*, *water ingress*, *anticipated transient without scram (ATWS)* dan *BDBA*. Pada DLOFC merupakan scenario kecelakaan yang sangat menantang dan perlu riset mendalam untuk mengetahui temperatur, mengetahui kemampuan sistem pendinginan rongga dan batasan temperatur untuk laras teras dan RPV. Sedangkan pada PLOFC berguna untuk mengetahui kemampuan sistem pendinginan rongga dan batasan temperatur untuk laras teras dan *reactor pressure vessel (RPV)*. Selanjutnya, kecelakaan *water ingress* yang merupakan kecelakaan masuknya air ke dalam teras HTGR. Skenario kecelakaan ini akan dapat mengatur titik acuan untuk katup keselamatan sirkuit primer dan untuk pelepasan produk fisi akan terjadi deposisi produk fisi di pembangkit uap (*steam generator*) dan pelepasan produk fisi tambahan dari partikel TRISO yang rusak. Persyaratan sistem ventilasi sub atmosfer tidak memerlukan persyaratan khusus pada kelas keselamatan.

Pada skenario BDBA terdapat kecelakaan ATWS, kegagalan kipas (*blower*), kegagalan sistem pendingin rongga, kecelakaan air ingress, kecelakaan keluarnya batang kendali, dan kegagalan tangki hubung gas panas. Pada kecelakaan ATWS akan diperlukan waktu untuk terjadi kekritisasi kembali, persyaratan ketat pada sistem bola penyerap kecil sangat diperlukan dan mesti tidak berdampak pada keselamatan. Selanjutnya, kegagalan operasi blower yang tidak dapat memberikan ketersediaan operasional karena kegagalan ketika padam. Batasan ini digunakan untuk temperatur sirkuit primer dan sistem aktuasi berbeda untuk pemadaman blower. Lalu, kecelakaan kegagalan sistem pendingin rongga. Kecelakaan ini tidak berdampak pada temperatur bahan bakar maksimal namun memberikan tantangan kepada temperatur RPV melalui kemungkinan penurunan tekanan manual pada sirkuit primer. Dan pada temperatur beton dapat menerapkan sistem pendinginan beton dan sistem pendinginan pendukung tambahan serta memerlukan suplai air tambahan dari sistem pemadam kebakaran (manajemen kecelakaan).

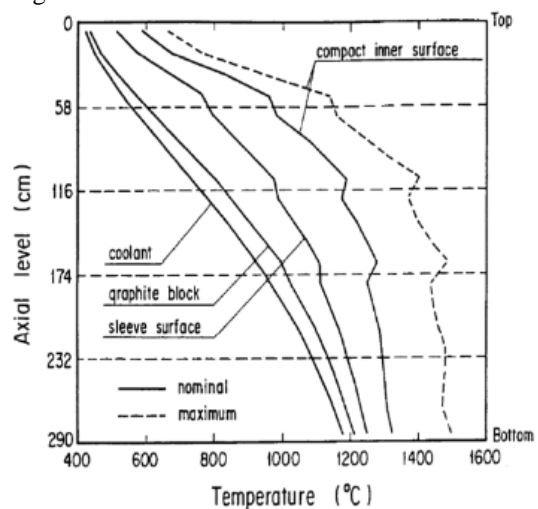
Selanjutnya, kecelakaan air ingress merupakan kecelakaan masuknya udara ke teras HTGR. Skenario kecelakaan ini melalui penetapan konfigurasi kerusakan pada sirkuit primer. Secara umum, kecelakaan ini tidak memberikan tantangan besar untuk temperatur bahan bakar. Data eksperimen untuk kegagalan partikel pada kondisi udara dapat mengacu data dari Jerman dan Jepang. Kinerja bahan bakar ketika operasi normal dan kondisi oksidasi serta dapat menggunakan berbagai data dari berbagai negara. Kemudian, kecelakaan keluarnya batang kendali (*rod*

ejection accident) yaitu kecelakaan akibat keluarnya batang kendali tidak sesuai mekanisme. Skenario kecelakaan ini tidak termasuk dalam preliminary safety analysis report (PSAR) dan perlu pemahaman waktu keluarnya batang kendali serta dapat mengacu kriteria pada daya maksimal partikel bahan bakar misal 250 mW/partikel dan periode singkat lainnya.

Terakhir, kecelakaan kegagalan tangki hubung gas panas yaitu tidak berfungsinya tangki saluran gas panas menghubungkan generator uap dan tangki teras reaktor. Skenario kecelakaan ini tidak termasuk dalam PSAR dan merupakan bagian pertahanan berlapis (*defense in depth*). Prinsip pertahanan berlapis diterapkan dalam konsep tangki (*vessel*) sebagai keselamatan dasar, konsep pipa dengan prinsip *leak before break*, gerakan menahan getaran, air ingress, dan manajemen kecelakaan.

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Kriteria penerimaan (*acceptance criteria*) HTGR dapat diketahui dalam kondisi operasi normal, AOO, DBA dan BDBA. Pada kondisi AOO memiliki paparan dosis sebesar 0,25 mSv/tahun reaktor, kondisi DBA sebesar 5 mSv/kecelakaan atau 10 mSv/kecelakaan dan pada kondisi BDBA sebesar 50 mSv atau 10-6/tahun reaktor dan melalui *probability safety analysis (PSA)*. Untuk temperatur bahan bakar dapat menggunakan margin dari operasi normal pada pengalaman *Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR)* Jerman dan perbedaan pada desain modular modern. Persyaratan untuk pendinginan setelah pemadaman reaktor meliputi sistem transfer panas utama, sistem purifikasi helium dan sistem pendinginan rongga. Adapun margin kecelakaan adalah temperatur 1620 °C dan beberapa persen kerusakan bahan bakar seperti dalam gambar 5. dibawah ini.



Gambar 5. grafik temperatur bahan bakar[10]

Pemanfaatan bahan bakar berbentuk bola yang telah terbukti mampu menahan semua produk fisi hingga temperatur bahan bakar sekitar 1620°C. Diameter teras yang kecil, sehingga batang kendali

dan bola penyerap dapat diposisikan di reflektor (samping) grafit. Kombinasi dari diameter teras yang kecil dan densitas daya teras yang rendah maka panas peluruhan dapat dikeluarkan dari teras reaktor secara pasif melalui proses konduksi panas dan radiasi ketika terjadi kecelakaan dimana sistem pendingin utama tak berjalan (*failure of main heat sink*). Temperatur bahan bakar tidak melebihi 1620°C dalam kondisi kecelakaan apapun. Sehingga resiko kerusakan bahan bakar secara signifikan dan rilis produk fisi dari bahan bakar dapat dihilangkan. Dengan sistem pasif diatas, maka siklus pendingin primer tambahan dan siklus pendingin sekunder tambahan terkait, juga sumber daya darurat dapat dihilangkan sehingga menjadi lebih sederhana dan murah.

Teras reaktor dan pembangkit uap berada didalam bejana tekan baja dengan kualitas-LWR yang telah terbukti, disusun secara berdampingan (*side-by-side*) dimana pembangkit uap lebih rendah. Dengan susunan teras reaktor dan pembangkit uap diatas maka terjadinya pemisahan termalhidraulik (*thermalhydraulic decoupling*) antara teras reaktor dan sistem pembuang panas yang sedang beroperasi ketika terjadi gangguan terhadap sirkulasi gas aktif. Beban termal dari pembangkit uap karena konveksi natural secara melekat dapat dihindari. *Direct water ingress* ke dalam teras reaktor ketika terjadi kegagalan tabung pembangkit uap tidak mungkin terjadi.

Sistem HTGR dapat memindahkan panas teras tanpa sistem keselamatan rekayasa bekerja karena memiliki kapasitas termal yang besar, konduktivitas termal tinggi dan densitas daya rendah dalam teras. Disamping itu, skenario *basic design accidents* bertujuan untuk menguji efisiensi desain keselamatan dan prosedur proteksi yang telah direncanakan, dalam analisis diasumsikan terjadi kecelakaan lalu dampak-dampak dari kecelakaan tersebut diperiksa. Kecelakaan reaktivitas (*reactivity accidents*) mencakup semua kecelakaan reaktivitas yang mungkin terjadi, maka dipostulasikan bahwa semua enam batang kendali untuk pemadaman teras diangkat dengan kecepatan maksimum ketika operasi dengan daya penuh karena diasumsikan terjadi kesalahan dalam sistem kontrol. Sistem proteksi reaktor mendeteksi kecelakaan diatas karena perubahan fluks neutron atau peningkatan temperatur gas panas lalu memadamkan reaktor ketika parameter fluks neutron dan temperatur gas telah melebihi nilai batas. Dalam skenario kecelakaan diatas, tidak terjadi peningkatan temperatur bahan bakar yang signifikan pada teras, tidak ada aktivitas radiasi yang terlepas ke bangunan reaktor atau lingkungan.

Jika temperatur bahan bakar tetap di bawah nilai-nilai yang diperbolehkan, produk fisi dan material fisil akan berada dalam elemen bakar dan integritas reaktor dijamin aman. Kondisi yang diperlukan untuk mencapai fitur keselamatan adalah kemampuan bahan bakar untuk mempertahankan radioaktivitas sepenuhnya sampai temperatur tertentu. Semua prinsip ini dapat dipenuhi sesuai dengan desain dan dimensi

HTGR yang direncanakan. Dalam semua reaktor daya yang ada, keselamatan reaktor dicapai dengan sistem keselamatan aktif. Sebaliknya HTGR dapat selamat secara melekat (*inherent*) sebagai hasil dari desain, material yang digunakan, bahan bakar dan sifat-sifat fisis yang terlibat di dalamnya.

Sistem lain, seperti gedung penungkup (*containment building*), diberikan untuk mengurangi konsekuensi dari kegagalan dan berfungsi sebagai penghalang lebih lanjut untuk pelepasan radioaktif. Dalam HTGR, pemindahan panas peluruhan tidak tergantung pada kondisi pendingin reaktor. Densitas daya teras yang sangat rendah, dikombinasikan dengan pengaturan geometrik teras yang spesifik dan resistansi terhadap temperatur tinggi dari bahan bakar dalam miliaran partikel yang independen, mendasari karakteristik keselamatan yang unggul dari jenis reaktor ini. Helium digunakan sebagai pendingin yang secara kimiawi inert, tidak dapat beraksi dengan material kimia lain dan tidak mudah terbakar. Bahkan jika ada kegagalan sistem aktif yang didesain untuk menshut-down dan memindahkan panas peluruhan dari teras, reaktor sendiri akan shut-down secara inheren karena koefisien reaktivitas negatif yang kuat. Pada akhirnya, reaktor akan didinginkan secara alami oleh transport panas ke lingkungan, yang didasarkan pada fenomena fisik seperti radiasi panas dari permukaan metalik bejana yang tidak terisolasi ke sistem pendinginan pasif (*natural circulation*) yang disituasikan sekeliling reaktor atau ke dinding beton sekelilingnya.

IV. KESIMPULAN

Dari kajian persyaratan keselamatan desain reaktor nuklir berpendingin gas suhu tinggi (HTGR) dapat disimpulkan sebagai berikut:

1. Skenario kecelakaan HTGR apabila dibandingkan dengan kriteria keselamatan LWR cukup memberikan tantangan besar dalam implementasinya.
2. Kriteria penerimaan (*acceptance criteria*) HTGR dapat dipahami dalam kondisi operasi normal, AOO, DBA dan BDBA
3. Terdapat pergeseran paradigma filosofi keselamatan dan sistem HTGR yang cukup berbeda dari PLTN umumnya.

UCAPAN TERIMA KASIH

Penulis menyampaikan terima kasih yang sebesar-besarnya kepada semua pihak yang telah membantu dalam melaksanakan kajian teknis pengawasan teknologi HTGR tahun 2015 yang dibiayai oleh DIPA BAPETEN.

DAFTAR PUSTAKA

1. <http://ekonomi.metrotvnews.com/energi/eN4Qqa2b-contoh-pengembangan-pltn-batan-rosatom-kembangkan-reaktor-daya-eksperimen diakses pada tanggal 13 Juni 2016>.

2. Larry Demick, HTGR key requirements: Design, Functional & Performance, Idaho National Laboratory, September 2010.
3. Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir No. 4 tahun 2013 tentang Proteksi dan Keselamatan Radiasi dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir.
4. M.P. LaBar, A.S. Shenoy, W.A. Simon, E.M. Campbell, Y. Hassan, "Nuclear Energy Materials and Reactors Volume II The GasTurbine Modular Helium Reactor", Encyclopaedia of Life Support Systems (EOLSS).
5. Zhongwang wu, et.al, Safety Function and Component Classification for the HTR-10, Nuclear Engineering and Design 218 (2002) 103–110
6. Zongxin Wu, et.al, The design features of HTR-10, Nuclear Engineering and Design 218 (2002) 25–32.
7. Kazuhiko Kunitomi, et.al, Safety design, Nuclear Engineering and Design, 16 Juli 2005, 45-48.
8. H.Reutler, Plant design and safety concept of the HTR-Module, Nuclear Engineering. Des. 109(1988) 335-340.
9. Fu Li, Presentasi 'Safety consideration in HTR-PM, IAEA TM on Re-evaluation of Maximum Operating Temperatures and Accident Conditions for High Temperature Reactor Fuel and Structure Material', Vienna, 10-12 July 2012.
10. Jim C. Kuijper, Design and Safety Approach of HTGR, IAEA TC on HTGR technology, Serpong Indonesia, 19-23 Oktober 2015.

bakar mulai terjadi pada temperature sebesar 1620 °C.

2. Perpindahan panas sisa setelah shutdown, untuk operasi normal tetap menggunakan *blower* tapi jika terjadi kondisi kecelakaan terdapat fitur keselamatan '*passive cavity cooling system*' yang mampu mendinginkan teras reactor atau bahan bakar.

TANYA JAWAB DISKUSI

Penanya: Fajar Al-Afghani (BATAN)

Pertanyaan:

Dalam aspek bahan bakar HTGR, kriteria apa saja yang harus dipenuhi?

Jawaban:

Kriteria penerimaan bahanbakar HTGR berdasarkan marjin keselamatan temperatur bahan bakar dan persentase keselamatan bahan bakar.

Penanya: Tulisna (Pusdiklat BATAN)

Pertanyaan:

1. Mengapa batasan margin keselamatan bernilai 1620 °C?
2. Bagaimana cara perpindahan panas sisa setelah shutdown?

Jawaban:

1. Nilai tersebut berdasarkan data penelitian dan pengalaman operasi dari HTGR Jerman dan China yang memperoleh data fraksi kegagalan bahan



STUDI KRITIKALITAS REAKTOR HOMOGEN (AQUEOUS HOMOGENEOUS REACTOR) MENGGUNAKAN SCALE

Arif Isnaeni

P2STPIBN - BAPETEN

a.isnaeni@bapeten.go.id

ABSTRAK

STUDI KRITIKALITAS REAKTOR HOMOGEN (AQUEOUS HOMOGENEOUS REACTOR) MENGGUNAKAN SCALE. ^{99m}Tc adalah radioisotop yang sangat bermanfaat dalam prosedur diagnostik medis. ^{99m}Tc dihasilkan dari peluruhan ^{99}Mo . Saat ini sebagian besar ^{99}Mo diproduksi dengan iradiasi ^{235}U dalam reaktor nuklir. ^{99}Mo sebagian besar adalah hasil fisi target iradiasi ^{235}U dengan persentasi hasil fisi sekitar 6,1%. Sebagian kecil ^{99}Mo dihasilkan dari aktivasi neutron ^{98}Mo . Sebenarnya ^{99}Mo juga dihasilkan pada bahan bakar reaktor, tapi kita tidak mengekstraknya. Bahan bakar tersebut akan menjadi bahan bakar bekas sebagai limbah radioaktif dengan aktifitas tinggi. Sistem produksi ^{99}Mo dalam reaktor homogen menawarkan metode yang lebih baik, karena semua ^{99}Mo dapat diekstraksi dari larutan bahan bakar. Larutan reaktor bahan bakar pada awalnya terdiri dari uranil nitrat dilarutkan dalam air. Tidak ada pemisahan target dan bahan bakar di reaktor homogen, tidak ada bahan bakar bekas yang dihasilkan dari reaktor ini. Untuk simulasi reaktor homogen kami telah melakukan studi kritikalitas dari desain AHR menggunakan program SCALE.

Kata kunci : ^{99}Mo , uranil nitrat, reaktor homogen, SCALE

ABSTRACT

CRITICALITY STUDY OF AQUEOUS HOMOGENEOUS REACTOR USING SCALE. ^{99m}Tc is very useful radioisotope in medical diagnostic procedure. ^{99m}Tc is produced from ^{99}Mo decay. Currently, most of ^{99}Mo is produced by irradiating ^{235}U in the nuclear reactor. ^{99}Mo is mostly results of ^{235}U targets fission reaction with a fission yield about 6.1%. Small amount of it created from ^{98}Mo neutron activation. Actually ^{99}Mo also created in the reactor fuel, but usually we do not take it. The fuel will be spent fuel as highly radioactive waste. ^{99}Mo production system in the aqueous homogeneous reactor offers a better method, because all of the ^{99}Mo can be extracted from the fuel solution. Fresh fuel reactor solution consists of uranyl nitrate dissolved in water. There is no separation of target and fuel in aqueous homogeneous reactor, target and fuel become one liquid solution, there is no spent fuel generated from this reactor. For aqueous homogeneous reactor simulation we have conducted a criticality study of the AHR design using SCALE computer code.

Keywords: ^{99}Mo , uranyl nitrate, homogeneous reactor, SCALE

I. PENDAHULUAN

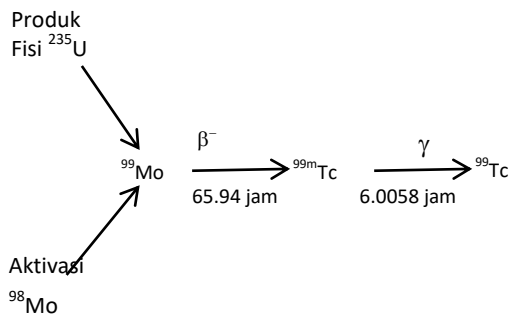
^{99m}Tc adalah radioisotop yang sangat bermanfaat dalam prosedur diagnostik medis, ^{99m}Tc digunakan pada hampir 80% dari seluruh prosedur kedokteran nuklir [1]. ^{99m}Tc dihasilkan dari peluruhan ^{99}Mo , karena umur paronya yang pendek dari ^{99m}Tc (6,0058 jam) kita tidak mengirim ^{99m}Tc ke rumah sakit di seluruh dunia, tapi kita mengirim ^{99}Mo yang memiliki umur paro lebih panjang (65,94 jam). Total produksi dan penggunaan ^{99}Mo di seluruh dunia adalah sekitar 400 TBq / minggu [2]. Permintaan global untuk ^{99m}Tc akan terus meningkat dengan peningkatan rata-rata 3-8% [3].

Pengayaan Uranium turun dari ~ 90% menjadi ~19.8% mengakibatkan perlunya modifikasi pada proses operasi untuk mengkompensasi penurunan ^{99}Mo yang dihasilkan [4]. Penurunan pengayaan Uranium dikarenakan oleh perjanjian non-proliferasi nuklir.

Saat ini sebagian besar ^{99}Mo diproduksi di reaktor riset dan reaktor produksi isotop dengan metode

iradiasi target yang mengandung bahan fisil ^{235}U diperkaya [5]. ^{99}Mo diekstraksi menggunakan proses asam [6], proses ini menghasilkan limbah. ^{99}Mo sebagian besar dihasilkan oleh reaksi fisi target ^{235}U dengan persentase hasil fisi sekitar 6,1%. Sebagian kecil itu dihasilkan dari aktivasi neutron ^{98}Mo , ^{98}Mo dihasilkan dari reaksi fisi target ^{235}U . Sebenarnya ^{99}Mo juga dihasilkan di dalam bahan bakar reaktor, tapi kita tidak mengekstraknya. Bahan bakar tersebut akan menjadi bahan bakar bekas sebagai limbah radioaktif.

II. LANDASAN TEORI / POKOK BAHASAN



Gambar 1. Produksi ^{99}Mo

Sistem produksi ^{99}Mo dalam reaktor homogen merupakan metode bagus, karena semua ^{99}Mo dapat diekstraksi dari larutan bahan bakar reaktor. Salah satu reaktor homogen yang telah dibangun, reaktor tersebut dioperasikan hampir setiap hari sebagai sumber neutron dari tahun 1951 sampai penonaktifan pada tahun 1974, 23 tahun operasi yang aman dan handal [7]. Larutan bahan reaktor terdiri dari uranil nitrat yang dilarutkan dalam air. ^{99}Mo sebagian besar dihasilkan dari reaksi fisi ^{235}U dengan persentase hasil fisi sekitar 6,1%. Sejumlah kecil ^{99}Mo dihasilkan dari aktivasi neutron ^{98}Mo , ^{98}Mo diciptakan dari reaksi fisi ^{235}U . Tidak ada pemisahan target dan bahan bakar di reaktor homogen, target dan bahan bakar menjadi satu kesatuan larutan cair, sehingga tidak ada bahan bakar bekas yang dihasilkan dari reaktor ini, setelah ekstraksi ^{99}Mo dari larutan bahan bakar reaktor, sisa ekstraksi akan dikembalikan ke teras reaktor sebagai larutan bahan bakar.

Beberapa kelebihan dari reaktor homogen untuk produksi isotop medis adalah biaya yang rendah, massa kritis kecil (daya rendah), penanganan bahan bakar sederhana, karakteristik pengolahan dan pemurnian, dan keselamatan pasif yang melekat [8]. Volume void yang diciptakan oleh gelembung di larutan bahan bakar akan memberikan reaktivitas umpan balik negatif yang kuat [9].

Sebelumnya telah dilakukan analisis produksi ^{99}Mo pada reaktor homogen dengan bahan bakar Uranil Nitrat menggunakan program ORIGEN dan MCNP. Reaktor kritis dengan volume bahan bakar 24.7 liter [10]

III. METODEDE / METODOLOGI

Pada penelitian ini digunakan bejana reaktor dalam bentuk silinder, bahan bakar reaktor berupa Uranil Nitrat yang dilarutkan dalam H_2O , simulai perhitungan kritikalitas dilakukan dengan menggunakan program SCALE dengan cara memvariasikan tinggi bahan bakar.

Berikut parameter reaktor dalam penelitian ini:

Tabel 1. Parameter Teras Reaktor

Parameter	Nilai
Daya Reaktor (termal)	200 kW
Bahan Bakar	Uranil Nitrat
Pengayaan	20 %
Diameter Teras (cm)	30
Temperatur Bahan Bakar (K)	300
Tinggi Reaktor (cm)	100
Bejana Reaktor	Stainless steel-304
Tebal Bejana (cm)	0.5
Reflektor (radial)	Beryllium
Ketebalan Reflektor (cm)	30

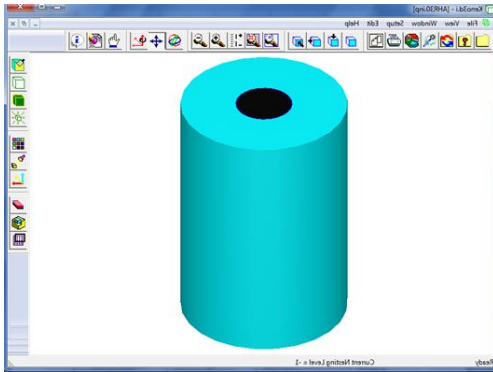
Tabel 2. Stainless steel-304 [11]

Nuklida	atom/barn.cm
Chromium	1.74×10^{-2}
Manganese	1.52×10^{-3}
Iron	5.81×10^{-2}
Nickel	8.51×10^{-3}

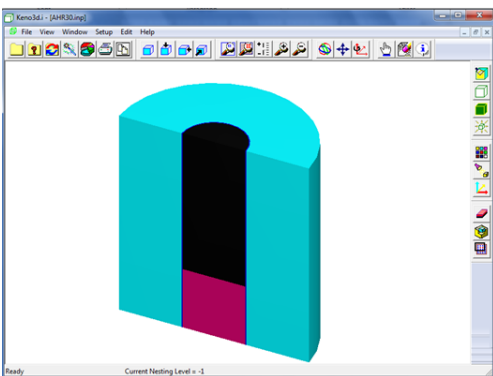
Tabel 3. Kerapatan Atom pada Bahan Bakar Baru.

Isotop	atom/barn.cm
^{235}U	1.26504531144E-04
^{238}U	5.07525204789E-04
^{16}O	3.34878465916E-02
^{14}N	1.26805947187E-03
^1H	5.68312174084E-02

Dalam penelitian ini kami memvariasikan tinggi larutan bahan bakar: 20 cm, 25 cm, 30 cm, 35cm, 40 cm. Input-input tersebut di simulasikan (di-running) menggunakan program SCALE. Model geometri reaktor dapat dilihat pada Gambar 2:



Gambar 2. Tampilan pada Keno 3d



Gambar 3. Tampilan irisan pada Keno 3d

Masukan dari densitas atom untuk larutan Uranil Nitrat dan bejana reaktor ditampilkan pada Gambar 4.

Standard Basic Compositions					
	Basic	Solutions	Compounds	WT % Mix	Cre
Name	MX	ROTH	VF	ADEN	Temp(K)
u-235	1		0	0.0001265045	300
u-238	1		0	0.0005075252	300
o-16	1		0	0.005072238	300
n-14	1		0	0.001268059	300
h2o	1	0.8500618	1		300
chromium	2		0	0.0174	300
manganese	2		0	0.00152	300
iron	2		0	0.0581	300
nickel	2		0	0.00851	300
beryllium	3		1		300

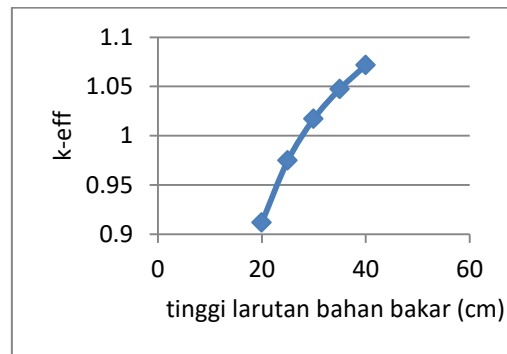
Gambar 4. Input Material

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Simulai perhitungan kritikalitas dilakukan dengan menggunakan program SCALE dengan cara memvariasikan tinggi bahan bakar. Berikut hasil dari *running* menggunakan program SCALE:

Tabel. 4. Tinggi larutan bahan bakar vs k-eff

Tinggi larutan bahan bakar (cm)	k_{eff}	Standar deviasi
20	0.9120	0.0018
25	0.9748	0.0019
30	1.0172	0.0018
35	1.0474	0.0019
40	1.0716	0.0022



Gambar 4. Tinggi larutan bahan bakar vs k-eff

Dari Tabel 4. Dan Gambar 5. dapat dilihat bahwa reaktor mencapai titik kritis ($k_{eff} = 1$) pada ketinggian bahan bakar sekitar 30 cm. Radius dari bahan bakar adalah 15 cm maka volume larutan adalah 21214,285 cm³ atau 21,214 liter. Konsentrasi Uranium dari dalam larutan bahan bakar adalah 250 gram/liter, maka dalam teras terdapat:

$$250 \text{ gram/liter} \times 21,214 \text{ liter} = 5303,5 \text{ gram Uranium}$$

Dari Gambar 3 dapat juga dilihat bahwa kritikalitas reaktor dapat dikendalikan dengan mengatur tinggi larutan bahan bakar.

V. KESIMPULAN

Simulasi reaktor homogen menggunakan program SCALE dengan bahan bakar Uranil Nitrat yang dilarutkan dengan H₂O menunjukkan reaktor kritis pada ketinggian bahan bakar sekitar 30 cm atau dengan volume 21,214 liter. Kritikalitas reaktor dapat dikendalikan dengan mengatur tinggi larutan bahan bakar.

DAFTAR PUSTAKA

1. Amanda J. Youker, et al., *A Solution-Based Approach for 99Mo Production: Considerations for Nitrate versus Sulfate Media, Science and Technology of Nuclear Installations*, Sci.

- Technol. Nucl. Install. 2013:p.1, 2013.
2. B.L. Zhuikov, *Production of Medical Radionuclides in Russia: Status and Future. A Review, Applied Radiation and Isotopes*, Appl. Radiat. Isot. 84:p.48, 2013.
 3. Anonymous, *Non-HEU Production Technologies for Molybdenum-99 and Technetium-99m*, IAEA Nuclear Energy Series No. NF-T-5.4, Vienna, 2013
 4. Abdel-Hadi Ali Sameh, *Production Cycle for Large Scale Fission ⁹⁹Mo Separation by the Processing of Irradiated LEU Uranium Silicide Fuel Element Targets, Science and Technology of Nuclear Installations*, Sci. Technol. Nucl. Install. 2013:p.1, 2013.
 5. TayyabMahmood, MasoodIqbal, *Optimization study and neutronic design calculations of LEU fuelled homogeneous aqueous solution nuclear reactors for the production of short lived fission product isotopes*, Ann. Nucl. Energy 42:p.175, 2012.
 6. Catherine K. W. Cheung, et al., *The Intermediate Level Liquid Molybdenum-99 Waste Treatment Process at the Australian Nuclear Science and Technology Organization*, Procedia Chem. 7:p.548, 2012.
 7. A.G. Buchan, et al., *Simulated transient dynamics and heat transfer characteristics of the water boiler nuclear reactor – SUPO – with cooling coil heat extraction*, Ann. Nucl. Energy. 48:p.68, 2012.
 8. Anonymous, *Homogeneous Aqueous Solution Nuclear Reactors for the Production of ⁹⁹Mo and other Short Lived Radio isotopes*, IAEA – TECDOC – 1601, Vienna (2008).
 9. Yunzhao Li, et al., *FMSR: A code system for in-core fuel management calculation of aqueous homogeneous solution reactor*, Nucl. Eng. Des. 240:p.763, 2009.
 10. Isnaeni Arif, et al, *Analysis of ⁹⁹Mo Production Capacity in Uranyl Nitrate Aqueous Homogeneous Reactor using ORIGEN and MCNP*, Atom Indonesia Vol. 40 No. 1 (2014)
 11. Bhuiyan, S.I, M. et al., *ANISN – A Multigroup Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering and Its Use in Reactor Physics*, Institute of Nuclear Science and Technology Atomic Energy Research Establishment, Dhaka, 1987.



TINJAUAN PENERAPAN PERKA 2/2011 TENTANG KETENTUAN KESELAMATAN OPERASI REAKTOR

Arif Isnaeni¹, Aminuddin Tejo Nugroho²

¹P2STPIBN – BAPETEN

²DPIBN – BAPETEN

a.isnaeni@bapeten.go.id

ABSTRAK

TINJAUAN PENERAPAN PERKA 2/2011 TENTANG KETENTUAN KESELAMATAN OPERASI REAKTOR NONDAYA. Perka 2/2011 adalah Perka yang mengatur tentang ketentuan keselamatan operasi reaktor nondaya. Perka ini sudah diterapkan pada tiga fasilitas reaktor nondaya yang ada di Indonesia yaitu: reaktor Kartini di Yogyakarta, reaktor Triga 2000 di Bandung dan reaktor GA-Siwabessy di Serpong-Tangerang, ketiga reaktor nondaya tersebut sudah berumur puluhan tahun. Metode yang digunakan di dalam kajian ini adalah dengan melakukan identifikasi masalah dalam penerapan Perka 2/2011, identifikasi kesesuaian dengan dengan peraturan yang lain. Selain itu dilakukan diskusi dengan internal BAPETEN yaitu dari Peraturan, Inspeksi dan Perizinan instalasi dan bahan nuklir. Diskusi juga dilakukan dengan Pemegang Izin (PI) dari tiga reaktor nondaya yang ada di Indonesia. Perka 2/2011 telah berumur 5 tahun, Perka ini perlu untuk direview untuk mengetahui kemampuserapannya sesuai dengan perkembangan teknologi saat ini. Penuaan reaktor nondaya yang ada di Indonesia dan perkembangan teknologi reaktor non daya di dunia perlu untuk diakomodasi dalam Perka 2/2011, perlu dilakukan revisi terhadap Perka 2/2011.

Kata kunci : keselamatan, operasi, reaktor nondaya.

ABSTRACT

IMPLEMENTATION REVIEW OF BAPETEN CHAIRMAN REGULATION 2/2011 CONDITIONS OF OPERATIONS RESEARCH REACTOR SAFETY. BAPETEN Chairman regulation 2/2011 governing the safe operation of the research reactor. This regulation has been applied in three research reactors facility in Indonesia, namely: Kartini reactor in Yogyakarta, Triga 2000 reactor in Bandung and the GA-Siwabessy reactor in Serpong - Tangerang, all of research reactors has already decades in ages. The method used in this study is to identify problems in the application of BAPETEN Chairman regulation 2/2011, identification of conformity with other BAPETEN Chairman regulations. In addition to the internal BAPETEN discussions with Inspection, regulation and Licensing of installations and nuclear material. Discussions were also conducted with license holder (PI) of the three research reactors in Indonesia. BAPETEN Chairman regulation 2/2011 has been 5 years old, this BAPETEN Chairman regulation need to be reviewed to determine applicability accordance with current technology developments. Ageing of research reactors that exist in Indonesia and the development of research reactor technology in the world need to be accommodated in BAPETEN Chairman regulation 2/2011, we need to revise BAPETEN Chairman regulation 2/2011.

Keywords: safety, operation, research reactor.

I. PENDAHULUAN

Secara umum reaktor dibagi menjadi dua kelompok, yaitu reaktor daya dan reaktor non daya.

Reaktor daya adalah reaktor nuklir berupa pembangkit tenaga nuklir yang memanfaatkan energi panas untuk pembangkitan daya baik untuk kepentingan komersial maupun nonkomersial.

Reaktor nondaya adalah reaktor nuklir yang memanfaatkan neutron untuk keperluan penelitian atau pembuatan isotop, baik untuk kepentingan komersial maupun nonkomersial.

Perka 2/2011 adalah Perka yang mengatur tentang ketentuan keselamatan operasi reaktor nondaya. Perka ini sudah diterapkan pada tiga fasilitas reaktor nondaya yang ada di Indonesia yaitu: reaktor Kartini di Yogyakarta, reaktor Triga 2000 di Bandung dan reaktor GA-Siwabessy di Serpong-Tangerang. ketiga reaktor nondaya tersebut sudah berumur puluhan tahun.

Penuaan reaktor nondaya yang ada di Indonesia dan perkembangan teknologi reaktor non daya di dunia perlu untuk diakomodasi dalam Perka 2/2011, perlu dilakukan revisi terhadap Perka 2/2011.

II. PERMASALAHAN

Perka 2/2011 sudah berumur lebih dari 5 tahun, perka yang sudah lebih dari 5 tahun perlu untuk direvisi agar dapat meningkatkan kemampuserapannya. Hal-hal yang perlu dipertimbangkan dalam revisi adalah penuaan reaktor nondaya yang ada di Indonesia, perkembangan teknologi reaktor non daya di dunia, kesesuaian dengan peraturan lain, terutama yang baru diterbitkan, peraturan mengenai reaktor yang tidak dioperasikan dalam jangka waktu yang lama, perubahan batasan dan kondisi operasi (BKO).

III. TUJUAN PENULISAN MAKALAH

Tujuan penulisan makalah ini adalah untuk menguraikan identifikasi poin-poin permasalahan, kemampooterapan, kelemahan atau kekurangan dalam pelaksanaan Perka 2/2011 dari fakta empiris dan yuridis yang sebagai bahan untuk kajian revisi Perka 2/2011.

IV. METODE / METODOLOGI

Metode yang digunakan di dalam kajian ini adalah dengan melakukan identifikasi masalah dalam penerapan Perka 2/2011, identifikasi kesesuaian dengan dengan peraturan yang lain. Selain itu dilakukan diskusi dengan internal BAPETEN yaitu dari Peraturan, Inspeksi dan Perizinan instalasi dan bahan nuklir. Diskusi juga dilakukan dengan Pemegang Izin (PI) dari tiga reaktor nondaya yang ada di Indonesia.

V. HASIL DAN PEMBAHASAN

Teknologi reaktor non daya semakin berkembang, belakangan ini muncul ide untuk membuat reaktor khusus untuk produksi isotop yaitu memanfaatkan reaktor homogen.

Dalam pengoperasian reaktor homogen pemegang izin (PI) harus dapat melakukan verifikasi dan manajemen keselamatan reaktor sebagaimana tercantum pada Pasal 4 Perka 2/2011 [1]:

- (1) PI memiliki tanggung jawab utama terhadap keselamatan reaktor nondaya.
- (2) Tanggung jawab PI paling sedikit meliputi:
 - a. menetapkan dan melaksanakan kebijakan keselamatan;
 - b. mengembangkan dan berkomitmen terhadap budaya keselamatan berdasarkan pernyataan kebijakan keselamatan dan tujuan keselamatan;
 - c. menyusun, menetapkan, melaksanakan, dan mengembangkan secara berkesinambungan sistem manajemen;
 - d. menentukan kriteria keselamatan;
 - e. menetapkan, melaksanakan, dan mengembangkan prosedur dan aturan internal untuk memastikan terkendalinya keselamatan dalam segala kondisi operasi;
 - f. menjamin pengoperasian reaktor nondaya sesuai dengan BKO dan prosedur;
 - g. memiliki organisasi dengan pembagian tugas, kewenangan dan tanggung jawab serta jalur komunikasi yang jelas;
 - h. menetapkan dan memastikan petugas memiliki tingkat kompetensi dan keahlian yang sesuai dengan bidang tugasnya;
 - i. melakukan evaluasi, pemantauan dan audit secara berkala terhadap hal-hal yang berkaitan dengan keselamatan;

- j. menyusun dan memutakhirkan laporan analisis keselamatan;
- k. menyediakan instalasi dan sarana pelayanan penunjang yang cukup yang diperlukan selama pengoperasian reaktor;
- l. Apabila terdapat kejadian, segera:
 1. melakukan kajian dan tindak lanjut atau tindakan perbaikan; dan
 2. menyampaikan informasi tentang kejadian, hasil kajian dan tindak lanjut terhadap kejadian kepada BAPETEN;
- m. mengevaluasi pengalaman operasi reaktor untuk menemukan hal-hal yang dapat merugikan keselamatan, sehingga tindakan koreksi dini dapat dilakukan sebelum kejadian yang serius terjadi, dan untuk mencegah terulangnya kejadian serupa.
- n. melaporkan ketidaksesuaian, bila ada, sebagai hasil kegiatan perawatan struktur, sistem dan/atau komponen yang penting untuk keselamatan kepada Kepala BAPETEN;
- o. penyusunan laporan yang berkaitan dengan pengoperasian reaktor; dan
- p. pemeliharaan rekaman operasi.

Pemanfaatan neutron untuk produksi isotop juga semakin berkembang yaitu dengan adanya SAMOP (*Subcritical Assembly for Mo-99 Production*). SAMOP adalah reaktor sub kritis, reaktor ini memerlukan sumber neutron dari luar reaktor agar populasi neutron di dalam reaktor tetap. Tiga buah reaktor yang ada di Indonesia juga bisa digunakan sebagai sumber neutron untuk memasok kebutuhan neutron pada perangkat SAMOP.

Selain itu neutron yang dihasilkan oleh reaktor non daya juga bisa digunakan untuk *Boron Neutron Capture Therapy* (BNCT), BNCT merupakan teknologi baru untuk terapi kanker.

Perangkat SAMOP dan BNCT yang menggunakan sumber neutron dari reaktor non daya masuk dalam kategori utilisasi reaktor. Utilisasi adalah penggunaan instalasi nuklir, penggunaan eksperimen atau penggunaan peralatan eksperimen selama operasi instalasi nuklir [1]. Pada Pasal 45 Perka 2/2011 disebutkan:

- (1) PI bertanggung jawab atas semua aspek keselamatan dalam persiapan dan pelaksanaan modifikasi dan utilisasi.
- (2) Pelaksanaan modifikasi dan utilisasi dapat didelegasikan kepada atau dilaksanakan oleh pihak lain, namun tanggung jawab atas keselamatan tidak dapat didelegasikan.

Selain itu pada Pasal 48 Perka 2/2011 disebutkan bahwa Modifikasi atau utilisasi yang berdampak besar terhadap keselamatan harus dilaksanakan sesuai dengan analisis keselamatan, prosedur desain, prosedur

konstruksi dan prosedur uji fungsi dan kinerja untuk reaktornya sendiri [1].

Berikut hasil identifikasi dari penerapan dan kemampuserapan Perka 2/2011:

1. Konten pada pasal 14 ayat (2) Perka 2/2011 tidak sesuai dengan lingkup pada Peraturan Kepala BAPETEN No 2 tahun 2015 tentang Verifikasi dan Penilaian Keselamatan Reaktor Nondaya.

Butir a,b dan l pada pasal 14 ayat (2) Perka 2/2011 tidak tercantum dalam Perka 2/2015, yaitu [1]:

Butir a: organisasi dan administrasi;

Butir b: prosedur;

Butir l: data dan informasi terkait supervisor reaktor, operator reaktor, supervisor perawatan, dan teknisi perawatan, meliputi pelatihan, pelatihan penyegaran dan mutasi;

2. Pasal 16 ayat (1) Perka 2/2011 masih relevan karena diperlukan surat ijin bekerja (SIB) sedangkan untuk ayat (2) kurang relevan karena tidak diperlukan adanya SIB

Pasal 16 Perka 2/2011 menyebutkan [1]:

- (1). Supervisor reaktor, operator reaktor, supervisor perawatan, teknisi perawatan, kelompok pendukung teknis, dan pelaksana eksperimen harus memperoleh pelatihan proteksi radiasi yang memadai.
- (2). Kelompok pendukung teknis meliputi paling sedikit petugas pelatihan, petugas keselamatan, ahli kimia reaktor, dan petugas kontraktor.

Sebagaimana disebutkan dalam NS-R-4 halaman 75 terdapat pernyataan **“as required”**:

Radiation protection personnel [3]

7.22. *A radiation protection group shall be established to prepare and implement a radiation protection programme and to advise the reactor management and the operating organization on matters relating to radiation protection.*

Additional support personnel[3]

7.23. *The operating organization shall make provision for additional technical personnel such as training officers, safety officers and reactor chemists.*

7.24. *The operating organization shall arrange for the provision of assistance by contractor personnel as required.*

3. Pada Bab IV pada pasal 2 Perka 2/2011 perlu ditambahkan mengenai perawatan rutin. Perawatan rutin harus tetap dilakukan selama reaktor berhenti

beroperasi, sebagai contoh reaktor Triga Bandung, reaktor tidak beroperasi dalam waktu yang lama. Sedangkan pada Bab IV hanya disebutkan tentang uji fungsi, uji fungsi berbeda dengan perawatan.

4. Pada Bab V Perka 2/2011 belum memasukkan perawatan untuk reaktor yang tidak beroperasi dalam jangka waktu yang lama (*extended shutdown*). Perawatan pada Bab V tidak menyebutkan secara spesifik untuk reaktor yang tidak beroperasi dalam waktu yang lama, misalnya pada Pasal 27 Bab V Perka 2/2011 berisi [1]:
 - (1). PI harus menyusun dan melaksanakan program perawatan.
 - (2). Dalam penyusunan program sebagaimana dimaksud pada ayat (1), PI harus menjamin tingkat keselamatan tidak berkurang selama pelaksanaan perawatan.
5. Pada pembahasan mengenai BKO perlu dijelaskan apakah perubahan dari sebagian BKO berarti pemegang izin harus mengajukan izin baru. Sebagaimana disebutkan dalam pasal 18 ayat (1) Perka 2/2011:

PI harus menetapkan BKO yang meliputi batas keselamatan, pengesetan sistem keselamatan, kondisi batas untuk operasi normal, persyaratan surveilan dan persyaratan administratif.

Dari pasal 18 di atas BKO meliputi 5 hal:

- 1) batas keselamatan
- 2) pengesetan sistem keselamatan
- 3) kondisi batas untuk operasi normal
- 4) persyaratan surveilan
- 5) persyaratan administratif.

Perlu untuk dijelaskan apakah apabila terjadi perubahan persyaratan surveilan dan persyaratan administratif pemegang izin perlu mengajukan izin baru, sebagai contoh:

- 1) Apabila kajian keselamatan dalam aspek kajian penuaan PI memperketat frekuensi surveilan.
- 2) PI mengubah struktur organisasi karena re-organisasi.

Perlu diperhatikan bahwa Pasal 51 PP 2/2014 menyebutkan [4]: Dalam hal terjadi perubahan data batasan dan kondisi operasi pada saat pelaksanaan operasi Reaktor Nuklir, Pemegang Izin operasi wajib mengajukan permohonan baru izin operasi.

VI. KESIMPULAN

Perlu dilakukan revisi terhadap peraturan kepala badan pengawas tenaga nuklir nomor 2 tahun 2011 tentang ketentuan keselamatan operasi reaktor nondaya untuk mengakomodasi perkembangan teknologi seperti

reaktor homogen untuk produksi isotop, SAMOP, pemanfaatan reaktor non daya untuk BNCT.

Berikut hasil identifikasi dari penerapan dan kemampuserapan Perka 2/2011:

1. Konten pada pasal 14 ayat (2) Perka 2/2011 tidak sesuai dengan lingkup pada Peraturan Kepala BAPETEN No 2 tahun 2015 tentang Verifikasi dan Penilaian Keselamatan Reaktor Nondaya.
2. Pasal 16 ayat (1) Perka 2/2011 masih relevan karena diperlukan surat ijin bekerja (SIB) sedangkan untuk ayat (2) kurang relevan karena tidak diperlukan adanya SIB.
3. Pada Bab IV pada pasal 2 Perka 2/2011 perlu ditambahkan mengenai perawatan rutin. Perawatan rutin harus tetap dilakukan selama reaktor berhenti beroperasi, sebagai contoh reaktor Triga Bandung, reaktor tidak beroperasi dalam waktu yang lama.
4. Pada Bab V Perka 2/2011 belum memasukkan perawatan untuk reaktor yang tidak beroperasi dalam jangka waktu yang lama (extended shutdown).
5. Pada Perka mengenai BKO perlu dijelaskan apakah perubahan dari sebagian BKO berarti pemegang izin harus mengajukan izin baru. Perlu untuk dijelaskan apakah apabila terjadi perubahan persyaratan surveilan dan persyaratan administratif pemegang izin perlu mengajukan izin baru, sebagai contoh:
 - 1) Apabila kajian keselamatan dalam aspek kajian penuaan PI memperketat frekuensi surveilan.
 - 2) PI mengubah struktur organisasi karena re-organisasi.

DAFTAR PUSTAKA

1. Republik Indonesia (2011) Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 2 tahun 2011 tentang Ketentuan Keselamatan Operasi Reaktor Nondaya
2. Republik Indonesia (2015) Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 2 tahun 2015 tentang Verifikasi Dan Penilaian Keselamatan Reaktor Nondaya
3. International Atomic Energy Agency – IAEA (2005) *IAEA Safety Standards Safety of Research Reactors for protecting people and the environment No. NS-R-4*, Vienna
4. Republik Indonesia, (2014); Peraturan Pemerintah Republik Indonesia Nomor 2 tahun 2014 tentang Perizinan Instalasi Nuklir Dan Pemanfaatan Bahan Nuklir.



KAJIAN SPEKTRA RESPON SPESIFIK 1-D DAN 2-D DALAM MENDUKUNG KESELAMATAN TAPAK PLTN

Nur Siwhan

Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir-BAPETEN
n.siwhan@bapeten.go.id

ABSTRAK

KAJIAN SPEKTRA RESPON SPESIFIK 1-D dan 2-D DALAM MENDUKUNG KESELAMATAN TAPAK PLTN. Salah satu masalah yang paling penting dalam kegempaan geoteknik adalah evaluasi respon tanah. Analisis respon tanah digunakan untuk memprediksi gerakan permukaan tanah yang kemudian digunakan untuk mengembangkan desain spektra respon, untuk mengevaluasi tegangan dinamik dan regangan dalam evaluasi bahaya likuefaksi, dan untuk menentukan gaya akibat gempa yang dapat menyebabkan ketidakstabilan struktur. PerKa BAPETEN No 4 Tahun 2008 tentang Evaluasi Tapak Reaktor Daya untuk Aspek Geoteknik dan Pondasi Reaktor Daya butir 52 menyatakan bahwa perhitungan respon tapak pada kondisi medan bebas seharusnya dilaksanakan, kecuali untuk tapak Tipe 1. Butir 59 menyatakan bahwa untuk tapak Tipe-3, spektra respon spesifik tapak harus ditentukan. Spektra respon spesifik tapak ini harus mewakili respon profil pada level permukaan, tetapi PerKa ini belum membahas kondisi geologi yang bagaimana analisis spektra respon spesifik tapak dapat dilakukan, apakah cukup dengan pemodelan 1-D atau minimal harus dilakukan secara 2-D. Berdasarkan studi ini terlihat bahwa untuk tapak PLTN dengan kondisi topografi yang tidak beraturan dan juga kondisi lapisan bawah permukaan yang tidak lateral harus dilakukan pemodelan dengan 2-D, sedangkan untuk lapisan bawah tanah lateral dapat dilakukan pemodelan secara 1-D.

Kata kunci: spektra respon, kondisi geologi, pemodelan 1-D dan 2-D.

ABSTRACT

ASSESSMENT OF SITE SPECIFIC RESPONSE SPECTRA 1-D AND 2-D TO SUPPORT THE SAFETY OF NPP SITE. One of the most important problems in geotechnical seismic is evaluation of site specific response spectra. Site specific response spectra analysis is used to predict the movement of the ground surface which is used to develop design response spectra, to evaluate the dynamic stress and strain in liquefaction hazard evaluation, and to determine the force caused by earthquake that can cause instability of structural. BAPETEN Chairman Decree No. 4 of 2008 on Site Evaluation of Geotechnical and foundation in item 52 stated that the calculation of site response in conditions free field should be implemented, except for siting Type 1, item 59 stated that for siting Type-3, spectral response specific shall be determined. Site specific response spectra should be representative of the response profile on the surface level, but it has not yet discussed about geological conditions that requires the site specific response spectra analysis, whether enough with 1-D modeling, or at least it should be done in 2-D modeling. Based on these studies, for NPP site with irregular topography and irregular subsurface, the analysis require 2-D modelling, while for subsurface lateral the analysis can be done in 1-D.

Keywords: spectra response, geological conditions, modeling of 1-D and 2-D.

I. PENDAHULUAN

Salah satu masalah yang paling penting dalam kegempaan geoteknik adalah evaluasi respon tanah. Analisis respon tanah digunakan untuk memprediksi gerakan permukaan tanah yang kemudian digunakan untuk mengembangkan desain spektra respon, untuk mengevaluasi tegangan dinamik dan regangan dalam evaluasi bahaya likuefaksi, dan untuk menentukan gaya akibat gempa yang dapat menyebabkan ketidakstabilan struktur. Kondisi tanah berperan penting dalam menentukan karakteristik gerakan permukaan tanah. Pengaruh kondisi lokal tanah pada sifat kerusakan akibat gempa bumi ini telah diteliti selama beberapa tahun. (Kramer, 1996).

Pada lampiran C di PerKa BAPETEN No 4 Tahun 2008 tentang Evaluasi Tapak Reaktor Daya untuk Aspek Geoteknik dan Pondasi Reaktor Daya butir 52 disebutkan bahwa perhitungan respon tapak pada

kondisi medan bebas seharusnya dilaksanakan, kecuali untuk tapak Tipe 1. Hal ini diperlukan untuk penilaian penurunan atau likuifaksi dan analisis interaksi tanah-struktur. Perhitungan ini mungkin juga diperlukan untuk pembuatan spektra respon spesifik tapak. Untuk melakukan perhitungan ini, data yang harus diperoleh adalah :

- a. Input gerakan tanah (input ground motion), sebagai hasil dari evaluasi seismik yang dibahas pada Peraturan Kepala BAPETEN Tentang Evaluasi Tapak Reaktor Daya untuk Aspek Kegempaan.
- b. Model tapak yang cocok, berdasarkan pada data berikut :
 - deskripsi geometri lapisan tanah;
 - kecepatan gelombang S dan P pada setiap lapisan;
 - kepadatan relatif tanah pada setiap lapisan;
 - kurva $G-\gamma$ dan $\eta-\gamma$ yang untuk setiap lapisan menjelaskan reduksi modulus geser (G) dan rasio

redaman internal (η) dari tanah terhadap regangan geser (γ).

c. Untuk deposit tanah dalam dimana kecepatan gelombang bertambah secara perlahan terhadap kedalaman, perubahan parameter yang disebutkan di atas terhadap kedalaman harus dideskripsikan.

Pada lampiran C PerKa BAPETEN No 4 tahun 2008 butir 59 disebutkan bahwa untuk tapak Tipe-3, spektra respon spesifik tapak harus ditentukan. Spektra respon spesifik tapak ini harus mewakili respon profil pada level permukaan.

Perka BAPETEN No. 4 Tahun 2008 ini telah membahas pentingnya melakukan spectra respon spesifik tapak tetapi belum membahas dalam kondisi bagaimana analisis spektra respon spesifik tapak dapat dilakukan, apakah cukup dengan pemodelan 1-D atau minimal harus dilakukan secara 2-D, sehingga berdasarkan studi referensi makalah ini menjelaskan kondisi geologi dan geoteknik yang bagaimana yang dapat dilakukan dengan pemodelan 1-D maupun 2-D, terutama untuk kondisi topografi yang tidak teratur dan kondisi lapisan bawah permukaan yang tidak lateral, sehingga diharapkan evaluasi spektra respon spesifik tapak dapat dilakukan secara memadai.

II. DASAR TEORI

II.1. Karakteristik tanah

Informasi karakteristik tanah dibutuhkan untuk evaluasi parameter geoteknik dalam penyelidikan tanah. Hasil yang diharapkan dari karakteristik tanah untuk desain seismik ini adalah untuk mengembangkan profil bawah permukaan dan informasi sifat tanah yang berguna untuk analisis seismik. Parameter tanah diperlukan untuk analisis seismik termasuk inisial (regangan kecil/small strain) modulus geser dinamik (dinamic shear modulus), persamaan rasio redaman kental (viscous damping ratio), penurunan modulus geser (shear modulus) dan persamaan karakteristik redaman kental (viscous damping characteristics), parameter kuat geser siklik (cyclic shear strength), dan parameter daya tahan likuifaksi. Kunci utama parameter dinamik tanah yang dibutuhkan dalam analisis respon seismik adalah kecepatan gelombang geser, kurva modulus dan damping reduksi, puncak dan residu kekuatan geser, dan parameter yang dibutuhkan untuk mengevaluasi potensi tanah terjadinya likuifaksi.

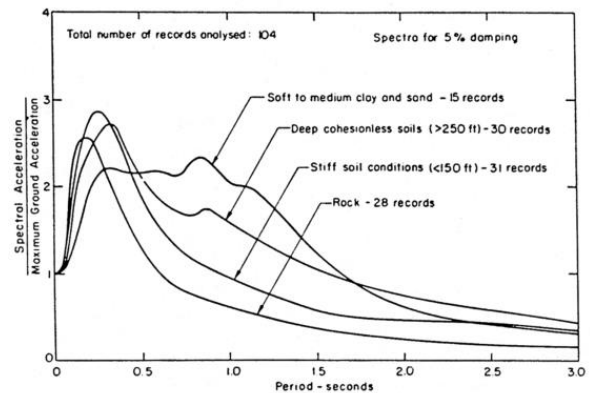
Untuk semua analisis geoteknik, analisis seismik membutuhkan pengetahuan tentang profil bawah permukaan, atau stratigrafi bawah tanah. Informasi stratigrafi dibutuhkan untuk mengetahui informasi muka air tanah, profil stratigrafi tanah dan lapisan batuan dasar. Stratigrafi dapat diperoleh dengan menggunakan teknik penyelidikan klasik pemboran dan sampling (drilling dan sampling), uji di tapak (in situ test) atau uji geofisika. Pada beberapa analisis geoteknik, identifikasi dan kuantifikasi ketebalan relatif, lapisan yang lemah dapat menjadi bagian yang penting dari karakteristik seismik pada lokasi

pengamatan. Bagaimanapun lapisan yang lemah pada analisis seismik mungkin mempunyai pemahaman yang berbeda dengan analisis statis. Misalnya saturasi lapisan pasir dianggap sebagai material pondasi yang cocok jika dikenai beban statis, namun sebaliknya, akan berpotensi terjadi likuifaksi jika dikenai beban gempa dan juga bisa menjadi lapisan yang lemah di dalam analisis seismik.

Karakteristik/sifat tanah sangat penting untuk analisis dinamis seperti kekakuan/stiffness, material damping dan unit weight. Semua sifat tanah ini dimasukkan secara langsung ke dalam perhitungan respon dinamis. Satu metode perhitungan langsung perilaku dinamis tanah di suatu tempat adalah mengukur kecepatan gelombang geser pada tanah.

Jenis tanah pada kedalaman sampai 30 m bisa sangat bervariasi. Dalam tapak PLTN (1 km²) sangat dimungkinkan mempunyai kondisi bawah permukaan dengan penyebaran arah lateral dan vertikal yang bisa sangat bervariasi. Variasi tersebut dapat disebabkan karena pengaruh proses geologi yang terjadi di wilayah tersebut. Variasi tersebut akan menimbulkan karakteristik/sifat tanah yang bervariasi pula. Karakteristik tanah tersebut sangat berguna untuk analisis dinamis tanah, sehingga dapat diketahui kekakuan tanah, material redaman dan kuat geser tanah.

Jenis tanah yang bervariasi tersebut akan menyebabkan respon spectra yang berbeda seperti ditunjukkan pada gambar 1 berikut.



Gambar 1. Rata-rata percepatan spektra pada berbagai kondisi tanah (after Seed et al.)

Dari gambar tersebut terlihat bahwa untuk tanah yang relatif keras dan kaku maka puncak percepatan spektral terjadi pada periode pendek, sedangkan untuk tanah yang relatif lunak maka puncak percepatan spektral akan terjadi pada periode panjang. Respon spektra ini sangat penting dalam desain respon spektra bangunan.

Selain karakteristik tanah tersebut, spektra respon juga dipengaruhi oleh kondisi topografi yang tidak beraturan, kondisi lapisan batuan dasar yang tidak selaras. Kedua topik ini yang akan dibahas dalam makalah ini.

II.2. Spektra respon

Spektra respon adalah kurva yang diplot antara respon maksimal sistem SDOF (single degree of Freedom) karena gerakan gempa bumi dan periode waktu (atau frekuensi). Biasanya respon sistem SDOF ditentukan dengan analisis time domain atau frequency domain.

Perilaku spektra respon pada beban gempa bumi dapat dilakukan dengan beberapa pendekatan. Salah satu pendekatan yang sering digunakan adalah pendekatan 1-D. Salah satu metode dari pendekatan ini adalah metode analisis linear ekuivalen yang dikembangkan oleh H.B. Seed dkk. Beberapa asumsi dasar yang digunakan dalam metode ini adalah sebagai berikut :

- Pada arah vertikal, tanah dibagi menjadi beberapa lapisan serta tanah dibatasi oleh sebuah batuan dasar pada bagian bawah dan dibatasi oleh permukaan tanah pada bagian atas. Setiap lapisan tanah didefinisikan mempunyai nilai modulus geser, damping ratio kritis, densitas dan ketebalan yang berhubungan dengan frekuensi.
- Pada arah horizontal, tanah merupakan system yang memanjang tidak terbatas.
- Respon pada sistem ini diakibatkan oleh penjaralan gelombang geser dari batuan dasar menuju ke permukaan tanah.
- Gelombang geser diberikan sebagai nilai akselerasi yang interval waktunya sama. Pengulangan siklik dari riwayat waktu akselerasi dimasukkan di dalam penyelesaian matematis.
- Ketergantungan regangan modulus dan redaman dihitung dari prosedur ekuivalen linear berdasarkan rata-rata, tingkat strain efektif dihitung untuk masing-masing lapisan.

Pendekatan lain yang juga dapat digunakan adalah pendekatan 2-D. seperti sudah dijelaskan diatas, pendekatan 1-D dapat digunakan untuk tapak dengan kondisi lapisan yang horizontal. Kondisi tersebut biasanya jarang dijumpai dilapangan dan kondisi tersebut dapat dianalisis dengan pendekatan 1-D. Untuk berbagai kondisi dilapangan, asumsi yang digunakan dalam pendekatan 1-D tidak dapat diterima. Permukaan tanah yang tidak beraturan, kemiringan permukaan tanah, kehadiran struktur berat atau kaku, struktur tertanam dan terowongan membutuhkan pendekatan 2-D atau bahkan 3-D.

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

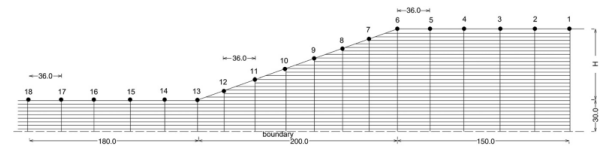
III.1. Amplifikasi spektra respon karena ketidakraturan topografi

Telah banyak diketahui bahwa selama gempa bumi, tipe tanah secara signifikan akan mempengaruhi sifat dari guncangan gempa.

Amplifikasi seismik karena ketidakraturan topografi melibatkan kajian bahaya seismik terutama terkait dengan lokasi tapak di bukit, dam, lereng alam

dan buatan. Kondisi tapak dengan ketidakraturan topografi ini kemungkinan ditemui di lokasi tapak PLTN, sehingga kondisi seperti ini harus dievaluasi.

Untuk mengetahui efek dari ketidakraturan topografi tersebut maka perlu dilakukan suatu pemodelan topografi, dimana topografi tersebut dibagi menjadi lereng dengan beberapa nodal, dimana masing-masing nodal ini diukur seismik amplifikasinya. Jarak antar titik nodal 36 m, dengan model batas adalah 30 m dibawah permukaan (gambar 2)



Gambar 2. Konfigurasi model dan lokasi titik nodal.

Model tersebut dibagi menjadi 3 bagian berdasarkan hasil pola seismik amplifikasi yaitu zona CZ yang meliputi titik 3-7, zona SZ yang meliputi zona 8-11 dan zona VZ yang meliputi 12-18.

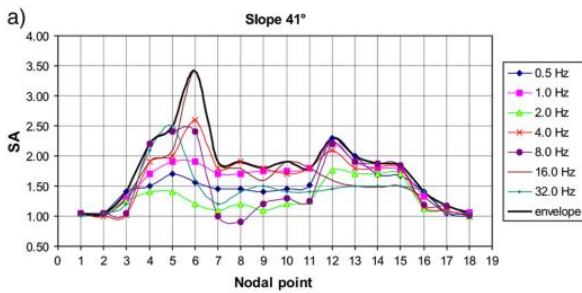
Penelitian ini dimodelkan dengan metode elemen hingga. Dengan metoda yang digunakan adalah ekuivalen linear. Elemen yang digunakan adalah quadrilateral dan triangular (dari 900 – 2400) yang dipertimbangkan dalam mesh elemen hingga. Untuk menghitung respon seismik tapak maka digunakan algoritma 2D yang memecahkan persamaan berikut :

$$[M] (\partial^2 u / \partial t^2) + [D] (\partial u / \partial t) + [K] (u) = I(t)$$

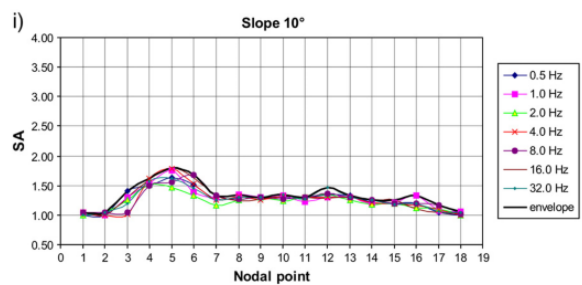
Dimana [M] adalah matrik masa, [D] matrik damping, [K] matrik kekakuan, u adalah vektor nodal perpindahan dan I(t) adalah vektor beban gempa (input motion). Untuk input motion menggunakan akselerogram sintetis. Penelitian ini hanya akan melihat pengaruh dari topografi, ehingga kecepatan gelombang geser di set ke 1000 m/s untuk semua bagian (Vs tanah = Vs bedrock) sehingga akan menghilangkan efek kontras Vs antara tanah dan bedrock. Batas bagian bawah dibuat dengan kedalaman 30 m dan berupa batas horizontal.

Berdasarkan penelitian ini terlihat bahwa dengan ketidakhadiran sedimen, ground motion teramplifikasi lebih besar pada permulaan lereng dibandingkan dengan di dasar. Pada permukaan lereng, terdapat amplifikasi yang signifikan tetapi nilainya lebih kecil dibandingkan zona lainnya. Motion pada lereng atas selalu teramplifikasi, karena gelombang terpusat pada permukaan cembung, amplifikasi seismik maksimal adalah pada sudut 410 (gambar 3). Pada sudut lereng 100 terlihat bahwa amplifikasi akan menghasilkan nilai yang jauh lebih kecil dibandingkan dengan sudut 410 (gambar 4). Fenomena ini tidak akan dapat dianalisis menggunakan analisis spektra respon 1D, karena analisis 1D lebih banyak menggunakan asumsi bahwa

lapisan dianggap lateral, sehingga tidak akan dapat menggambarkan kemiringan lereng.



Gambar 3. Amplifikasi pada kemiringan 410



Gambar 4. Amplifikasi pada kemiringan 100

III.2. Spektra respon dengan berbagai tipe tanah lempung dan kemiringan batuan dasar

Telah diteliti bahwa pola kerusakan parah pada kondisi gempa bumi sangat tergantung pada beberapa kondisi topografi dan juga kondisi tanah lokasi, dimana pada kondisi tanah yang relatif lunak (sedimen) akan mempunyai pengaruh kerusakan yang lebih besar dibandingkan dengan batuan yang keras (bedrock). Efek ini diketahui ahli geoteknik sebagai efek tanah (site effect). Selain kondisi tanah dan topografi tersebut, guncangan gempa bumi juga dipengaruhi oleh berbagai faktor seperti mekanisme sumber, jalur propagasi gelombang, kondisi lokal tapak dan sebagainya. Dari beberapa faktor tersebut kondisi geologi lokal mempunyai pengaruh yang sangat signifikan dalam mempengaruhi amplifikasi gempa bumi dan konsentrasi selama gempa bumi.

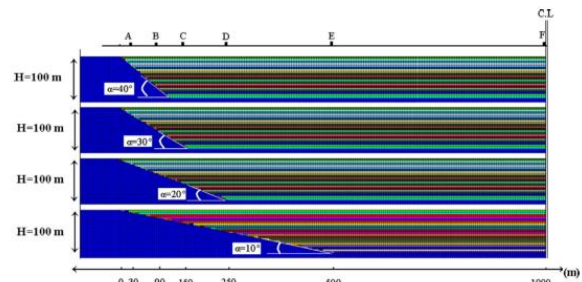
Pada beberapa kasus, amplifikasi lokal dapat dimodelkan secara 1-D, tetapi untuk beberapa kasus, pemodelan 1-D ini kemungkinan akan menghasilkan pemodelan yang salah.

Seperti diketahui bahwa tapak adalah spesifik untuk masing-masing lokasi, kondisi bawah permukaan masing-masing tapak juga berbeda beda, seperti juga contohnya untuk kontak antara bedrock dengan batuan sedimen di atasnya. Untuk menggambarkan kondisi ini maka dibuat model inklinasi sudut batuan beku dengan sedimen, yaitu dari bersudut 10, 20, 30 dan 400 seperti terlihat di gambar 5.

Gambar 5 menunjukkan bahwa cekungan ini dimodelkan seluruhnya yaitu selebar 2 km, tetapi yang disajikan di gambar 5 hanya separuhnya yaitu sisi sebelah kiri. Gerakan permukaan dicatat sepanjang

permukaan lembah/cekungan. Pusat cekungan terletak jauh dari tepi cekungan, sehingga pada lokasi pusat cekungan dapat menunjukkan perilaku 1D.

Data tanah dimodelkan dalam 3 (tiga) tipe tanah, yaitu lempung lunak, medium dan kaku (table 1). Semua tipe lempung tersebut diasumsikan terkonsolidasi normal, yaitu tanah yang sesuai dengan kondisi aslinya yang belum pernah mengalami tegangan/beban selain dari tanah itu sendiri.



Gambar 5. Sudut model lapisan bawah tanah antara bedrock dengan sedimen di atasnya

Table 1. Data tanah

Soil classification	c_u (kPa)	ϕ (°)	V_s (m/s)	G (kPa)	K (kPa)	γ (kN/m ³)	PI (%)
Clay	SHF (B)	150 - 165	10	450 - 650	4e5 - 9e5	10.6e3 - 23.7e3	20 - 21.5
	Medium (C)	75 - 90	10	200 - 400	0.7e6 - 3.3e6	2e3 - 8.8e3	19 - 21
	Soft (D)	35 - 45	10	75 - 175	10.9e3 - 61.2e3	26.4e3 - 159.7e3	18 - 20
Bedrock	(A)	"	1000	23e5 -	3e6e5 -	22	"

Kombinasi dua advanced dynamic boundary formulation digunakan pada batas model. Untuk memodelkan situasi interaksi antara bedrock dan tanah yang sebenarnya pada dasar model, digunakan logic base flexible yang menggunakan batas quit, sedangkan batas vertikal adalah batas bebas (free field) sehingga bagian kanan dan kiri dapat mengalami defleksi mengikuti ground motion.

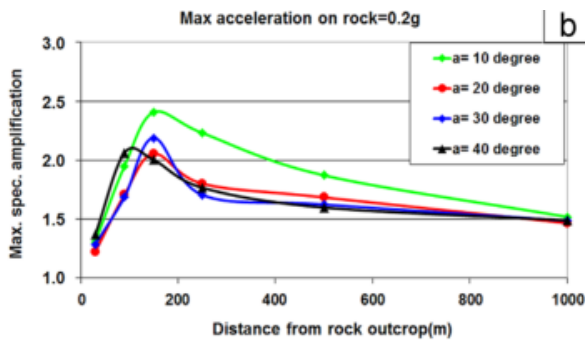
Titik pengamatan spektra respon di permukaan dilakukan di 6 titik (titik A- F) yaitu di titik yang mewakili bagian tepi dan tengah cekungan. Metode analisis finite difference dengan computer code FLAC3D (Fast Lagrangian Analysis of Continua). Metode solusi ini dikarakterisasi dengan 3 (tiga) pendekatan sebagai berikut:

- a. Pendekatan finite difference
- b. Pendekatan model diskret
- c. Pendekatan solusi dinamik

Hasil dari dinamik analisis tipe tanah yang dikombinasikan dengan kemiringan bedrock ditampilkan sebagai berikut :

III.2.1. Lempung kaku

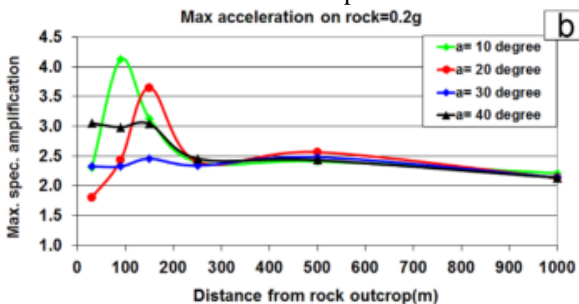
Variasi amplifikasi spektral pada permukaan cekungan ditampilkan pada gambar 6. Terlihat bahwa terdapat variasi spektra respon di permukaan untuk masing-masing titik. Amplifikasi yang relatif besar terjadi di titik B dan C di semua kemiringan bedrock, sedangkan untuk titik E dan F dengan kondisi bawah permukaan yang relatif datar dan relatif jauh dari kemiringan bedrock maka akan memberikan nilai yang relatif sama untuk semua model kemiringan bedrock.



Gambar 6. Variasi amplifikasi spektral untuk lempung kaku

III.2.2. Lempung medium

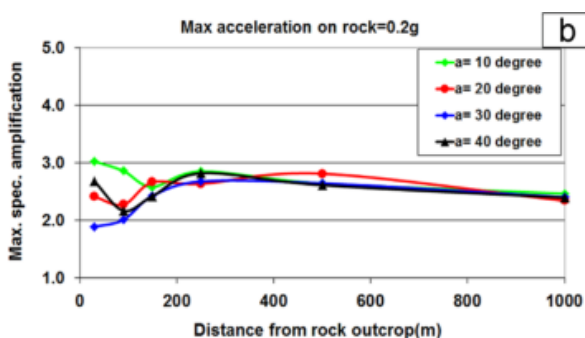
Untuk lempung medium, variasi amplifikasi spektral permukaan ditampilkan di gambar 7. Terlihat bahwa pola amplifikasi relatif sama dengan tanah dengan lempung kaku, dimana amplifikasi terbesar terjadi di titik B, sedangkan untuk titik dengan lapisan tanah relatif datar maka nilai amplifikasi relatif sama.



Gambar 7. Variasi amplifikasi spektral untuk lempung medium

III.2.3. Lempung lunak

Untuk lempung medium, variasi amplifikasi spektral permukaan ditampilkan di gambar 8. Terlihat bahwa untuk tanah lempung lunak, amplifikasi yang terjadi tidak terlalu besar untuk titik B dan C, amplifikasi terbesar terjadi di bagian tengah cekungan dengan ketebalan lapisan yang tebal.



Gambar 8. Variasi amplifikasi spektral untuk lempung lunak

Berdasarkan studi kasus tersebut terlihat bahwa untuk kondisi dimana lapisan bawah permukaan tidak lateral maka akan menghasilkan spektral amplifikasi

yang berbeda- beda, kondisi ini tentu saja tidak akan dapat diamati dan dianalisis menggunakan pemodelan 1-D. Untuk titik pengamatan E dan F dari ketiga kasus tersebut terlihat bahwa nilainya relatif sama, sehingga untuk kondisi ini dapat dilakukan dengan analisis pemodelan 1-D.

Kondisi lapisan bawah permukaan yang tidak lateral dan juga topografi permukaan yang tidak teratur ini kemungkinan besar dapat ditemui di lokasi calon tapak PLTN di Indonesia. Kondisi ini yang perlu diperhatikan dalam analisis spektra respon untuk tapak PLTN, tentu saja dengan menggunakan data yang sesuai dengan kondisi di Indonesia seperti jenis tanah, input ground motion dll.

IV. KESIMPULAN

Indonesia merupakan negara kepulauan dengan kondisi geologi permukaan dan bawah permukaan yang bervariasi. Kondisi tersebut membutuhkan analisis spektra respon yang memadai, dimana analisis spektra respon ini merupakan salah satu permasalahan penting dalam keselamatan tapak PLTN. Perka BAPETEN No. 4 Tahun 2008 tentang Evaluasi Tapak Reaktor Daya untuk Aspek Geoteknik dan Pondasi Reaktor Daya tidak mengatur mengenai kapan analisis 1-D atau 2-D harus dilakukan dalam kegunaan geoteknik. Berdasarkan studi ini terlihat bahwa untuk kondisi-kondisi yang spesifik seperti lapisan bawah permukaan yang tidak lateral dan juga kondisi topografi yang tidak beraturan maka analisis spektra respon setidaknya harus dilakukan secara 2-D, sedangkan untuk kondisi tapak dengan lapisan bawah permukaan yang relatif lateral maka analisis spektra respon dapat dilakukan secara 1-D.

DAFTAR PUSTAKA

1. BAPETEN (2008) Perka Kepala BAPETEN No. 4 Tahun 2008 tentang Evaluasi Tapak Reaktor Daya untuk Aspek Geoteknik dan Pondasi Reaktor Daya. Jakarta : Badan Pengawas Tenaga Nuklir.
2. I Nyoman Sukanta, Widjojo A. Prakoso (2010) Analisis Pengaruh Variabilitas Tanah pada Variabilitas Spektrum Respon Gempabumi, Jurnal Meteorologi dan Geofisika Volume II Nomor 2 Tahun 2010 : 149-157.
3. Kramer, S.L. (1996) Geotechnical Earthquake Engineering, University of Washington, USA.
4. Di Fiore, Vincenzo. 2010. Seismic site amplification induced by topographic irregularity : results of a numerical analysis on 2-D synthetic models. Engineering Geology 114 (2010) 109-115.
5. Khanbabazadeh, H., Iyisan, R (2014). A numerical study on the 2D behavior of clayey basins. Soil Dynamics and Earthquake Engineering 66 (2014) 31-41

TANYA JAWAB DISKUSI

Penanya: Febrianto Fibriatmodjo

Pertanyaan:

1. Apakah untuk penyelidikan kondisi bawah permukaan PLTN di peraturan perlu mensyaratkan penggunaan 3-D?
2. Apabila kondisi bawah permukaan hasil dari penyelidikan tidak memenuhi kriteria keberterimaan tapak, apakah ada solusi rekayasa teknik?

Jawaban:

1. Tergantung kondisi profil bawah permukaan tapak PLTN, untuk kondisi yang relative horizontal, cukup dimodelkan dengan 1-D tetapi untuk kondisi bawah permukaan yang kompleks/tidak lateral minimal harus dilakukan secara 2-D atau bahkan 3-D.
2. Untuk kriteria keberterimaan tapak dapat diterima jika desain dari respon spectra tersebut dapat mengatasi kondisi lokasi tersebut.

2. **Nama Penanya:** Mukhlisin

Pertanyaan:

1. Apa perbedaan nilai informasi antara 1-D dan 2-D?
2. Apakah sudah ada code 3-D?
3. Apakah efek sudut dan jenis batuan pada grafik yang dihasilkan?

Jawaban:

1. Pemodelan 1-D tidak akan dapat memodelkan suatu wilayah tertentu dengan kondisi bawah permukaan yang kompleks, sehingga gambaran nilai respon spectra tidak akan mewakili nilai di tempat tersebut, sedangkan pemodelan 2-D dapat mengatasi masalah tersebut.
2. Sudah terdapat beberapa software 3-D diantaranya adalah flac-3D
3. Terlihat bahwa untuk jenis batuan yang berbeda akan menghasilkan amplifikasi yang berbeda, karena nilai respon spectra akan bergantung pada kondisi properti batuan tersebut. Untuk sudut batuan/lereng yang berbeda maka akan menghasilkan nilai yang berbeda seperti terlihat pada hasil kajian bahwa untuk sudut yang lebih curam maka

akan menghasilkan respon spectra yang lebih besar.



PEMANFAATAN CODE MVP UNTUK MEMODELKAN HIGH TEMPERATURE REACTOR (HTR-10)

Bara Wahyu Ramadhan¹, Riyatun¹, Azizul Khakim²

¹Prodi Fisika, FMIPA, Universitas Sebelas Maret, Surakarta

²Bidang PRND, PPSTPIBN, Badan Pengawas Tenaga Nuklir, Jakarta

riyatun@staff.uns.ac.id

ABSTRAK

PEMANFAATAN CODE MVP UNTUK MEMODELKAN HIGH TEMPERATURE REACTOR (HTR-10). Telah dilakukan simulasi dari HTR-10 menggunakan code MVP dengan library JENDL - 3,3. HTR-10 merupakan reaktor berbahan bakar *pebble bed*, bermoderator grafit dan berpendingin gas helium rata - rata bersuhu 700° C, dengan daya 10 MW. Bahan bakar nuklir HTR-10 berbentuk bola UO₂ dengan pengkayaan U-235 antara 7-17 %. Diameter bahan bakar *pebble* yang digunakan adalah sebesar 0,05 cm. Jumlah *pebble* yang digunakan adalah 27.000 yang menempati teras reaktor. Sejumlah *pebble* disusun secara *statistical geometry*. Disamping pemodelan HTR-10 dalam susunan bahan bakar *pebble*, disajikan juga HTR - 10 dalam bentuk bahan bakar homogen. Pada makalah ini akan disebut HTR-10 bahan bakar homogen, dan HTR-10 dengan bahan bakar *pebble*. Perhitungan jumlah atom penyusun teras reaktor pada kedua reaktor adalah sama. Pada HTR - 10 dengan bahan bakar *pebble* menggunakan *double heterogeneity*. Istilah *double heterogeneity* digunakan untuk mensimulasikan lapisan TRISO yang terdistribusi secara acak pada bahan bakar *pebble*, kemudian bahan bakar *pebble* juga terdistribusi secara acak pada teras reaktor. Hasil simulasi divalidasi dengan peneliti yang mensimulasikan HTR-10 dengan susunan bahan bakar sistem *lattice* dengan code MCNP4C. Perbedaan yang relatif kecil antara model bahan bakar heterogen dan bahan bakar homogen, memberikan keyakinan bahwa model *statistical geometry* cukup akurat dalam memprediksi harga k_{eff} .

Kata kunci: HTR-10, code MVP, *pebble bed*

ABSTRACT

USE OF CODE MVP TO MODELING HIGH TEMPERATURE REACTOR (HTR - 10). Simulations on the HTR - 10 has been performed using MVP code with JENDL - 3.3 HTR - 10 is fueled with *pebble bed* reactor. Graphite moderated and helium gas -cooled with average temperature of 700° C, producing power of 10 MW. Nuclear fuel of HTR- 10 is spherical UO₂ enriched U - 235 between 7-17 %. Diameter *pebble* fuel used was 0.05 cm. The number of *pebbles* used is 27,000 which occupy the reactor core. Some *pebbles* compiled *statistical geometry*. Besides modeling of HTR - 10 in the composition of the fuel *pebble*, also HTR fuel in the form of homogeneous fuel is simulated. This will be called HTR - 10 homogeneous fuels, and HTR - 10 fuel *pebble*. The calculation of the number of atoms making up the core on the second reactor is the same. In HTR - 10 fueled with *pebble* used *double heterogeneity*. *Double heterogeneity* is used to simulations TRISO coating with random distribution in the fuel *pebble*, then fuel *pebble* random distribution in the reactor core. The simulation results are validated by researchers simulate the HTR - 10 with an array of fuel *lattice* systems with code MCNP4C. Small different of heterogen fuel model and homogeneous fuel, make sure *statistical geometry* model accurate in k_{eff} prediction.

Keywords: HTR-10, MVP code, *pebble bed*

I. PENDAHULUAN

Energi di Indonesia sebagian besar masih bergantung pada penggunaan bahan bakar fosil, batu bara dan minyak bumi. Penggunaan bahan bakar tersebut mempunyai tiga kendala yaitu makin menipisnya cadangan minyak bumi, harga bahan bakar minyak, dan pencemaran lingkungan berupa efek rumah kaca sebagai akibat pembakaran bahan bakar tersebut. Diperkirakan cadangan minyak di Indonesia hanya cukup untuk memenuhi kebutuhan dalam negeri sekitar 11 tahun ke depan [1].

Dari kendala tersebut maka harus dikembangkan energi alternatif, salah satunya dari energi nuklir. Aplikasi teknologi nuklir, khususnya zat radioaktif telah dipergunakan secara luas dalam berbagai bidang

industri, kesehatan, pertanian, peternakan, sterilisasi produk farmasi dan alat kedokteran, pengawetan bahan makanan, hidrologi dan pertambangan. Sebagai penyedia energi, maka nuklir dikembangkan untuk Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN), dimana kajian ekonomi dari energi nuklir relatif lebih murah, aman dan tidak mencemari lingkungan [2].

Salah satu jenis reaktor yang dikembangkan untuk keperluan PLTN adalah reaktor jenis *High Temperature Reactor* (HTR). HTR-10 yang dikembangkan di Beijing, China adalah reaktor temperatur tinggi berbahan bakar *pebble bed*, yaitu bahan bakar disusun menjadi partikel-partikel bola kecil dengan pelapis moderator dan reflector, dengan material grafit dan meminimalkan pemakaian

logam/metal. Reaktor ini tidak memerlukan sistem pendinginan teras secara aktif, panas sisa (*residual*) dapat didisipasikan dengan mekanisme pemindahan panas pasif ke atmosfer sekitarnya.

HTR-10 merupakan reaktor berbahan bakar *pebble bed*, bermoderator grafit dan berpendingin gas helium dengan rata – rata temperatur helium 700°C, dengan daya 10 MW. Bahan bakar nuklir HTR-10 berbentuk bola UO₂ dengan pengkayaan U-235 sebesar 17 %. Dalam teras aktif terdapat bola bahan bakar dan bola moderator dengan perbandingan jumlah 57/43 [3].

Kajian ini berusaha memberikan gambaran jika Indonesia mengembangkan Reaktor Daya Eksperimen (RDE) yang dirancang menggunakan jenis reaktor HTR-10 dengan daya operasi 10 MW. RDE adalah reaktor yang dikategorikan sebagai Reaktor Daya Non Komersial (RDNK). RDE ini merupakan reaktor daya serba guna mengingat kegunaannya disamping sebagai reaktor untuk pembangkit listrik, juga akan menjadi reaktor eksperimen [4].

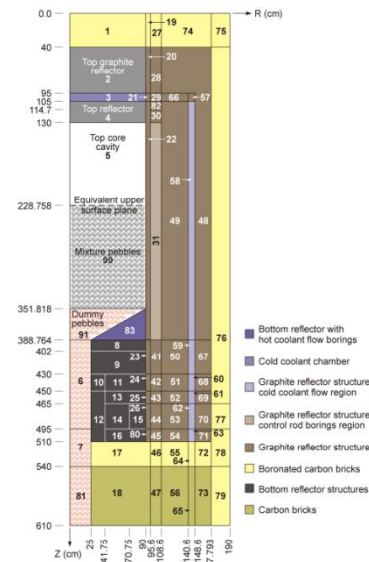
Kajian netronik berdasarkan simulasi komputer sangat diperlukan pada kajian pengembangan reaktor. Oleh karena itu tersedia cukup banyak code netronik misalnya MVP, MCNP, SCALE, dan lain sebagainya. MVP Code merupakan code netronik berbasis metode Monte Carlo, yang dapat digunakan untuk menganalisis pergerakan partikel neutron, foton, dan lain – lainnya. MVP Code dikembangkan oleh *Japan Atomic Energy Research Institute* yang mengembangkan metode Monte Carlo yang digunakan untuk energi yang kontinu (MVP) dan Monte Carlo yang digunakan untuk energi diskrit pada multigrup (GMVP) [5].

Dalam analisis reaktor, salah satu besaran penting untuk menggambarkan kritikalitas reaktor adalah nilai *k_{eff}*. Perhitungan terhadap *first criticality* dari HTR-10 dilakukan oleh Seker & Colak. Perhitungan tersebut menggunakan metode Monte Carlo, kritikalitas dan reaktivitas pada batang kendali dihitung menggunakan MCNP4B [6]. Nagaya (2004) memodelkan HTR – 10 dengan MVP Code dan menganalisa *first criticality* menggunakan library JENDL-3.3 , ENDF/B-6.8 dan JEFF-3.0 [7]. Tipe HTR juga telah disimulasikan oleh Pratomo yang melakukan kajian tentang pengaruh pengayaan terhadap faktor multiplikasi efektif (*k_{eff}*) pada HTR PROTEUS menggunakan MCNP5 [8]. Oktajianto pada tahun 2014 melakukan pemodelan HTR-10 dengan variasi pengayaan dan jari – jari bahan bakar menggunakan MCNP4C [9]. Dari sejumlah penelitian simulasi HTR-10, masih banyak diperlukan informasi yang lebih dalam di berbagai sudut pandang kajian.

II. METODE

Desain HTR-10 harus dituangkan pada list program input dengan rancangan-rancangan geometri dan isi materi. Teras HTR-10 diprediksi memuat 27.000 elemen bahan bakar pebble dalam tabung berdiameter

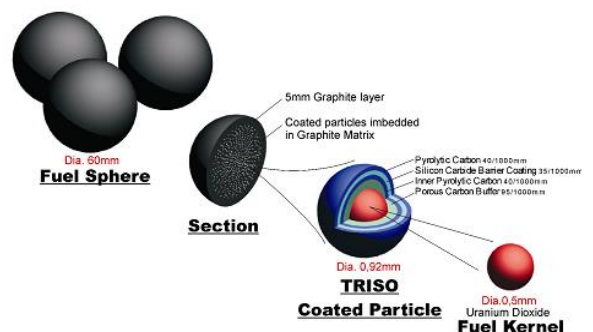
180 cm dan ketinggian 197 cm. Elemen bakar akan dimasukkan dalam reaktor dengan pola “*multi-pass*”. Bahan bakar berbentuk bola (*pebble*) dengan diameter 6 cm didalamnya terdapat partikel berlapis TRISO mengisi teras. Grafit digunakan sebagai material utama struktur teras yang terdiri atas reflektor atas, bawah dan sisi. Struktur teras keramik ini dikungkung oleh bejana tekan dari baja [10]. Susunan desain ini diperlihatkan pada Gambar 1.



Gambar 1. Tampang Lintang HTR – 10 [11]

Gambar 1. menunjukkanampang lintang HTR-10 dengan tinggi reaktor Z (cm) dan jari – jari reaktor R (cm). Reaktor HTR-10 terdiri dari B4C, *Carbon Bricks*, reflektor atas, reflektor bawah, reflektor samping, pendingin, bahan bakar utama dan bahan bakar tiruan (*dummy pebble*).

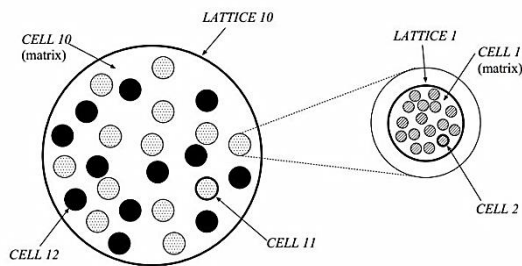
Reaktor HTR – 10 yang dimodelkan mempunyai tinggi teras sebesar 381,2 cm dihitung dari dasar reaktor yang berisi bahan bakar tiruan (*dummy pebble*) dan bahan bakar utama. Pada model ini menggunakan jumlah pebble sebesar 27.000 sesuai dengan HTR – 10 pada umumnya. Setiap satu bahan bakar *pebble* berisi 250.000 lapisan TRISO. Jumlah tersebut didapat dari besarnya *packing fraction* yaitu 0,8 pada lapisan TRISO didalam bahan bakar *pebble*.



Gambar 2. Bahan bakar berbentuk *Pebble* [12]

Gambar 2 adalah gambaran bahan bakar HTR-10 yang berbentuk *pebble*. Bahan bakar tersebut mempunyai diameter 6 cm yang didalamnya terdapat lapisan partikel berlapis (TRISO). Lapisan ini mempunyai diameter 0,092 cm yang terdiri dari empat lapisan penyusun yaitu lapisan penyangga karbon berpori (*porous carbon buffer*), lapisan piro karbon bagian dalam (*inner pyrolytic carbon, IPyC*), lapisan silikon karbida (SIC) dan lapisan piro karbon bagian luar (*outer pyrolytic carbon, OPyC*) yang terdispersi dalam matrik grafit. Pada lapisan paling dalam terdapat bahan bakar UO_2 dengan diameter 0,05 cm.

Pada model bahan bakar heterogen menggunakan *double heterogeneity*. *Double heterogeneity* yang dimaksud adalah lapisan partikel TRISO yang didalam bola *pebble*. Kemudian bola *pebble* terdistribusi secara acak pada teras reaktor. *Double heterogeneity* pada bahan bakar HTR - 10 seperti ditunjukkan pada gambar 3.



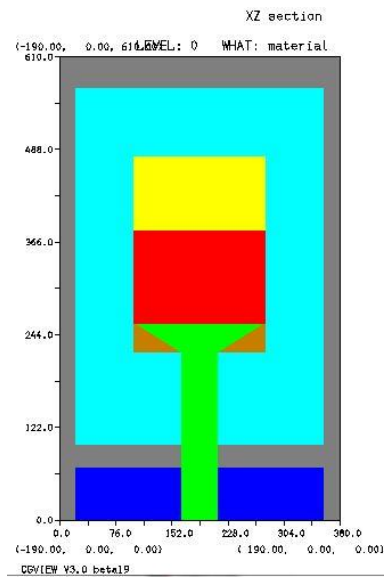
Gambar 3. Double heterogeneity pada bahan bakar HTR - 10[5]

Kajian yang dilaporkan pada makalah ini adalah penggunaan dua model HTR-10 yaitu yang berasumsi bahan bakarnya homogen dan HTR-10 berbahan bakar heterogen *pebble bed*. HTR-10 homogen menggunakan bahan bakar homogen namun dengan komposisi yang sesuai dengan bahan bakar HTR-10. Pada bahan bakar homogen material penyusun pebble yang dicampur dalam satu kesatuan, kemudian dikalikan sebanyak jumlah bahan bakar pebble dalam HTR-10. HTR-10 heterogen menggunakan bahan bakar *pebble* sesuai bahan bakar HTR-10 yang sebenarnya dengan sistem *stastitcal geometry*. *Stastitcal geometry* diibaratkan seperti kelereng yang dimasukkan dalam gelas dengan susunan kelereng tersebut secara acak.

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

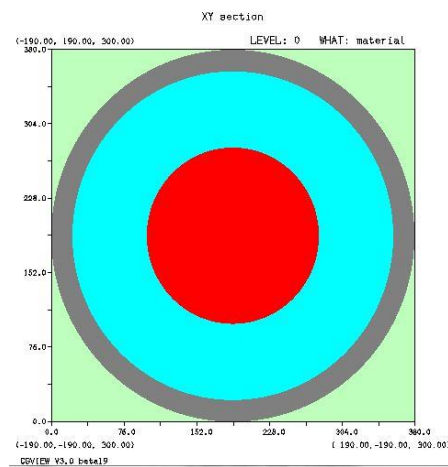
Pada gambar 4, menunjukkan tampang lintang bidang xz HTR-10 homogen. Adapun bagian-bagian yang ditampilkan adalah B_4C pada bagian sisi reaktor, *carbon bricks* pada bagian bawah reaktor dan di bagian dalam B_4C terdapat reflektor (terbagi dalam reflektor atas, reflektor samping dan reflektor bawah). Di dalam teras reaktor pada bagian atasnya terdapat ruangan yang berisi udara, ruangan ini berfungsi untuk menahan agar radiasi tidak keluar. Kemudian ruang bahan bakar utama diisi dengan bahan bakar berbentuk

homogen namun komposisinya sama dengan HTR-10 heterogen. Bahan bakar tiruan (*dummy pebble*) dibuat dalam bentuk padat yang berisi material grafit.

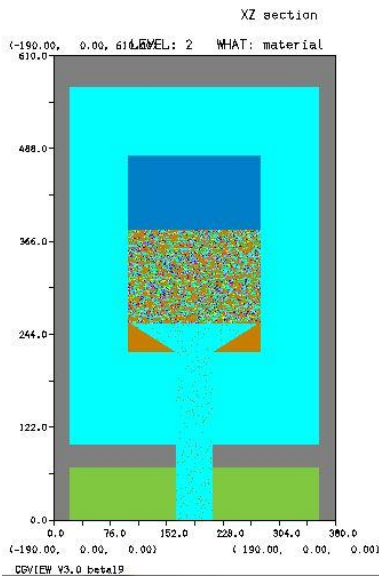


Gambar 4. Tampang lintang bidang xz HTR-10 homogen

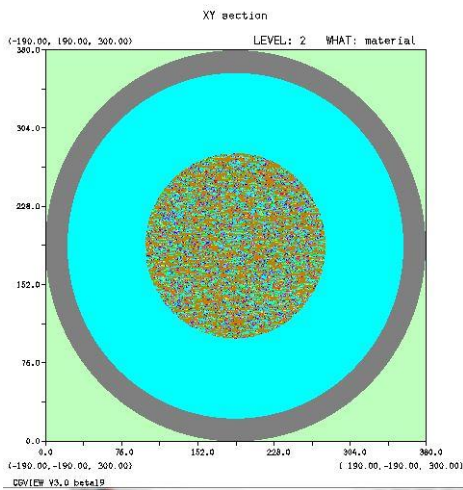
Pada gambar 5, menunjukkan tampang lintang bidang xy HTR-10 homogen. Terdapat tiga bagian yaitu B_4C , reflektor, dan teras reaktor yang berisi bahan bakar.



Gambar 5. Tampang lintang bidang xy HTR-10 homogen



Gambar 6. Tampang lintang bidang xz HTR – 10 heterogen



Gambar 7. Tampang lintang bidang xy HTR – 10 heterogen

Gambar 6 dan 7 adalah tampang lintang HTR-10 heterogen yaitu menggunakan bahan bakar yang berbentuk *pebble*. Desain HTR-10 heterogen sama dengan HTR-10 homogen hanya sistem penyusunan bahan bakar menggunakan *statistical geometry*.

Langkah awal untuk memastikan bahwa hasil simulasi ini benar dan valid, adalah melakukan validasi hasil simulasi. Referensi hasil penelitian Oktajianto, dkk, (2015) dipilih karena desain HTR-10 yang disusun sebagian besar diacu pada penelitian ini, code yang digunakan adalah MCNP4C, sedangkan penelitian ini menggunakan code MVP. Pada hasil penelitian Oktajianto, dkk, (2015) menggunakan bahan bakar *pebble* namun menggunakan sistem *lattice*. Validasi dipilih pada pengayaan 17 %. Didapatkan bahwa perbedaan hasil penelitian dengan penelitian Oktajianto, dkk, (2015) adalah sebesar 348 p cm. Hal

itu dikarenakan MVP menggunakan *lattice statistical geometry* yang berbeda dengan *lattice* biasa.

Tabel 1. Hasil validasi nilai k_{eff} dengan U-235 17 %

Validasi nilai k_{eff}	Code	k_{eff}	Δk
Oktajianto, dkk, (2015)	MCNP4C	1,04000	348
Hasil Penelitian	MVP	1,04348	

Selanjutnya dilakukan simulasi dengan variasi pengayaan U-235. Hasilnya disajikan pada Tabel 2.

Tabel 2. Data hasil penelitian

Tipe Bahan Bakar	Pengayaan U-235 (%)	k_{eff}
Homogen	17	$1,05283 \pm 0,00247$
Heterogen	17	$1,04348 \pm 0,00222$
Homogen	7	$0,89188 \pm 0,00259$
Heterogen	7	$0,89529 \pm 0,00298$

Pemilihan nilai pengayaan 17 % dan 7 % berdasarkan ketentuan nilai pengayaan HTR – 10 yang diperbolehkan adalah 7 – 17 %. Kritikalitas dilihat dari nilai k_{eff} lebih besar pada pengayaan 17% dibandingkan 7%, hal ini menunjukkan kondisi reaktor pemodelan adalah benar karena suatu reaktor pada umumnya semakin besar pengayaan U-235 maka semakin besar pula nilai faktor multiplikasi efektifnya (k_{eff}). Dari Tabel 1 diperoleh bahwa reaktor HTR-10 memiliki reaktivitas lebih sebesar 4,17 % dk/k.

Faktor multiplikasi efektif merupakan rasio jumlah neutron pada suatu generasi dibanding dengan jumlah neutron pada generasi sebelumnya. Jika $k_{eff} = 1$ maka reaktor dalam keadaan kritis. Jika $k_{eff} > 1$ maka reaktor dalam keadaan superkritis. Jika $k_{eff} < 1$ maka reaktor dalam keadaan subkritis.

Tabel 3. Nilai reaktivitas hasil penelitian

Tipe Bahan Bakar	Pengayaan U-235 (%)	Reaktivitas
Homogen	17	0,050179
Heterogen	17	0,041668
Homogen	7	-0,12122
Heterogen	7	-0,11695

Reaktivitas lebih merupakan cadangan reaktivitas teras agar reaktor dapat beroperasi selama beberapa lama. Dari hasil perhitungan reaktivitas HTR-10 dapat diketahui bahwa pada bahan bakar homogen serta bahan bakar heterogen dengan pengayaan U - 235 17 % bernilai positif. Kemudian pada bahan bakar heterogen dengan pengayaan U - 235 7 % nilai reaktivitas bernilai positif. Nilai reaktivitas positif menunjukkan reaktor dalam keadaan superkritis sehingga jumlah neutron yang dihasilkan lebih banyak daripada generasi sebelumnya dan dijamin

keberlangsungan reaksi berantainya. Namun saat nilai reaktivitas bernilai negatif maka reaktor dalam keadaan subkritis atau dapat dikatakan reaktor tidak dapat dioperasikan. Hal itu dikarenakan jumlah neutron yang terbentuk lebih kecil dari pada neutron pada generasi sebelumnya.

Perbedaan yang relatif kecil antara model bahan bakar heterogen dan bahan bakar homogen, memberikan keyakinan bahwa model *statistical geometry* cukup akurat dalam memprediksi harga k_{eff} . Untuk lebih mengetahui secara kuantitatif akurasi model *statistical geometry*, maka perlu dilakukan benchmark terhadap data eksperimen.

V. KESIMPULAN

Code MVP memberikan hasil simulasi dari HTR-10 yang valid. Pemodelan terhadap HTR-10 memperoleh nilai kritikalitas k_{eff} yang masuk akal bagi keberlangsungan suatu reaktor nuklir. Perbedaan yang relatif kecil antara model bahan bakar heterogen dan bahan bakar homogen, memberikan keyakinan bahwa model *statistical geometry* cukup akurat dalam memprediksi harga k_{eff} . Untuk lebih mengetahui secara kuantitatif akurasi model *statistical geometry*, maka perlu dilakukan benchmark terhadap data eksperimen.

UCAPAN TERIMA KASIH

Ucapan terimakasih ditujukan kepada Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir, khususnya Bidang Pengkajian Reaktor Non Daya, BAPETEN, yang telah memberikan workshop pemakaian code neutronik di Prodi Fisika, FMIPA Universitas Sebelas Maret Surakarta.

DAFTAR PUSTAKA

- Alimah, S. (2008). Pemilihan Teknologi Produksi Hidrogen dengan Memanfaatkan Energi Nuklir. *Jurnal Pengembangan Energi Nuklir*, 123-132.
- Ristek. (2009). *Pengenalan PLTN*. Jakarta: Pusat Diseminasi Iptek Nuklir.
- Zuhair. (2000). *Analisis Perhitungan Benchmark Kritikalitas Pertama Teras HTR - 10*. (hal. 132-149). Jakarta: BATAN.
- Birmano, D. (2015). Kajian Kebutuhan SDM Reaktor Daya Eksperimental (RDE) Tahap Implementasi Proyek. *Seminar Nasional XI SDM Teknologi Nuklir* (hal. 180-189). Jakarta: BATAN
- JAERI. (2005). MVP/GMVP II : *General Purpose Monte Carlo Codes for Neutrons and Photon Transport Calculations based on Continious Energy and Multigroup Methods*. Tokyo: Japan Atomic Energy Reseach Institute.
- Seker, V & Colak. (2003). HTR - 10 Full Core First Critically Analysis with MCNP. *Nuclear Engineering and Design*, 263-270.
- Nagaya, Y. (2004). Analysis of The HTR - 10 Initial Core with Monte Carlo Code MVP. *PHYSOR - Physics of Fuel Cycles and Advanced Nuclear Systems*.
- Pratomo, Y. E. (2013). Pengaruh Pengayaan Uranium terhadap Nilai Faktor Multiplikasi (Keff) Reaktor Suhu Tinggi HTR PROTEUS. *Skripsi*. UNS.
- Oktajianto, H., Setiawati, E., & Richardina, V. (2015). Modelling HTR Pebble Bed 10 MW to Determine Criticality as A Variations of Enrichment and Radius of the Fuel With the Mopnte Carlo Code MCNP4C. *International Journal of Science and Engineering (IJSE)*, 43-46.
- Aziz, F dan Lasman. (2004). Analisis Pasca Kritikalitas Pertama Reaktor Temperatur Tinggi HTR - 10 China. *Komputasi dalam sains dan teknologi nuklir XII*, 1-17.
- Terry, W. (2006). Evaluation of the HTR-10 Reactor as a Benchmark for Physics Code QA. *Idaho National Laboratory*.
- IAEA. (2002). Evaluation of High Temperature Gas Cooled Reactor Performance: Benchmark Analysis Related to Initial Testing of The HTR and HTR-10. *IAEA Publication*.

TANYA JAWAB DISKUSI

1. **Penanya:** Yanuar Wahyu Wibowo

Pertanyaan:

Bagaimana Homogenisasi teras HTR-10 dilakukan dalam pemodelan ini?

Jawaban:

Homogenisasi yang dilakukan merupakan bahan bakar yang berupa pebble dicampur dengan dengan komposisi yang sama dan dalam volume teras yang sama.

2. **Penanya:** Febri

Pertanyaan:

- Dari data-data hasil penelitian, apakah pengkayaan 7 – 17% untuk jumlah pebble yang sama?
- Sedangkan untuk pengkayaan 7% baik homogen maupun heterogen memiliki $k_{eff} < 1$ apakah bisa dilakukan pembahasan k_{eff} hingga mencapai kritis?

Jawaban:

- Model yang digunakan menggunakan jumlah pebble yang sama yaitu 27.000 pada pengkayaan 7 – 17%;

2. Pada hasil $k_{\text{eff}} < 1$ pada pengkayaan 7% baik heterogen maupun homogen tidak bisa dilakukan penambahan k_{eff} hal ini dikarenakan tidak bisa dimodifikasi jumlah pebble yang secara ketentuan IMEI sebesar 27.000.



HARMONISASI INDIKATOR KINERJA KESELAMATAN DAN LAPORAN OPERASI REAKTOR NON DAYA

Liliana Yetta Pandi¹ dan Veronica Tuka²

¹Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir.

²Direktorat Perizinan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif.

Badan Pengawas Tenaga Nuklir, Jakarta.

p.liliana@bapeten.go.id

ABSTRAK

HARMONISASI INDIKATOR KINERJA KESELAMATAN DAN LAPORAN OPERASI REAKTOR NON DAYA. Pemegang izin menyusun indikator kinerja keselamatan reaktor non daya dalam rangka pelaporan ke IAEA dan menyusun laporan operasi reaktor non daya sesuai dengan persyaratan izin operasi. Tujuan indikator kinerja keselamatan dan laporan operasi reaktor non daya adalah untuk memastikan bahwa pemegang izin telah mengoperasikan reaktor non daya dengan selamat. Berdasarkan tujuan yang sama, maka perlu dilakukan harmonisasi isi laporan baik dari kinerja keselamatan reaktor non daya dan laporan operasi reaktor non daya. Pada makalah ini membahas tentang format dan isi laporan dari kinerja keselamatan reaktor non daya dan laporan operasi reaktor non daya. Format dan muatan laporan kinerja keselamatan reaktor non daya dan laporan operasi reaktor non daya perlu dilakukan harmonisasi sehingga dapat membuat laporan yang lebih komprehensif.

Kata kunci : Indikator kinerja keselamatan, laporan operasi, reaktor non daya

ABSTRACT

HARMONIZATION OF SAFETY PERFORMANCE INDICATORS AND NON-POWER REACTOR OPERATING STATEMENTS. The licensee compiles the safety performance indicator of research reactor in the context of reporting to the IAEA and compiles the research reactor operation reports in accordance with the requirements of the operating license. The purpose of safety performance indicators and research reactor operation reports is to ensure that licensee has operated the research reactors safely. Based on the same goal, it is necessary to harmonize the content of the reports either safety performance indicator and operation report of research reactors. This paper discusses the format and content of the research reactor safety performance indicator reports and the reactor research reactor operation reports. The Format and content of these reports need to be harmonized so as to make a more comprehensive reports

Keywords: safety performance indicator, operation report, research reactor

I. PENDAHULUAN

Indikator Kinerja Keselamatan (selanjutnya disebut IKK) pada reaktor penelitian diperlukan oleh pemegang izin untuk menilai keselamatan dalam pelaksanaan pengoperasian reaktor non daya sehingga dapat meningkatkan efisiensi dan efektivitas serta kualitas pelaksanaan pengoperasian terkait dengan keselamatan. Keselamatan merupakan tujuan umum untuk semua yang terlibat dalam desain, pengoperasian dan pengawasan reaktor nuklir. Oleh karena itu, konsep keselamatan tidak mudah ditentukan. Namun, ada pemahaman umum bahwa reaktor nuklir harus memiliki indikator untuk beroperasi dengan selamat, sehingga IAEA menetapkan format dalam laporan Indikator Kinerja Keselamatan. Adapun tujuan IKK adalah untuk mengukur seberapa efektif pengendalian ini untuk mencegah hasil keselamatan yang tidak diinginkan. IKK juga digunakan untuk mengidentifikasi tren dalam kinerja relatif terhadap tujuan keselamatan organisasi, yang memungkinkan tindakan untuk mengatasi perubahan yang tidak diinginkan [1].

Terkait dengan keselamatan reaktor non daya, dan sesuai dengan Peraturan Pemerintah Nomor 54 Tahun 2012 tentang Keselamatan dan Keamanan Instalasi Nuklir, bahwa pemegang izin harus menyusun laporan operasi [2]. Dalam hal pemegang izin menyusun laporan operasi, BAPETEN telah menerbitkan Pedoman Penyusunan Laporan Operasi Reaktor non Daya No. I2BN/O.01/XII/2010 [3].

Pada makalah ini akan dibahas tentang isi IKK versi IAEA dan laporan operasi reaktor nuklir. Tujuan penulisan makalah ini adalah untuk mengharmonisasikan muatan yang terdapat IKK dan laporan operasi sehingga laporan operasi dan IKK menjadi lebih komprehensif.

II. POKOK BAHASAN

Sesuai dengan Pasal 25 ayat (1) huruf a Peraturan Pemerintah Nomor 54 Tahun 2012 tentang Keselamatan dan Keamanan Instalasi Nuklir dan Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 2 Tahun 2011 tentang Ketentuan Keselamatan Operasi Reaktor Nondaya Pasal 4 ayat (2) huruf O [4],

bahwa Pemegang izin wajib menyampaikan kepada Kepala BAPETEN laporan operasi instalasi nuklir. Sesuai dengan Pasal 6 ayat 1 huruf e Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 2 tahun 2015 tentang Verifikasi dan Penilaian Keselamatan Reaktor Nondaya bahwa pemegang izin wajib melakukan penilaian keselamatan terhadap kinerja keselamatan operasi [5]. Oleh karena itu Pemegang izin menyusun laporan operasi dan diserahkan ke BAPETEN sesuai dengan pedoman yang diterbitkan BAPETEN, sedangkan penyusunan kinerja keselamatan dibuat sesuai dengan format IAEA karena BAPETEN belum membuat format penyusunan indikator kinerja keselamatan.

Harmonisasi IKK dan laporan operasi diperlukan sehingga pemegang izin tidak memuat 2 (dua) laporan namun muatannya sama-sama tidak lengkap atau sempurna. Sama halnya seperti IRSRR, pemegang izin membuat laporan kejadian baik untuk data semua kejadian pada fasilitas (baik kecil maupun besar) maupun untuk laporan IRSRR. Untuk kejadian kecil pemegang izin membuat laporan kejadian namun tidak disampaikan ke BAPETEN. Di USA, laporan operasi mencakup apa yang ada pada IKK, sehingga pada saat inspeksi, inspektur memverifikasi apa yang dilaporkan oleh pemegang izin.

II.1. IKK REAKTOR NON DAYA

IAEA telah menetapkan indikator kinerja keselamatan untuk reaktor non daya sebagai berikut [6,7] :

A. Pengawasan.

Indikator ini memuat tentang:

1. Nama Badan Pengawas.
2. Kemandirian Badan Pengawas dari organisasi pengoperasi.
 - a. Apakah independen total?
 - b. Tidak independen total, tetapi sebagian (misal dalam kementerian yang beda)?
 - c. Lainnya (sebutkan).
3. Jumlah dokumen keselamatan yang direview oleh Badan Pengawas
4. Jumlah penilaian atau inspeksi pengawasan.
5. Jumlah temuan pengawasan yang memerlukan tindakan korektif atau tindakan penegakan.
6. Jumlah temuan pengawasan yang telah ditutup.

B. Manajemen.

Indikator manajemen memuat:

1. Apakah struktur manajemen dengan penetapan peranan, tanggungjawab dan jalur komunikasi yang jelas.
2. Apakah ada perubahan organisasi pengoperasi?
3. Apakah kebijakan manajemen menempatkan keselamatan pada prioritas tertinggi?
4. Sedikitnya satu komite keselamatan menasihati manajer reaktor di tempat.
5. Jumlah pertemuan komite keselamatan
 - a. Jumlah rekomendasi.

- b. Jumlah rekomendasi dilaksanakan.
6. Jumlah ulasan keselamatan internal, audit dan penilaian:
 - a. Jumlah rekomendasi.
 - b. Jumlah rekomendasi dilaksanakan.
7. Jumlah *peer review* nasional atau internasional.
 - a. Jumlah rekomendasi.
 - b. Jumlah rekomendasi dilaksanakan
 - c. Jumlah rekomendasi terbuka selama lebih dari 3 bulan

C. Operasi

Indikator ini memantau jumlah perubahan daya yang tidak direncanakan di luar *scram* dan penggunaan reaktor yang mungkin mempengaruhi fungsi sistem keselamatan:

1. Pemanfaatan utama reaktor.
2. Daya maksimum yang diizinkan.
3. Daya operasi reaktor rata-rata.
4. Jadwal operasi Reaktor.
5. Rutin atau tidak.
6. Jumlah waktu yang dijadwalkan operasi tahunan.
7. Persentase waktu operasi tahunan yang dijadwalkan yang dicapai.
8. Jumlah kejadian yang tidak biasa yang dilaporkan ke Badan Pengawas atau IRSRR (*Incident Reporting System for Research Reactor*).
9. Jumlah pemadaman yang tidak direncanakan karena:
 - a. Tindakan operator (misalnya, *scram*).
 - b. Tindakan sistem proteksi reaktor (*scram* otomatis).
 - c. Disebabkan oleh eksperimen atau eksternal (misal kegagalan daya).
 - d. Penyebab lainnya.

D. Personil operasi

Indikator ini ditujukan untuk memantau kualifikasi dan kemampuan operator reaktor untuk menjamin operasi reaktor riset selamat:

1. jumlah total staf dalam operasi dan perawatan.
2. jumlah total operator dan supervisor.
3. Jumlah personil perawatan.
4. Jumlah personil dalam pelatihan dan pelatihan ulang untuk posisi resmi.
5. Jumlah lowongan tenaga kerja operasi dan perawatan atau direncanakan dalam tahun berikutnya.
6. Perkiraan jumlah staf baru yang akan direkrut pada tahun depan.

E. Perawatan

Indikator ini memantau program perawatan untuk mempertahankan keandalan, ketersediaan, dan keselamatan struktur, sistem dan komponen (SSK), dan untuk mengembalikan keandalan dan ketersediaan SSK ketika SSK menjadi rusak. Indikator tersebut adalah:

1. Jumlah kegiatan pengujian periodik yang direncanakan.

2. Persentase kegiatan pengujian yang direncanakan benar-benar dilakukan.
3. Jumlah kegiatan *in-service inspection* terhadap SSK yang penting bagi keselamatan.
4. Persentase direncanakan *in-service inspection* benar-benar dilakukan.
5. Jumlah kegagalan sistem keselamatan ditemukan dalam pengujian dan inspeksi.
6. Jumlah kegiatan perawatan yang direncanakan
7. Persentase kegiatan pengujian yang direncanakan benar-benar dilakukan.
8. Jumlah perawatan SSK yang masih terbuka selama lebih dari 3 bulan.
9. Jumlah perawatan yang paling penting tidak direncanakan.

F. Dokumen keselamatan

Indikator ini untuk menilai dokumen perizinan yang terkait dengan keselamatan:

1. Adakah pemutakhiran Laporan Analisis Keselamatan yang mencerminkan kondisi konfigurasi fasilitas saat ini?
2. Adakah pemutakhiran Batas Kondisi Operasi Operasional yang mencerminkan hasil analisis keselamatan dalam LAK saat ini?
3. Waktu rencana pemutakhiran LAK berikutnya.

G. Kesiapsiagaan

Tujuan dari penerapan indikator kinerja keselamatan terhadap aspek kesiapsiagaan nuklir ini bagi pengawasan adalah untuk memastikan bahwa pemegang izin reaktor riset ini mampu mengimplementasikan tindakan yang memadai dalam melindungi keselamatan dan kesehatan bagi pekerja dan masyarakat selama waktu terjadi kedaruratan nuklir.

1. Adakah pemutakhiran program kedaruratan pada tapak?
2. Waktu pemutakhiran program kedaruratan yang direncanakan mendatang.
3. Jumlah latihan kedaruratan pada tapak
4. Apakah ada pengaturan tanggap darurat di luar tapak?
5. Jumlah latihan kedaruratan yang melibatkan tanggap darurat luar tapak.

H. Proteksi radiasi

Indikator ini memantau keselamatan bagi pekerja radiasi dan menjaga paparan radiasi dosis okupasional yang diterima pekerja dibawah batas yang ditetapkan.

1. dosis radiasi kolektif untuk staf operasi reaktor (orang-Sv).
2. dosis rata-ratapada staf operasi reaktor (Sv).
3. dosis individu maksimum untuk anggota staf operasi (Sv).
4. dosis individu minimum untuk anggota dari staf operasi (Sv).

5. dosis radiasi kolektif untuk semua staf dalam pekerjaan terkait reaktor (termasuk peneliti, dan lain-lain) (orang-Sv).
6. dosis rata-rata untuk semua staf di reaktor yang berhubungan dengan pekerjaan (Sv).
7. Dosis individu maksimum untuk setiap orang di reaktor (Sv).
8. Dosis individu minimum untuk setiap orang di reaktor (Sv).
9. Apakah ada insiden melebihi paparan?
10. Apakah daerah kerja reaktor diklasifikasikan dari aspek proteksi radiasi.
11. Apakah ada perubahan klasifikasi daerah kerja.

I. Lepasn radioaktif

Indikator ini memantau keselamatan publik dan menjaga agar pelepasan efluen radiologis di sekitar reaktor tidak melebihi nilai batas dosis yang ditetapkan:

1. Aktivitas gas mulia yang dilepaskan ke atmosfer (GBq)
Batas lepasn gas mulia ke atmosfer (GBq)
2. Aktivitas yodium yang dilepaskan ke atmosfer (MBq)
Batas lepasn yodium (GBg)
3. Aerosol (partikel Sr, Y, Cs, dan-lain-lain) (Bq).
Batas lepasn aerosol (Bq).
4. Limbah radioaktif cair tingkat rendah yang dilepas (m^3).
Konsentrasi limbah cair tingkat rendah yang dilepas (Bq/m^3).
5. Limbah cair radioaktif tingkat menengah yang dilepas (m^3).
Konsentrasi limbah cair tingkat menengah (Bq/m^3).
6. Limbah radioaktif cair tingkat tinggi yang dilepas (m^3).
Konsentrasi limbah cair tingkat tinggi yang dilepas (Bq/m^3).

J. Manajemen bahan bakar bekas

Indikator ini memantau jumlah bahan bakar bekas yang ada di lokasi atau yang dipindahkan dari tapak ke fasilitas penyimpanan bahan bakar bekas di luar instalasi.

1. Jumlah elemen bakar bekas yang dikeluarkan.
2. Jumlah elemen bahan bakar bekas dipindahkan dari tapak reaktor.
 - a. Disimpan pada fasilitas penyimpanan sementara bahan bakar bekas.
 - b. Direeksport ke negara asal.
3. Status elemen bahan bakar bekas di tapak situs (misalnya di kolam reaktor, penyimpanan kering).

K. Pengelolaan limbah radioaktif

Indikator ini memantau jumlah limbah radioaktif berupa padat.

1. Limbah padat radioaktivitas rendah yang dihasilkan (m^3).

2. Limbah padat radioaktivitas menengah yang dihasilkan (m^3).
3. Limbah padat radioaktivitas tinggi yang dihasilkan (m^3).
4. Jumlah limbah radioaktif padat dipindahkan dari tapak (atau dari gedung reaktor ke fasilitas pengelolaan limbah pada tapak) (m^3).

L. Pemadaman panjang

Indikator ini memantau tentang kegiatan selama reaktor padam panjang.

1. Untuk reaktor dalam pemadaman panjang, apakah bahan bakar telah dikeluarkan dari teras? Apakah bahan bakar telah dipindahkan dari tapak?
2. Apakah telah memodifikasi dokumentasi keselamatan yang sesuai?
3. Apakah telah menerapkan program perawatan terhadap sistem reaktor?
4. Apakah staf cukup memadai untuk survailans dan keselamatan reaktor?

M. Manajemen Penuaan

Indikator ini memantau program manajemen penuaan dan penerapan dari program tersebut untuk kelangsungan pengoperasian SSK.

1. Apakah sudah ada program manajemen penuaan? Jika tidak ada, kapan program tersebut akan dibuat dan ditetapkan?
2. Kegiatan utama terkait dengan manajemen penuaan yang diterapkan (misal modernisasi, perbaikan, penggantian, penilaian umur peralatan dan lain-lain)

II.2. FORMAT LAPORAN OPERASI

Laporan operasi reaktor nuklir merupakan salah satu dokumen penting untuk menilai kinerja reaktor dan sistem penunjangnya secara berkala. Dengan adanya pedoman ini diharapkan laporan operasi berisi data dan informasi yang dapat dijadikan sebagai indikator terpenuhinya keselamatan dan keamanan pengoperasian reaktor [3]. Berdasarkan Pedoman Penyusunan Laporan Operasi Reaktor non Daya No. I2BN/O.01/XII/2010, data yang diberikan pada laporan operasi oleh pemegang izin terdiri dari [3]:

A. DATA OPERASI

1. Data Riwayat Operasi

Bagian ini berisi tentang jalannya operasi selama periode yang dilaporkan yaitu lamanya operasi, daya operasi dan energi operasi serta tujuan operasi.
2. Data Operasi Total
 - a. Jumlah waktu operasi (dalam hari dan dalam jam atau menit) : total, pada daya tinggi dan pada daya rendah.
 - b. Jumlah waktu padam (dalam hari dan dalam jam) : total, yang direncanakan dan yang tidak direncanakan.

- c. Jumlah energi total yang dibangkitkan selama operasi sampai periode terakhir (dalam MWD).
- d. Fraksi bakar rerata elemen bakar awal dan akhir periode operasi yang dilaporkan (dalam MWD dan dalam %).
- e. Jumlah U-235 dan U total yang terbakar selama periode operasi yang dilaporkan.
- f. Reaktivitas lebih, reaktivitas padam dan reaktivitas total batang kendali pada awal dan akhir periode operasi yang dilaporkan (dalam % atau \$).
- g. Posisi batang kendali pada awal dan akhir periode operasi yang dilaporkan.
- h. Reaktivitas masing-masing batang kendali.

3. Parameter Operasi Sistem Proses Reaktor.

Bagian ini berisi tentang parameter-parameter operasi yang berupa kondisi batas operasi (KBO) selama periode operasi yang dilaporkan. Kondisi batas operasi yang dicantumkan mengacu pada KBO yang ada di Laporan Analisis Keselamatan seperti sistem pendingin primer (suhu keluar teras, suhu masuk teras dan laju alir) sistem pendingin sekunder (konsentrasi aktivitas, suhu masuk suhu keluar laju alir level kolam menara pendingin tekanan isap pompa), level air kolam, kolam penyimpanan bahan bakar bekas/*bulk shielding (control level, suhu)*, sistem pemurnian air kolam (laju alir, beda tekanan filter), dan sistem reaktor lainnya.

4. Data Gangguan atau *Scram*.

Bagian ini berisi tentang gangguan atau *scram* yang terjadi, penyebab *scram* dan akibat *scram* selama periode operasi yang dilaporkan.

5. Data Iradiasi dan Utilisasi Reaktor.

Bagian ini berisi tentang utilisasi reaktor untuk iradiasi selama periode operasi yang dilaporkan termasuk pemanfaatan *beam tube/beam port*. Untuk target yang memberikan nilai reaktivitas positif, nilai reaktivitas harus dicantumkan. Pada bagian ini memuat nama, berat dan posisi iradiasi target, tujuan iradiasi, pengguna, waktu mulai dan waktu akhir iradiasi dan paparan pada permukaan saat pengiriman.

B. DATA BAHAN BAKAR NUKLIR

1. Data Perhitungan Fraksi Bakar Bahan Bakar Nuklir.

Bagian ini berisi tentang hasil perhitungan fraksi bakar tiap bahan bakar nuklir pada akhir periode pelaporan disertai data U-235 dan U total yang tersisa untuk setiap bahan bakar.
2. Data Perpindahan Bahan Bakar Nuklir.

Bagian ini berisi tentang perpindahan bahan bakar nuklir selama periode operasi.
3. Konfigurasi Bahan Bakar Nuklir .

Bagian ini berisi gambar konfigurasi bahan bakar di teras dan di semua tempat penyimpanan bahan bakar yang ada.

4. Data Pemeriksaan Bahan Bakar Nuklir.
Bagian ini berisi tentang pemeriksaan bahan bakar nuklir yang ada di teras reaktor untuk mengetahui apakah kondisi bahan bakar masih dalam kondisi baik, cacat, retak, terjadi perubahan warna, terjadi perubahan dimensi, terjadi korosi, dan lain-lain.
5. Data Lain Bahan Bakar Nuklir.
Bagian ini berisi tentang data lain bahan bakar yang perlu dilaporkan (bila ada) dan belum terdapat pada bagian II.2.B.a., bagian II.2.B.b., bagian II.2.B.c., dan bagian II.2. B.d.

C. PERAWATAN STRUKTUR, SISTEM DAN KOMPONEN YANG PENTING UNTUK KESELAMATAN

1. Perawatan Rutin.
Bagian ini berisi tentang pelaksanaan perawatan rutin terhadap Struktur, Sistem dan Komponen yang penting untuk keselamatan yang meliputi perawatan pencegahan dan pengujian berkala.
2. Perawatan Nonrutin.
Bagian ini berisi tentang pelaksanaan perawatan non rutin terhadap Struktur, Sistem dan Komponen yang penting untuk keselamatan yang meliputi perawatan perbaikan dan inspeksi *in-service* disertai status terakhir dan tanggal perbaikan. Bagian ini juga berisi uraian tindak lanjut atau perbaikan terhadap Struktur Sistem dan Komponen yang rusak dan belum selesai diperbaiki pada periode pelaporan sebelumnya.
3. Kalibrasi Alat Ukur dan Peralatan Keselamatan.
Bagian ini berisi tentang kalibrasi alat ukur yang penting untuk keselamatan operasi reaktor, seperti detektor suhu air pendingin, flow meter, dan lain-lain.

D. PROTEKSI RADIASI

Bagian ini memuat:

1. Laju paparan radiasi ruangan.
2. Data hasil pengukuran kontaminasi dan dekontaminasi permukaan.
3. Radioaktivitas Udara
4. Bagian ini berisi tentang data hasil pengukuran radioaktivitas udara di ruang kerja dan di cerobong (*stack*) selama periode pelaporan disertai dengan data hasil analisis radionuklida pada titik lepasan.
5. Data Dosis Perorangan.
6. Data pemeriksaan kesehatan pekerja radiasi.
7. Kalibrasi alat ukur proteksi radiasi.

E. DATA LIMBAH

Bagian ini berisi tentang penanganan limbah (pemrosesan, penyimpanan sementara, dan pengiriman) selama periode pelaporan, disertai denah tempat penyimpanan sementara dan paparan di permukaan limbah, jenis limbah serta aktivitas limbah.

F. KESIAPSIAGAAN NUKLIR

Bagian ini memuat:

1. Jadwal dan Pelaksanaan Latihan Kesiapsiagaan Nuklir.
2. Peralatan Kesiapsiagaan Nuklir.

G. LAIN-LAIN

Bagian ini berisi tentang kejadian-kejadian yang tidak biasa terjadi, seperti gempa bumi, kebakaran, banjir, demonstrasi, dan kecelakaan-kecelakaan atau anomali-anomali lain di reaktor atau di sekitar instalasi.

III. METODOLOGI

Makalah ini disusun dengan melakukan studi kajian terhadap format dan isi laporan operasi dan IKK reaktor non daya.

IV. PEMBAHASAN

Dari pokok bahasan di atas, terdapat perbedaan isi laporan IKK dan laporan operasi pada materi utama di antaranya:

- a. pada laporan operasi tidak memuat tentang pengawasan, manajemen, personil operasi, dokumen keselamatan, manajemen penuaan, manajemen bahan bakar bekas dan pemadaman panjang. Pada laporan operasi ini tidak memuat tentang dokumen keselamatan yang *direview* oleh BAPETEN, jumlah penilaian atau inspeksi dan temuan inspeksi (aspek pengawasan). Untuk aspek manajemen dapat dilihat pada II.1.B., untuk aspek personil operasi, dokumen keselamatan, manajemen penuaan, manajemen bahan bakar bekas dan pemadaman panjang dapat dilihat pada bagian II.1.D., bagian II.1.F., bagian II.1.J., bagian II.1.L. dan bagian II.1.M.
- b. Untuk kejadian yang tidak biasa pada indikator keselamatan kerja (IKK) dimuat pada bagian operasi bagian II.1C., sedangkan pada laporan operasi dimuat pada butir lain-lain yaitu bagian II.2.G.
- c. Pada bagian proteksi radiasi, IKK tidak memuat laju paparan radiasi ruangan, hasil pengukuran kontaminasi dan kalibrasi alat ukur proteksi radiasi seperti yang ada pada laporan operasi bagian II.2.D.
- d. Pada laporan operasi lepasan radioaktif dimuat pada bagian proteksi radiasi (bagian II.2.D.), sedangkan pada IKK dimuat pada bagian lepasan radioaktif (bagian II.1.I). Lepasn radioaktif pada IKK memuat semua lepasan baik berupa cair dan gas, sedangkan pada pada laporan operasi hanya memuat lepasan radionuklida udara.

- e. Pada bagian perawatan, IKK tidak memuat kalibrasi alat ukur dan peralatan keselamatan seperti yang ada pada laporan operasi pada bagian II.2.C.
- f. Pada IKK tidak memuat data bahan bakar seperti yang ada pada laporan operasi bagian II.2.B.
- g. Rincian isi dari IKK dan laporan operasi juga terdapat perbedaan, misal untuk bagian kesiapsiagaan, pada laporan operasi hanya memuat Jadwal dan Pelaksanaan Latihan Kesiapsiagaan Nuklir Peralatan Kesiapsiagaan Nuklir (bagian II.2.F.), sedangkan pada IKK memuat tentang pemutakhiran program kedaruratan pada tapak, waktu pemutakhiran program kedaruratan yang direncanakan mendatang, jumlah latihan kedaruratan pada tapak, pengaturan tanggap darurat yang sesuai di luar tapak dan jumlah latihan kedaruratan yang melibatkan tanggap darurat luar tapak (bagian II.1.G)
- h. Rincian bagian limbah radioaktif, pada laporan operasi tidak memuat jumlah limbah yang dipindahkan ke fasilitas pengelolaan limbah seperti yang ada bagian IKK bagian II.1.I dan bagian II.1.K)
- i. Pada laporan operasi dibuat per periode, sedangkan IKK dibuat untuk kurun waktu satu tahun, sebaiknya laporan operasi periode terakhir dibuat juga laporan yang memuat jumlah waktu operasi sejak periode awal sampai akhir per tahun, sehingga memudahkan memverifikasi laporan operasi dan IKK.
- j. Perbedaan pada muatan IKK dan laporan operasi diharmonisasikan, muatan yang tidak ada pada IKK, namun ada pada laporan operasi perlu dimasukkan, demikian pula dengan muatan pada IKK yang tidak ada pada laporan operasi, perlu dimasukkan sehingga laporan operasi dan IKK menjadi komprehensif baik untuk BAPETEN maupun untuk IAEA.

V. KESIMPULAN

Dari pembahasan di atas dapat diambil kesimpulan bahwa:

- a. Tujuan indikator kinerja keselamatan dan laporan operasi reaktor non daya adalah sama yaitu untuk memastikan bahwa pemegang izin telah mengoperasikan reaktor non daya dengan selamat,
- b. Perbedaan pada format dan muatan IKK dan laporan operasi perlu diharmonisasikan sehingga pemegang izin tidak menyusun dokumen pelaporan yang tumpang tindih, muatan yang tidak ada pada IKK namun ada pada laporan operasi perlu dimasukkan, demikian pula dengan muatan pada IKK yang tidak ada pada laporan operasi, perlu dimasukkan sehingga laporan operasi dan IKK menjadi komprehensif baik untuk BAPETEN maupun untuk IAEA.

DAFTAR PUSTAKA

1. *Safety Performance Indicators for Significant Seven Templates (Safety Assurance)*, <https://www.caa.co.uk/default.aspx?catid=2816&pagetype=90&pageid=16112>.
2. PEMRI, 2012, *Peraturan Pemerintah No. 54 tahun 2012 tentang Keselamatan dan Keamanan Instalasi Nuklir*, Jakarta.
3. DI2BN - BAPETEN, 2010, *Pedoman Penyusunan Laporan Operasi Reaktor non Daya*, No. I2BN/O.01/XII/2010, Jakarta.
4. BAPETEN, 2011, *Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 2 Tahun 2011 tentang Ketentuan Keselamatan Operasi Reaktor Nondaya*, Jakarta,
5. BAPETEN, 2015, *Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 2 tahun 2015 tentang Verifikasi dan Penilaian Keselamatan Reaktor Nondaya*, Jakarta,
6. Dahlgren, L. Lederman, J. Palomo, T. Iberdrola, Szikszai, *Safety Performance Indicators*, Topical Issue Paper No. 5, IAEA
7. Pandi, LY., 2015, *Laporan Hasil Kajian Safety Performance Indikator*, No Rek: LT/STI/KN/P2STPIBN/002-001.2/2015, Jakarta.



KAJIAN PENGAWASAN INSTALASI NUKLIR NON REAKTOR DALAM RANGKA FINAS UNTUK MENINGKATKAN KESELAMATAN

Emy Triharjiyati

Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Instalasi dan bahan Nuklir

e.triharjiyati@bapeten.go.id

ABSTRAK

Kajian pengawasan instalasi nuklir non reaktor dalam rangka FINAS untuk meningkatkan keselamatan. Di Indonesia saat ini terdapat instalasi nuklir non reaktor (INNR) dengan jenis yang berbeda-beda, instalasi ini berada di Serpong, Yogyakarta dan Bandung. Badan pengawas (BAPETEN) melakukan pengawasan untuk memastikan bahwa fasilitas INNR yang beroperasi sesuai ketentuan keselamatan sehingga aman buat pekerja, masyarakat dan lingkungan. Selaras dengan perkembangan dunia internasional yang memberikan perhatian besar terhadap budaya keselamatan, BAPETEN telah mengambil langkah maju untuk melakukan sosialisasi dan koordinasi budaya keselamatan pada instalasi nuklir non reaktor melalui berbagai kegiatan.. IAEA dalam Safety Guide GS-G-3.5, memberikan pedoman bagi Negara-negara anggota terkait dengan pengawasan pengaturan system manajemen berdasarkan standar dan pedoman IAEA. Publikasi ini memberikan pedoman praktis mengenai inspeksi sistem manajemen dari operator fasilitas atau organisasi yang melaksanakan kegiatan yang terintegrasi ke dalam satu sistem manajemen.. Metode yang digunakan untuk mengevaluasi dan memonitor keselamatan pada instalasi nuklir adalah salah satunya dengan menggunakan indikator kinerja keselamatan atau disebut sebagai *Safety Performance Indicator (SPI)*. Guna peningkatan akuntabilitas kinerja keselamatan dengan melakukan pelaporan rutin keselamatan operasi ke badan pengawas melalui Fuel Incident Notification and Analysis System (FINAS). FINAS mewadahi pelaporan yang terbuka dari fasilitas masalah keselamatan yang berupa *nearmiss, incident, maupun accident*.

Kata kunci: INNR, FINAS, indikator kinerja keselamatan

ABSTRACT

Regulatory Assessment of non-reactor nuclear installation in order FINAS to improve safety. In Indonesia there are currently non-reactor nuclear installations (INNR) with different types, this installations are located in Serpong, Yogyakarta and Bandung. The regulatory body (BAPETEN) exercise supervision to ensure that the facility is operating according INNR safety provisions making it safe for workers, communities and the environment. In harmony with the development of the international world that gives great attention to safety culture, BAPETEN has taken a step forward for the dissemination and coordination of safety culture on non-reactor nuclear plant through various activities .. IAEA Safety Guide GS-G-3.5, provides guidance for country- member countries linked to the monitoring settings management system based on the standards and guidelines of the IAEA. This publication provides practical guidance on the management of the inspection system facility operators or organizations that carry out activities that are integrated into a single management system .. The methods used to evaluate and monitor the safety of the nuclear installation is one with a *Safety Performance Indicator (SPI)*. In order to increase the accountability of safety performance by doing the safe operation of regular reporting to the regulatory body through the Fuel Incident Notification and Analysis System (FINAS). FINAS facilitate transparent reporting of safety problems such facilities *nearmiss, incident, or accident*

Keywords: INNR, FINAS, safety performance indicator

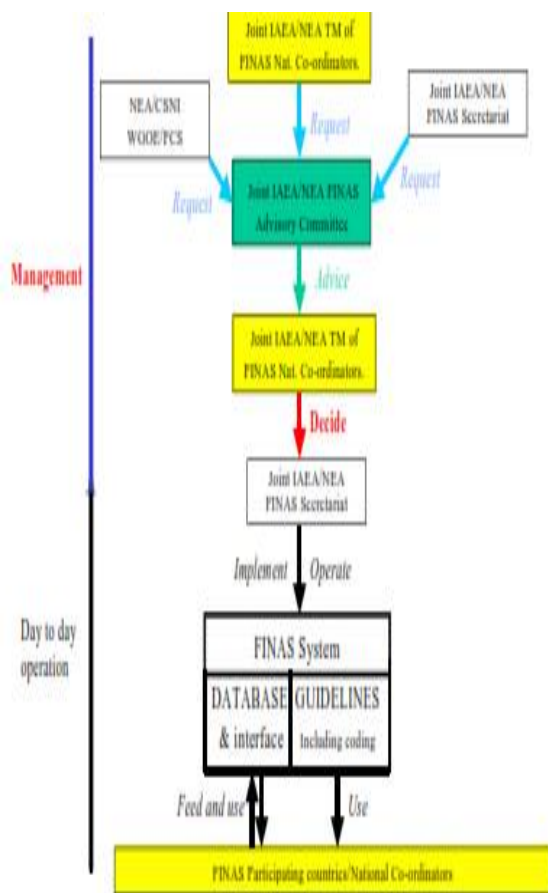
I. PENDAHULUAN

Di Indonesia terdapat instalasi INNR dengan jenis yang berbeda-beda, yang pengawasannya dilaksanakan oleh BAPETEN. *Fuel Incident Notification Analysis System (FINAS)*[1] salah satu kegiatan yang dilakukan dalam rangka memberikan dukungan teknis dalam Pengkajian Keselamatan Instalasi Nuklir Non Reaktor dalam rangka Pelaporan ke IAEA. Kegiatan ini merupakan tindak lanjut dari dicanangkannya program

FINAS oleh IAEA pada tahun 2001 yang bertujuan untuk meningkatkan keselamatan instalasi nuklir non reaktor. Program FINAS dijalankan melalui pertukaran informasi mengenai kejadian-kejadian terkait keselamatan yang tidak biasa (unusual event) dan insiden yang timbul di instalasi nuklir non reaktor di antara negara anggota IAEA. Selaku negara anggota, Indonesia melalui lembaga yang berwenang dalam

bidang energi nuklir (BATAN dan BAPETEN) ikut berperan serta dalam program ini.

Kegiatan FINAS berbasis web yang digunakan untuk pertukaran pelajaran dari pengalaman yang diperoleh dalam operasi fasilitas daur bahan bakar (*fuel cycle facilities*). Tujuan utama dari FINAS adalah untuk memberikan umpan balik tentang peristiwa yang berhubungan dengan keselamatan untuk mencegah terjadinya insiden atau kecelakaan yang berulang. Kegiatan ini berdasarkan komitmen sukarela dari negara-negara peserta/anggota yang berpartisipasi serta bertanggung jawab untuk memilih kejadian baik yang berupa incident, accident maupun nearmiss yang akan dilaporkan ke FINAS.



Gambar1: FINAS operation and management chart

FINAS ini merupakan media pembelajaran yang sistematis terhadap kejadian terkait keselamatan yang berperan terhadap perkembangan keselamatan operasional fasilitas daur bahan bakar nuklir

Fasilitas daur bahan bakar untuk FINAS antara lain:

1. Tambang dan pemroses uranium dan thorium,
2. Fasilitas pemurnian,
3. Fasilitas konversi,
4. Fasilitas pengayaan,
5. Fasilitas fabrikasi bahan bakar,
6. Fasilitas produksi radioisotop,
7. Fasilitas pengolahan dan pengkondisi limbah,

8. Fasilitas penanganan dan penyimpanan intermediate bahan bakar,
9. Fasilitas pengolahan ulang, dan
10. Laboratorium penelitian dan pengembangan daur bahan bakar.

Untuk tiap kejadian terkait keselamatan yang signifikan, dijelaskan: analisis penyebab, pembelajaran (*lessons learned*) termasuk tindakan perbaikan yang dilakukan yang akan berharga bagi para profesional yang terlibat dalam industri daur bahan bakar nuklir seperti:

- a) Badan Pengawas
- b) TSO
- c) Organisasi pengoperasi
- d) Vendor (seperti: pendesain, kontraktor, pabrikan)
- e) Kegiatan penelitian di bidang daur bahan bakar.

Pembelajaran yang bisa diambil dari suatu kecelakaan meliputi:

- Kecelakaan yang terjadi telah diidentifikasi kemudian menarik pelajarannya dan mengambil tindakan korektif dan waktu yang tepat.
- Pelajaran dari kejadian/kecelakaan tidak terbatas dari satu negara bisa juga dari pertukaran pengalaman operasi negara lain.

FINAS merupakan sumber informasi yang penting bagi regulator untuk memberikan wawasan tentang pengalaman operasi yang penting untuk fasilitas siklus daur bahan bakar dalam tujuan pengawasan dan perijinan. Bagi organisasi pengoperasi menerima informasi tambahan dengan perspektif yang berbeda untuk melengkapi sistem pelaporan nasional dan internasional mereka. Bagi lembaga penelitian dapat menerima bimbingan tambahan untuk menetapkan tujuan penelitian dan program.

Laporan FINAS yang disusun dari pengumpulan informasi kejadian/insiden pada Instalasi Nuklir Non Reaktor yang beroperasi di Indonesia merupakan hasil pembahasan bersama yang dilakukan oleh Koordinator Nasional, Koordinator Lokal, dan tim pengkaji. Laporan kejadian dari instalasi yang disepakati oleh Koordinator Nasional dan Koordinator Lokal untuk disampaikan kepada IAEA dibuat secara terpisah.

Penerapan indikator kinerja keselamatan (IKK) di beberapa Negara sudah diterapkan, maka ini diperlukan untuk melakukan pengembangan proses yang lebih obyektif untuk mengkaji pengawasan terhadap pemegang izin dalam memantau kinerja keselamatan di instalasi nuklir. Tingkat keselamatan dan keamanan yang tinggi merupakan hasil dari interaksi yang kompleks antara desain yang baik, operasi yang aman, dan kinerja manusia yang handal. Indikator kinerja keselamatan dan keamanan yang ada akan memberikan informasi yang berharga dalam pengelolaan kinerja keselamatan instalasi nuklir yang efektif.

Model pengawasan indikator kinerja keselamatan dan keamanan antara lain:

1. Inspeksi difokuskan pada fasilitas yang mempunyai potensi bahaya lebih tinggi.
2. Lebih difokuskan pada fasilitas yang sedang bermasalah kinerjanya, perhatian pengawasan ini untuk mempertahankan fasilitas beroperasi normal dan selamat.
3. Pengukurannya secara obyektif mengenai kinerja keselamatan dan keamanan.
4. Tingkat keselamatan dan keamanan yang tinggi merupakan hasil dari interaksi yang kompleks antara desain yang baik, operasi yang aman, dan kinerja manusia yang handal. Indikator kinerja keselamatan dan keamanan yang ada akan memberikan informasi yang berharga dalam pengelolaan kinerja keselamatan instalasi nuklir yang efektif.
5. Mengurangi beban pengawasan yang tidak perlu di fasilitas nuklir (administratif yang tidak berhubungan dengan keselamatan).
6. Respon terhadap pelanggaran mudah diprediksi dan konsisten yang mencerminkan dampak keselamatan potensial dari pelanggaran.
7. Sebagai dasar bagi pemegang izin untuk melakukan peningkatan kinerja keselamatan selaras dengan hasil pelaksanaan pengawasan yang berbasis pada penerapan kinerja keselamatan dan keamanan .

II. METODE

Ketentuan terhadap penerapan budaya keselamatan pada pemanfaatan tenaga nuklir di indonesia telah di muat dalam peraturan pemerintah no. 33 tahun 2007 tentang “keselamatan radiasi pengion dan keamanan sumber radioaktif”. Penerapan budaya keselamatan pada instalasi nuklir yang kuat dalam iaea safety guide no. Gs-g-3.5[2] bisa diadopsi sebagai strategi pengembangan budaya keselamatan, starategia dan kegiatannya meliputi :

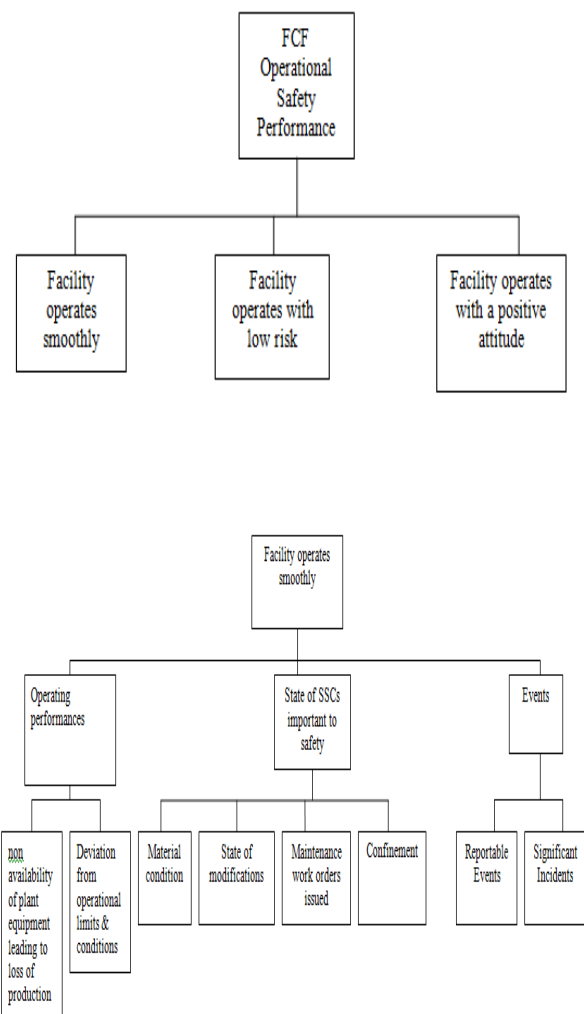
- a) keselamatan adalah nilai yang dikenal baik
- b) Kepemimpinan untuk keselamatan adalah jelas.
- c) Keselamatan terintegrasi dalam semua aktivitas.
- d) Akuntabilitas keselamatan adalah jelas
- e) Keselamatan pendorong pembelajaran.

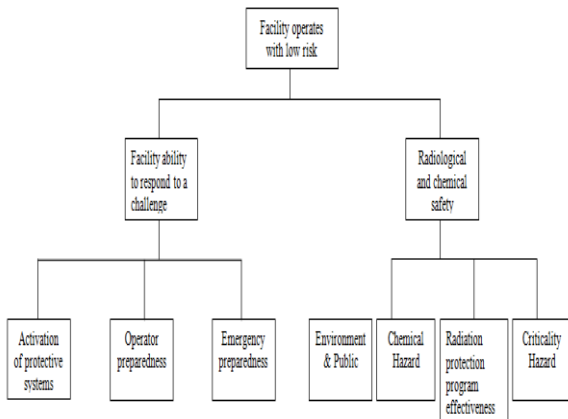
Salah satu metode untuk mengevaluasi atau memonitor keselamatan pada instalasi nuklir adalah dengan menggunakan Indikator kinerja keselamatan atau disebut sebagai *Safety Performance Indicator* (SPI). Uuntuk di reaktor riset sudah dilakukan pengumpulan pelaporan safety performance indicator dan dilaporkan ke IAEA , dalam kegiatan rutin IRSRR (Incident reporting system for research Reactor). Pelaporan ke IAEA dilakukan setiap 2 tahun sekali.

SPI ini dilakukan karena indikator kinerja keselamatan INNRR dapat digunakan sebagai masukan penting dalam penilaian kinerja keselamatan pada INNRR. Di kegiatan FINAS dalam menyusun SPI untuk masing-masing fasilitas secara spesifik akan

mengalami kesulitan, karena setiap fasilitas mempunyai karakteristik yang berbeda. IAEA telah mengeluarkan draf *Safety Report Series* No. xx [3] yang memberikan panduan secara umum untuk penyusunan SPI untuk fasilitas nuklir non reaktor. Ini digunakan juga sebagai pedoman praktis untuk inspeksi yang dilakukan badan pengawas terkait dengan sistem manajemen dari fasilitas atau organisasi. Hal ini bisa untuk melihat seberapa jauh ketentuan budaya keselamatan diimplementasikan.

OPERATIONAL SAFETY PERFORMANCE INDICATORS FOR FUEL CYCLE FACILITIES





Gambar 1. Diagram untuk SPI di fasilitas siklus bahan bakar.

Dari diagram di atas dapat dibuat pertanyaan-pertanyaan yang disebut *Management System Inspection Tool (MSIT)* yang berupa checklist. Bagian – bagian yang tercakup dalam tool inspeksi system manajemen ini diantaranya, system manajemen (budaya keselamatan, dokumentasi), tanggung jawab manajemen (komitmen manajemen, kebijakan organisasi, perencanaan dan lain-lain), pengukuran, pengkajian dan peningkatan (pemantauan dan pengukuran, kajian diri, reuiu system manajemen dan lainnya).

Pengukuran ini merupakan salah satu unsur yang tidak dapat dipisahkan dari hasil kinerja keseluruhan untuk mengetahui tingkat kemajuan atau keberhasilan kinerja keselamatan. Selain itu, pengukuran kinerja keselamatan ini dapat digunakan sebagai alat pendorong agar manajemen memperhatikan upaya keselamatan, karena umumnya manajemen hanya menaruh perhatian pada hal-hal yang terukur, sedangkan yang tidak diukur sering lepas dari perhatian.

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

1. Fuel Incident Notification and Analysis System (FINAS)

Sampai saat ini ada sembilan (9) fasilitas INNR yang menjadi anggota FINAS. Dimana masing-masing fasilitas mempunyai wakil yang disebut koordinator local, mereka ditunjuk oleh masing-masing atasan untuk bisa aktif dalam kegiatan ini. Kegiatan yang sudah rutin dilakukan adalah melakukan pertemuan dengan semua anggota dari semua fasilitas dengan BAPETEN minimal satu tahun sekali. Dimana setiap fasilitas melaporkan kejadian atau insiden sekecil apapun yang terjadi di fasilitas. Selanjutnya dievaluasi dan dianalisa untuk mencari potensi dan penyebab kejadiannya, lalu dicari solusi dan diambil pembelajarannya. Kejadian yang dilaporkan ini bisa dari tahun-tahun yang lalu.



Gambar 1. menunjukkan salah satu kegiatan rapat koordinasi yang di lakukan antara koordinator lokal masing-masing fasilitas instalasi nuklir non reaktor yang ikut dalam keanggotaan FINAS . Dimana masing-masing koordinator lokal menyampaikan atau melaporkan kejadian yang terjadi di fasilitasnya, baik yang baru terjadi ataupun kejadian yang sudah lama terjadi yang bisa di sharing dan diambil pembelajaran sehingga diharapkan dapat mencegah terulangnya insiden pada instalasi yang serupa. BAPETEN sebagai koordinator nasional memfasilitasi terlaksananya kegiatan ini.

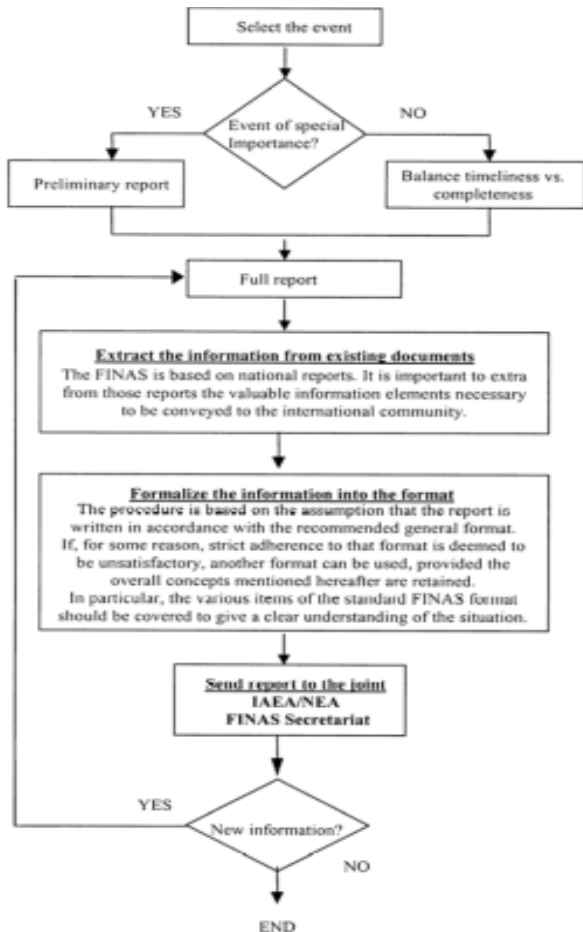
Pertemuan FINAS dengan IAEA dilakukan setiap 2 tahun sekali. BAPETEN sebagai koordinator nasional mewakili Indonesia untuk bisa hadir dan menyampaikan satu atau lebih kejadian difasilitas untuk bisa di sharing. Kegiatan ini perlu dilakukan agar laporan FINAS yang akan disampaikan ke IAEA dapat:

1. Memenuhi kelayakan dokumen sesuai persyaratan yang diminta IAEA.
2. Memeperoleh kesepakatan nasional antara koordinator nasional dan koordinator local berkenaan dengan laporan kejadian yang akan disampaikan kepada FINAS-IAEA.

Pelaporan kejadiannya harus memuat:

- a. Naratif diskripsi
Berisikan diskripsi kejadian ada tanggal, jam kejadian, berada dilokasimana, kegiatan yang dilakukan.
- b. Investigasi kejadian dan penilaian keselamatan
- c. Analisa penyebab dan tindakan korektif/perbaikan
- d. Pembelajaran yang bisa diambil
- e. Pengkodean
Pengkodean ini disesuaikan dengan panduan dari IAEA/NEA Fuel Incident Notification and Analysis System (FINAS) Guidelines [1].

Setiap kejadian yang akan dilaporkan harus disusun dalam format FINAS. Masing-masing Negara anggota FINAS semua juga menyampaikan pelaporan sehingga bisa saling menukar informasi dan bisa mengambil pembelajarannya sehingga bisa mencegah terjadinya atau terulangnya insiden atau kecelakaan tersebut.



Gambar 2: *Process flow chart*

2. *Safety Performance Indicator (SPI)*

Dari hasil kajian identifikasi terhadap lingkup pengawasan bisa ditetapkan indikator kinerja keselamatan. Laporan indikator kinerja keselamatan oleh fasilitas perlu dievaluasi atau dimonitor. Dimana ini diperlukan untuk melakukan pengembangan proses yang lebih obyektif untuk mengkaji pengawasan terhadap pemegang izin dalam memantau kinerja keselamatan. Pengukuran kinerja keselamatan dimaksudkan untuk:

- a. Mengamati kinerja operasi.
- b. Mengidentifikasi dan menganalisis tren yang tidak diinginkan dalam pelayanan.
- c. Menetapkan dasar untuk menentukan target keselamatan.
- d. Menentukan cara yang efektif untuk mencapai tingkat keselamatan yang dapat diterima.

- e. Inisiasi tindakan korektif dengan cara yang efisien dan efektif.
- f. Membandingkan kinerja keselamatan dengan bahaya yang teridentifikasi.

Pada tahun 2009 telah dilakukan uji coba pengisian indikator kinerja keselamatan di IEBE. Identifikasi ini dilakukan untuk memastikan apakah indikator kinerja keselamatan yang telah disusun bisa diterapkan di INNR-IEBE.

Dimana antara pengkajian dan IEBE telah merumuskan criteria penilaian dari setiap indikator kinerja keselamatan yang bisa diterapkan di IEBE. Kriteria penilaian ini dapat digunakan untuk menilai kinerja pengoperasian di fasilitas. Dalam melakukan setiap kegiatan, IEBE menerapkan 4 prinsip budaya kerja yaitu:

1. *Safety first*
Semua kegiatan yang dilakukan, keselamatan suatu hal yang harus diutamakan.
2. *Teamworks*
Kerja sama mutlak diperlukan dalam setiap kegiatan yang ada.
3. *Care for Others*
Dengan prinsip ini, para pekerja di IEBE dipacu untuk selalu peduli dengan pekerja lainnya sehingga akan menghasilkan suasana kerja yang nyaman dan kondusif.
4. *Continuous Learning*
Dengan prinsip ini setiap orang akan terus belajar dengan tujuan untuk meningkatkan pengetahuan dan kompetensi diri yang akhirnya akan meningkatkan keselamatan dalam pekerjaan.

Lingkup SPI IEBE adalah:

- [1] Keselamatan Nuklir
 - Operasi berkualitas
 - Kejadian Pemicu
 - Sistem mitigas
 - Integritas penghalang
- [2] Keselamatan Radiasi
 - Keselamatan radiasi
 - Radiasi dan kontaminasi daerah kerja dan lingkungan
 - Limbah radioaktif
- [3] Kesiapsiagaan nuklir
 - Sistem kewaspadaan dan notifikasi
 - Latihan kedaruratan nuklir
 - Partisipasi anggota organisasi tanggap darurat
- [4] Sistem manajemen dan fasilitas dan aktifitas
 - Tanggung jawab manajemen
 - Manajemen sumber daya
 - Implementasi proses
 - Pengukuran, penilaian, dan perbaikan
- [5] Keamanan nuklir
 - Safeguard
 - Proteksi fisik

Manajemen IEBC mempunyai komitmen untuk mewujudkan visi dan misi IEBC dengan tujuan untuk mengurangi bahaya dan resiko kerja (penyakit akibat kerja), mencegah terjadinya kecelakaan kerja serta untuk meningkatkan produktivitas kerja. Strategi yang diterapkan oleh manajemen dalam memperkuat budaya keselamatan adalah dengan:

- a) Mengidentifikasi dan mengendalikan bahaya ditempat kerjasecara berkelanjutan.
- b) Menetapkan dan mengembangkan tanpa henti *Behavior Based Safety* (internalisasi keselamatan).
- c) Melaksanakan pelatihan terhadap pekerja secara komprehensif dan berkelanjutan.
- d) Membangun kerjasama dan kemitraan yang kuat (internal dan eksternal).

Selain itu juga membuat agenda utama yang menjadi indikator yang dapat diukur, sebagai berikut:

- (1) Meningkatkan efektifitas kepemimpinan
- (2) Meningkatkan keterlibatan personil
- (3) Mengendalikan dan mereduksi hazards
- (4) Meningkatkan perilaku selamat para pekerja
- (5) Prosedur dan dokumentasi keselamatan
- (6) Meningkatkan komunikasi internal dan eksternal
- (7) Meningkatkan kualitas kaji diri.

Dari semua yang sudah dilakukan oleh IEBC maka dapat disimpulkan bahwa IEBC telah menerapkan setiap karakteristik budaya keselamatan yang direkomendasikan oleh IAEA dengan baik.

IV. KESIMPULAN

Dari kajian kegiatan FINAS ini mendapatkan hasil:

1. Kegiatan FINAS adalah sebagai media pembelajaran pengalaman operasi fasilitas Instalasi Nuklir Non Reaktor untuk memberikan umpan balik tentang peristiwa yang berhubungan dengan keselamatan untuk mencegah terjadinya insiden atau kecelakaan yang berulang.
2. Selama ini kegiatan FINAS sudah berjalan dengan baik, dimana koordinasi yang dilakukan antara koordinator lokal dan koordinator nasional sudah berjalan lancar.
3. Fasilitas sudah terbuka untuk bisa sharing tentang kejadian baik insiden, kecelakaan, maupun nearmiss sehingga para anggota FINAS bisa mengambil pembelajaran.
4. Salah satu metode untuk mengevaluasi atau memonitor keselamatan pada instalasi nuklir adalah dengan menggunakan indikator kinerja keselamatan dengan strategi pengembangan budaya keselamatan.

DAFTAR PUSTAKA

1. *INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Fuel Incident Notification and Analysis System*

(*FINAS*) *Guidelines, Services Series 14*, IAEA, Vienna (2006)

2. *INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Management System For Nuclear Installations, IAEA safety Standards Series, GS-G-3.5*, IAEA, Vienna (2006)
3. *INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Regulatory Oversight of Management System, Draft Safety Reports Series No. XX*, IAEA, Vienna (2008)
4. Dedi Hermawan, *Kajian Penerapan Budaya Keselamatan di Instalasi Nuklir*, Jakarta (2010)

TANYA JAWAB DISKUSI

Penanya: Yanuar Wahyu Wibowo

Pertanyaan:

Bagaimana kaitan antara *Operational Safety Performance Indicators* dengan proses pelaporan pada FINAS?

Jawaban:

SPI dan pelaporan FINAS adalah dua hal yang berbeda, dimana SPI sebagai salah satu metode untuk mengevaluasi atau memonitor keselamatan kerja pada instalasi nuklir. Ini sesuai dengan draf *safety Report Series* No.xx, dibuat pertanyaan-pertanyaan yang disebut MSTI yang berupa checklist; yang mencakup antara lain; system manajemen (budaya keselamatan, dokumentasi), tanggung jawab manajemen (komitmen manajemen, kebijakan organisasi, perencanaan dll). Sedangkan pelaporan FINAS untuk pembelajaran dari pertukaran informasi kejadian terkait keselamatan bagi Negara-negara anggota di IAEA.

2. Nama Penanya: Yepi Yamani Yosa

Pertanyaan:

1. Siapa yang melaporkan ke FINAS?
2. Apa benefit FINAS bagi pengawasan oleh BAPETEN?

Jawaban:

1. Yang melaporkan ke FINAS IAEA adalah koordinator nasional FINAS (kepala bidang pengkajian INNR) yang ditunjuk oleh kepala BAPETEN.
2. Dengan terbukanya para koordinator lokal fasilitas untuk melaporkan setiap kejadian baik berupa insiden, kecelakaan, maupun nearmiss, yang kemudian dicari akar masalah, dicari penyelesaiannya, dan dilakukan tindakan koreksi lalu diambil pembelajarannya agar tidak terulang kejadian yang serupa. Maka BAPETEN akan

mudah dalam melakukan pengawasan karena fasilitas sadar untuk selalu meningkatkan keselamatan kerja. misalnya selalu bekerja sesuai dengan prosedur.

3 .**Nama Penanya:** Anton Indra Pratama

Pertanyaan:

3. FINAS biasanya dilakukan untuk INNR, bagaimana dengan fasilitas yang juga memiliki dampak radiologi tinggi seperti IPLR, PTRR, dan IPRR?
4. Bagaimana cara memberikan kepercayaan kepada fasilitas untuk melaporkan ke FINAS, karena kemungkinan dengan melaporkan ke FINAS ke BAPETEN ada kekhawatiran fasilitas berdampak pada perizinan?

Jawaban:

1. Anggota FINAS adalah fasilitas INNR yang ada, dan IPLR, PTRR dan IPRR juga sudah masuk menjadi anggota FINAS.
2. Pelaporan ke FINAS dari fasilitas bersifat sukarela disini tidak ada pemaksaan, yang mana tujuannya tukar menukar informasi untuk diambil pembelajarannya. Dan ini tidak akan mempengaruhi dalam pemberian izin BAPETEN ke fasilitas.



PENTINGNYA PENGATURAN MENGENAI KEAMANAN NUKLIR DALAM SUATU UNDANG-UNDANG

Mira Wahyu Nugraheni

Badan Pengawas Tenaga Nuklir

m.nugraheni@bapeten.go.id

ABSTRAK

PENTINGNYA PENGATURAN MENGENAI KEAMANAN NUKLIR DALAM SUATU UNDANG-UNDANG.

Tenaga nuklir di Indonesia sudah dimanfaatkan secara luas baik oleh pemerintah maupun swasta dalam bidang kesehatan, penelitian dan industri. Sejalan dengan peningkatan pemanfaatan, potensi bahan nuklir atau zat radioaktif digunakan untuk tujuan kriminal atau sengaja digunakan secara tidak sah tidak bisa dikesampingkan. Pemerintah Indonesia memiliki tanggung jawab untuk menjamin keamanan terhadap penggunaan, penyimpanan, dan pengangkutan bahan nuklir dan zat radioaktif serta keamanan fasilitas dan kegiatan terkait. Salah satu upaya dengan menetapkan instrumen hukum nasional untuk meningkatkan keamanan nuklir. Undang-undang yang saat ini ada belum cukup mengatur tentang keamanan nuklir. Undang-Undang Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran lebih difokuskan mengatur keselamatan pemanfaatan tenaga nuklir, sehingga belum cukup mengatur tentang keamanan nuklir. Fokus pengaturan tentang keamanan nuklir yaitu upaya untuk mewujudkan keamanan nuklir dan kriminalisasi terhadap segala tindakan yang dapat dikategorikan sebagai kejahatan terhadap keamanan nuklir. Mengingat cakupan materi yang diatur, pengaturan keamanan nuklir sangat tepat untuk ditetapkan dalam bentuk undang-undang.

Kata kunci: keamanan nuklir, kriminalisasi.

ABSTRACT

Nuclear energy in Indonesia is already used by government and private institution in the area of health, research and industry. In regards with the increase of utilization, the potential of nuclear and radioactive materials used for criminal purposes or unauthorized used can not be excluded. The Indonesian government has a responsibility to ensure the security of the use, storage and transport of nuclear and radioactive materials as well as the security of the facility and related activities. One of the effort is by stipulating a national legal instrument to enhance nuclear security. The existing governing law on nuclear is not quite to set on nuclear security. Act No. 10 of 1997 on Nuclear Energy is more focused on regulating the safety of nuclear energy use, so it is not quite to set on nuclear security. The focus of nuclear security regulation is an attempt to achieve nuclear security and the criminalization of all actions that can be categorized as crime against the nuclear security. In regards with the scope of stipulated matter, nuclear security regulation should be determined in the form of an act.

Keywords: nuclear security, criminalization.

I. PENDAHULUAN

Tenaga nuklir di Indonesia sudah dimanfaatkan secara luas baik oleh pemerintah maupun swasta dalam bidang kesehatan, penelitian dan industri. Tenaga nuklir yang dimaksud adalah tenaga dalam bentuk apapun yang dibebaskan dalam proses transformasi inti, termasuk tenaga yang berasal dari sumber radiasi pengion. Proses transformasi inti yang dimaksud banyak dijumpai dalam proses peluruhan pada zat radioaktif dan reaksi pembelahan berantai pada bahan nuklir.

A. Latar Belakang

Pemanfaatan zat radioaktif di bidang kesehatan digunakan untuk radioterapi, kedokteran nuklir dan radiodiagnostik. Pemanfaatan zat radioaktif

di bidang industri diantaranya digunakan untuk radiografi, logging dan gauging. Contoh pemanfaatan zat radioaktif di bidang penelitian digunakan untuk perunut, pertanian, peternakan dan produksi radioisotop. Sedangkan bahan nuklir digunakan dalam pengoperasian instalasi nuklir.

Semua kegiatan tersebut mempunyai potensi disalahgunakan oleh pelaku kejahatan. Zat Radioaktif dapat disalahgunakan untuk membuat senjata radiologi. Sedangkan bahan nuklir dapat disalahgunakan untuk membuat senjata nuklir. Senjata radiologi dan senjata nuklir dapat digunakan dengan target fasilitas umum, obyek vital, penyelenggaraan kegiatan yang bersifat massal dan sebagainya. Disamping itu, pelaku kejahatan dapat melakukan sabotase terhadap fasilitas nuklir, instalasi nuklir, fasilitas radiasi, atau

pengangkutan zat radioaktif dengan memanfaatkan informasi keamanan nuklir.

Kondisi geografis Indonesia yang sangat luas dan terdiri dari ribuan pulau dapat menjadi akses yang sangat mudah terhadap keluar-masuknya zat radioaktif dan bahan nuklir secara ilegal untuk disalahgunakan oleh pihak-pihak yang tidak bertanggung jawab yang dapat menimbulkan ancaman terhadap keamanan. Disamping itu, di Indonesia ditengarai adanya jaringan teroris yang memiliki hubungan dengan jaringan teroris internasional yang diduga terlibat pada beberapa kejadian pengeboman di wilayah Indonesia, sehingga menimbulkan kekhawatiran dimana zat radioaktif, bahan nuklir, bahan terkait nuklir, instalasi nuklir dan fasilitas radiasi disalahgunakan atau disabotase oleh teroris.

Berkenaan dengan berbagai kejahatan terhadap keamanan nuklir sebagaimana telah diuraikan di atas, negara harus melakukan berbagai upaya agar tercipta kondisi yang aman, tenteram, dan damai. Hal ini sejalan dengan tujuan nasional bangsa Indonesia sebagaimana tercantum dalam Pembukaan Undang-Undang Dasar (UUD) Negara Republik Indonesia Tahun 1945 yaitu melindungi segenap bangsa Indonesia dan seluruh tumpah darah Indonesia, memajukan kesejahteraan umum, mencerdaskan kehidupan bangsa dan ikut serta melaksanakan ketertiban dunia berdasarkan kemerdekaan, perdamaian abadi dan keadilan sosial.

Dalam rangka mengantisipasi dampak kejahatan terhadap keamanan nuklir dan memberikan kepastian hukum bagi terwujudnya keamanan nuklir, diperlukan undang-undang yang secara khusus mengatur keamanan nuklir.

B. Identifikasi Masalah

Berdasarkan uraian dari latar belakang di atas, maka permasalahan yang akan dibahas meliputi:

1. Hal-hal apakah yang perlu diatur untuk mewujudkan keamanan nuklir.
2. Mengapa perlu mengatur keamanan nuklir dalam suatu undang-undang.

C. Metode

Metode yang digunakan dalam penulisan ini adalah metode yuridis normatif dengan analisis data secara kualitatif. Data yang dianalisis berupa data sekunder yang diperoleh dengan studi pustaka.

II. LANDASAN TEORI

Zat radioaktif dan bahan Nuklir dapat menimbulkan risiko kesehatan dan keselamatan apabila dibelokkan penggunaannya untuk tujuan nondamai. Selain itu, juga memberikan risiko terhadap keamanan perorangan atau masyarakat. Sumber radiasi yang hilang atau terbengkalai apabila disalahgunakan dapat

menyebabkan luka fisik terhadap orang yang tidak sadar akan bahaya radiasi. Pengambilalihan sumber radiasi oleh teroris atau sekelompok penjahat dapat bermuara pada produksi alat penyebar radiasi yang digunakan untuk tindak kejahatan. Penyebaran bahan nuklir atau zat radioaktif tertentu dapat mempercepat penyebaran alat peledak nuklir atau alat peledak konvensional yang dapat mengancam keamanan nuklir.

Aspek keamanan nuklir terdiri dari garda aman (*safeguards*), proteksi fisik termasuk keamanan sumber radioaktif, perdagangan gelap (*illicit trafficking*), pengendalian ekspor dan impor, serta terorisme.

Pertama, garda aman merupakan suatu tindakan untuk membangun kepercayaan mengenai kebijakan non-proliferasi atau tindakan untuk mencegah penyimpangan penggunaan tenaga nuklir dari tujuan damai menjadi tujuan pembuatan senjata nuklir atau alat ledak nuklir lain. Garda aman internasional yang diterapkan oleh *International Atomic Energy Agency* (IAEA) merupakan kunci utama untuk memverifikasi pemenuhan negara anggota terhadap komitmennya bahwa bahan nuklir atau teknologi nuklir tidak disalahgunakan untuk produksi senjata nuklir atau peralatan bahan peledak nuklir lainnya. Untuk menjalankan komitmen tersebut maka negara anggota harus memenuhi persyaratan teknis dasar dari sistem garda aman internasional IAEA, sesuai dengan istilah-istilah dari perjanjian garda aman yang dapat diterapkan. Selain itu, garda aman juga memungkinkan IAEA untuk meninjau ulang informasi, laporan dan rekaman yang disediakan oleh negara anggota untuk pencegahan penggunaan bahan nuklir yang tidak sah.

Tindakan garda aman diterapkan terhadap semua bahan dan fasilitas nuklir, termasuk fasilitas yang tidak mengandung bahan nuklir, fasilitas yang tidak sedang beroperasi dan fasilitas yang telah didekomisioning. Penting bahwa perundang-undangan nasional atau peraturan yang disahkan oleh badan pengawas mengidentifikasi dengan jelas tentang penerapan garda aman pada kegiatan, instalasi, fasilitas, dan bahan nuklir. Identifikasi seperti ini dijelaskan melalui definisi umum, dengan referensi mengenai bahan, kuantitas, dan fasilitas yang diatur seterusnya dalam peraturan.

Badan Pengawas mengidentifikasi dengan jelas tentang penerapan garda aman pada kegiatan, instalasi, fasilitas, dan bahan nuklir. Identifikasi seperti ini dijelaskan melalui definisi umum, dengan referensi yang terperinci mengenai bahan-bahan, kuantitas, dan fasilitas yang diatur seterusnya dalam peraturan-peraturan.

Ke dua, dengan adanya peristiwa 11 September 2001, masyarakat dunia mulai lebih meningkatkan keamanan nasionalnya. Sistem proteksi fisik atau keamanan sumber radioaktif bertujuan untuk mencegah pemindahan secara tidak sah terhadap bahan nuklir atau zat radioaktif, menemukan kembali bahan nuklir

atau zat radioaktif yang hilang, mencegah sabotase terhadap instalasi dan bahan nuklir serta fasilitas radiasi, dan memitigasi konsekuensi yang ditimbulkan sabotase.

Sistem proteksi fisik dan kemanan sumber radioaktif didesain berdasarkan atas Ancaman Dasar Desain/*Design Basis Threat* (DBT).

Fungsi utama sistem proteksi fisik atau kemanan sumber radioaktif untuk dapat menghadapi ancaman meliputi:

- a. mendeteksi (*detect*);
- b. menunda (*delay*); dan
- c. merespons (*respond*)

Ke tiga, salah satu perhatian dalam hal keamanan sumber radioaktif adalah masalah meningkatnya perdagangan gelap zat radioaktif. Pengertian secara luas mengenai perdagangan gelap zat radioaktif adalah keadaan yang berhubungan dengan penerimaan, persediaan (perlengkapan (*provision*)), penggunaan, pengiriman atau pembuangan zat radioaktif, baik disengaja maupun tidak disengaja dan dengan atau tanpa melewati batas-batas internasional. Perdagangan gelap dapat terjadi apabila tindakan proteksi fisik gagal.

Kegiatan kriminal yang dapat digolongkan ke dalam tindakan perdagangan gelap ialah:

1. kegiatan subversif, seperti pelanggaran kendali pengembangan nuklir, pelanggaran hukum internasional;
2. tindakan tidak menyenangkan yang berpotensi dapat menyebabkan bahaya terhadap masyarakat dan lingkungan;
3. penghasilan illegal dari keuntungan penjualan zat radioaktif;
4. menghindari biaya pajak untuk pemusnahan limbah radioaktif; dan
5. pelanggaran regulasi pengangkutan.

Indonesia yang merupakan negara kepulauan dengan garis pantai yang panjang dan sangat rentan dalam adanya usaha penyeludupan sumber radioaktif. Salah satu cara pencegahan tindakan perdagangan gelap sumber radioaktif ialah dengan mendeteksi sumber radioaktif di tempat keluar masuknya barang dari dan ke Indonesia, melalui pelabuhan laut, udara, dan batas darat.

Upaya respons terhadap perdagangan gelap tidak hanya berhenti sampai terdeteksinya sumber radioaktif di tempat keluar masuknya barang tetapi memerlukan koordinasi antar instansi untuk penanganannya.

Ke empat, pengendalian ekspor dan impor termasuk transit dan *transshipment* merupakan komitmen negara dalam mencapai tujuan keamanan nuklir. Tujuan dari pengendalian ekspor dan impor antara lain adalah menghambat perkembangan bahan peledak nuklir dan terorisme nuklir, dan mencegah orang-orang yang tidak

berwenang untuk mendapatkan bahan dan teknologi yang tidak mampu dikelola dengan selamat dan aman.

Pengendalian ekspor impor dilakukan terhadap:

1. Bahan nuklir dan zat radioaktif;
2. Bahan nonnuklir dan peralatan yang terkait daur bahan bakar nuklir; dan
3. Transfer teknologi, termasuk pelatihan, seminar, workshop, dan kegiatan lain untuk pertukaran informasi.

Kerangka hukum harus menetapkan tanggung jawab yang jelas mengenai badan dan pejabat yang bertanggung jawab untuk melaksanakan proses kendali ekspor dan impor. Selain itu juga, peraturan perundang-undangan harus menyediakan mekanisme untuk melaksanakan tindakan yang diperlukan (seperti batas waktu atau persyaratan pelaporan) untuk berbagai macam langkah dalam proses kendali ekspor dan impor.

Ke lima, aspek lain dari keamanan nuklir adalah terorisme. Terorisme yang terjadi belakangan ini semakin canggih metodenya karena para pelaku mampu mengikuti perkembangan teknologi serta kondisi sosial masyarakat, sehingga aksi-aksi terorisme mampu menciptakan rasa takut di masyarakat. Salah satu metode yang paling efektif untuk menebar teror dan luka fisik maupun nyawa adalah dengan metode pemboman. Dalam banyak kasus, pemboman memiliki dampak yang masif dan korban jiwa yang tidak sedikit.

Berbagai peristiwa pengeboman terjadi di Indonesia, beberapa di antaranya yang dilakukan oleh teroris yaitu terjadi pada tanggal 15 Agustus 2003 di Hotel JW Marriot, Jakarta. Dalam peristiwa ini, 14 orang tewas dan 156 orang mengalami luka-luka. Selanjutnya, peristiwa Bom Bali yang terjadi pada tanggal 1 Oktober 2005 di Kuta Bali, mengakibatkan 22 orang tewas dan 196 orang luka-luka. Tragedi ini kerap disebut Bom Bali II. Paling mutakhir adalah pengeboman di depan Gedung Sarinah, persimpangan antara Jalan MH Thamrin dan Jalan Kebon Kacang-Jalan Kebon Sirih, Jakarta Pusat, yang terjadi pada tanggal 14 Januari 2016. Meskipun dalam peristiwa ini tidak menimbulkan banyak korban namun cukup membuktikan bahwa pengeboman masih merupakan pilihan utama bagi teroris untuk melancarkan aksinya.

Berdasarkan investigasi dari aparat keamanan, bahan yang digunakan dalam pengeboman selama ini, masih bersifat konvensional. Namun demikian, suatu hal yang sangat mungkin dilakukan oleh teroris bahwa dalam perkembangan selanjutnya akan menggunakan zat radioaktif ataupun bahan nuklir untuk ditambahkan dalam rakitan bom tersebut guna memperburuk akibat ataupun kerusakan yang terjadi.

Dilatarbelakangi oleh adanya ancaman terorisme nuklir sebagaimana yang disebutkan di atas, serta aksinya meluas di seluruh dunia dalam segala bentuk dan manifestasinya mengakibatkan adanya kebutuhan untuk mengatur kriminalisasi terhadap

pelanggaran terorisme dalam suatu peraturan perundang-undangan. Dengan demikian penegakan hukum terhadap tindakan terorisme dapat dilaksanakan secara maksimal disamping perlu adanya koordinasi yang komprehensif antara semua lembaga dan institusi terkait dalam respons terorisme di Indonesia. Badan dan institusi terkait meliputi badan di bidang antiteror, di bidang keamanan negara, di bidang ketenaganukliran, kepolisian negara, kejaksaan, dan sebagainya.

Oleh karena itu, aturan hukum khusus diperlukan untuk melindungi bahan nuklir atau zat radioaktif yang dapat menimbulkan risiko keamanan. Tindakan ini harus dapat melindungi dari pengalihan penggunaan bahan dan teknologi nuklir atau zat radioaktif yang diperbolehkan, baik sengaja maupun tidak sengaja.

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Kemungkinan bahan nuklir atau zat radioaktif digunakan untuk tujuan kriminal atau sengaja digunakan secara tidak sah tidak bisa dikesampingkan dalam situasi global saat ini. Negara-negara telah membuat komitmen bersama untuk memperkuat perlindungan dan pengawasan untuk merespons secara efektif kejahatan terhadap keamanan nuklir. Salah satu upaya yaitu dengan menetapkan instrumen hukum baru untuk meningkatkan keamanan nuklir.

3.1. Hal-hal yang perlu diatur

Keamanan nuklir merupakan hal mendasar dalam pengelolaan teknologi nuklir dan pemanfaatan bahan nuklir atau zat radioaktif. Setiap negara bertanggung jawab penuh terhadap keamanan nuklir. Secara khusus, setiap negara memiliki tanggung jawab untuk menjamin keamanan terhadap penggunaan, penyimpanan, dan pengangkutan bahan nuklir dan zat radioaktif serta keamanan fasilitas dan kegiatan terkait; memberantas perdagangan gelap dan pengangkutan bahan nuklir secara tidak sah; dan merespons kejahatan terhadap keamanan nuklir.

Keamanan nuklir bertujuan untuk:

1. mencegah pemanfaatan tenaga nuklir untuk tujuan nondamai;
2. mencegah, mendeteksi, dan merespons kejahatan terhadap keamanan nuklir;
3. mengurangi risiko dan memitigasi dampak radiologi terhadap masyarakat dan lingkungan hidup dalam hal terjadi kejahatan terhadap keamanan nuklir; dan
4. memberikan jaminan hukum dan memperkuat penguasaan teknologi serta penggunaan bahan nuklir dan zat radioaktif untuk tujuan damai.

Upaya untuk mewujudkan keamanan nuklir dilakukan oleh masing-masing badan ataupun instansi yang berwenang dengan cara kerja sama dan koordinasi sesuai dengan ketentuan peraturan perundang-undangan. Negara harus menetapkan jalur

koordinasi dan mekanisme yang jelas untuk memastikan masing-masing instansi yang berwenang mempunyai peran dan tanggung jawab secara jelas. Secara khusus, perlu ditetapkan strategi deteksi nasional, rencana respons, prosedur, dan tersedianya infrastruktur untuk kegiatan masing-masing, serta pelatihan di tingkat nasional.

Negara harus menangani secara tepat segala tindakan yang berdampak buruk pada keamanan nuklir. Keamanan nuklir dilakukan dengan upaya pencegahan, deteksi, dan respons terhadap kejahatan atau tindakan yang sengaja dilakukan dengan melibatkan bahan nuklir atau zat radioaktif atau sabotase terhadap fasilitas nuklir, instalasi nuklir, fasilitas radiasi, atau pengangkutan zat radioaktif.

Terkait dengan hal tersebut, sangat diperlukan pengaturan mengenai keamanan nuklir yang meliputi:

1. upaya keamanan nuklir yang terdiri atas pencegahan, deteksi, dan respons;
2. kebijakan dan strategi keamanan nuklir;
3. manajemen keamanan nuklir; dan
4. kriminalisasi terhadap tindakan yang merupakan kejahatan terhadap keamanan nuklir.

Upaya keamanan nuklir dilakukan dengan pencegahan, deteksi, dan respons terhadap kejahatan atau tindakan yang sengaja dilakukan dengan melibatkan bahan nuklir atau zat radioaktif atau sabotase terhadap fasilitas nuklir, instalasi nuklir, fasilitas radiasi, atau pengangkutan zat radioaktif.

Pencegahan merupakan upaya yang dilakukan untuk mencegah terjadinya tindak pidana kejahatan terhadap keamanan nuklir atau tindakan yang tidak sah, dengan melibatkan bahan nuklir atau zat radioaktif. Pencegahan dilakukan melalui penangkalan terhadap ancaman keamanan nuklir, penetapan keamanan informasi, penilaian penelitian khusus (*screening*) personal, serta analisis dan penentuan tingkat ancaman keamanan nuklir. Selain itu, dalam upaya pencegahan juga diperlukan langkah berupa penentuan sistem garda aman, penetapan sistem keamanan sumber radioaktif termasuk sumber radioaktif yang tidak diketahui pemiliknya dan proteksi fisik, serta penetapan sistem koordinasi pengawasan.

Penangkalan dalam rangka keamanan nuklir ini dimaksudkan untuk membuat gentar setiap orang yang bermaksud mengancam keamanan nuklir. Upaya ini dilakukan dengan memastikan bahwa setiap tindak pidana kejahatan terhadap keamanan nuklir akan dikenai sanksi pidana.

Upaya pencegahan lainnya yaitu penentuan sistem garda aman. Sistem garda aman merupakan suatu sistem untuk mencegah penyimpangan penggunaan bahan nuklir dari tujuan damai menjadi tujuan pembuatan senjata nuklir. Negara mengidentifikasi dengan jelas tentang penerapan sistem garda aman pada kegiatan, instalasi, fasilitas, dan bahan nuklir.

Garda aman internasional yang diterapkan oleh *International Atomic Energy Agency* (IAEA) merupakan kunci utama untuk memverifikasi pemenuhan negara anggota terhadap komitmennya bahwa bahan nuklir atau teknologi nuklir tidak disalahgunakan untuk produksi senjata nuklir atau peralatan bahan peledak nuklir lainnya. Untuk menjalankan komitmen tersebut maka negara anggota harus memenuhi persyaratan teknis dasar dari sistem garda aman internasional IAEA, sesuai dengan istilah-istilah dari perjanjian garda aman yang dapat diterapkan. Selain itu, garda aman juga memungkinkan IAEA untuk meninjau ulang informasi, laporan dan rekaman yang disediakan oleh negara anggota untuk pencegahan penggunaan bahan nuklir yang tidak sah.

Tindakan garda aman diterapkan terhadap semua bahan dan fasilitas nuklir, termasuk fasilitas yang tidak mengandung bahan nuklir, fasilitas yang tidak sedang beroperasi dan fasilitas yang telah didekomisioning. Penting bahwa peraturan perundang-undangan nasional mengidentifikasi dengan jelas tentang penerapan garda aman pada kegiatan, instalasi, fasilitas, dan bahan nuklir.

Hal penting lainnya yang sangat menentukan pelaksanaan upaya pencegahan adalah sistem koordinasi pengawasan yang diartikan sebagai suatu sistem koordinasi antar kementerian, lembaga, atau instansi dalam pengawasan keamanan zat radioaktif, bahan nuklir, bahan nonnuklir dan peralatan terkait daur bahan bakar nuklir, fasilitas nuklir, instalasi nuklir, dan fasilitas radiasi.

Deteksi merupakan tindakan lanjutan dari upaya pencegahan. Upaya deteksi ini dilakukan terhadap perpindahan zat radioaktif masuk ke atau keluar dari wilayah Negara Kesatuan Republik Indonesia, kemungkinan kejahatan terhadap keamanan nuklir di wilayah laut, serta kemungkinan kejahatan terhadap keamanan nuklir di wilayah daratan, termasuk juga uji coba peledakan senjata nuklir.

Upaya respons meliputi segala tindakan yang dilakukan sebagai tindak lanjut dari hasil deteksi. Tindakan respons antara lain meliputi penilaian informasi dari upaya deteksi, notifikasi dan pelaporan, koordinasi antara kementerian, lembaga, atau instansi dalam merespons kejahatan terhadap keamanan nuklir; dan pengamanan terhadap barang yang dideteksi mengandung zat radioaktif atau bahan nuklir.

Upaya keamanan nuklir dilakukan oleh masing-masing badan ataupun instansi yang berwenang dengan cara kerja sama dan koordinasi. Dalam rangka melaksanakan upaya keamanan nuklir tersebut disusun kebijakan dan strategi Keamanan Nuklir. Secara khusus, perlu ditetapkan strategi deteksi nasional, rencana respons, prosedur, dan tersedianya infrastruktur untuk kegiatan masing-masing, serta pelatihan di tingkat nasional.

Upaya perwujudan keamanan nuklir memerlukan suatu sistem manajemen keamanan nuklir yang di dalamnya terdapat sumber daya manusia, fasilitas dan peralatan, dokumentasi, audit dan penilaian, dan budaya keamanan nuklir.

Puncak permasalahan mengenai keamanan nuklir yaitu kriminalisasi terhadap tindakan ataupun perbuatan yang dapat digolongkan sebagai kejahatan terhadap keamanan nuklir. Secara garis besar, kejahatan terhadap keamanan nuklir digolongkan sebagai berikut:

1. Penyalahgunaan zat radioaktif atau bahan nuklir;
2. Penyalahgunaan bahan nonnuklir dan peralatan terkait daur bahan bakar nuklir; dan
3. Sabotase fasilitas nuklir, instalasi nuklir, fasilitas radiasi, atau pengangkutan zat radioaktif.

B. Pengaturan Keamanan Nuklir dalam Suatu Undang-Undang

Komitmen Pemerintah Indonesia terhadap keamanan nuklir yaitu dengan meratifikasi berbagai perjanjian internasional terkait keamanan nuklir. Namun upaya tersebut belum cukup sehingga perlu menyusun aturan implementasinya dalam bentuk peraturan perundang-undangan.

Undang-undang yang saat ini ada belum cukup mengatur tentang keamanan nuklir. Undang-Undang Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran mengatur kewajiban untuk memiliki izin terhadap setiap pemanfaatan tenaga nuklir. Ketentuan pidana yang diatur dalam Undang-Undang Nomor 10 Tahun 1997 hanya terbatas pada pelanggaran terhadap masalah perizinan baik untuk izin yang terkait kegiatan pemanfaatan tenaga nuklir dan izin untuk petugas instalasi nuklir dan fasilitas radiasi dan pengelolaan limbah radioaktif.

Berikut beberapa ketentuan pidana dalam Undang-Undang Nomor 10 Tahun 1997:

Pasal 41 Undang-Undang Nomor 10 Tahun 1997 mengatur sanksi pidana penjara paling lama 15 tahun dan denda paling banyak Rp 1 milyar terhadap barang siapa membangun, mengoperasikan, atau melakukan dekomisioning reaktor nuklir tanpa izin sebagaimana diatur dalam Pasal 17 ayat 2. Apabila tindak pidana tersebut mengakibatkan kerugian nuklir maka diancam pidana seumur hidup atau pidana penjara paling lama 20 tahun dan denda paling banyak Rp 1 milyar. Dalam hal tidak mampu membayar denda, terpidana dipidana dengan kurungan paling lama 1 (satu) tahun.

Pasal 42 mengatur sanksi pidana penjara 2 (dua) tahun dan/atau denda paling banyak Rp 50 juta bagi petugas yang mengoperasikan reaktor nuklir dan petugas tertentu dalam instalasi nuklir lainnya tanpa izin sesuai dengan pasal 19 ayat (1).

Pasal 43 mengatur sanksi pemanfaatan tenaga nuklir tanpa izin sebagaimana ditentukan dalam Pasal 17 ayat (1), yaitu pidana denda paling banyak Rp 100

juta, dalam hal tidak mampu membayar dipidana kurungan paling lama 1 (satu) tahun.

Pasal 44 ayat (1) menetapkan ancaman pidana penjara paling lama 5 (lima) tahun dan denda paling banyak Rp 300 juta kepada barang siapa melanggar Pasal 24 ayat (2) tentang kewajiban untuk menyimpan limbah radioaktif tingkat tinggi.

Pasal 44 ayat (2) menetapkan pidana denda paling banyak Rp 100 juta kepada barang siapa melanggar Pasal 24 ayat (1) tentang kewajiban untuk mengumpulkan, mengelompokkan, atau mengelola dan menyimpan sementara limbah radioaktif tingkat rendah dan tingkat sedang. Sedangkan Pasal 44 ayat 3 menyebutkan dalam hal tidak mampu membayar denda, dipidana dengan kurungan paling lama 1 (satu) tahun.

Ketentuan pidana yang diatur dalam Undang-Undang Nomor 10 Tahun 1997 belum mencakup pelanggaran terhadap ketentuan keselamatan dan keamanan secara luas. Pelanggaran terhadap ketentuan yang mengakibatkan terancamnya keamanan nuklir seperti penyalahgunaan zat radioaktif dan bahan nuklir, sabotase terhadap fasilitas nuklir, serta tindakan lainnya merupakan bagian yang sangat signifikan namun belum diatur sehingga perlu diatur.

Dalam KUHP, pengaturan tentang kriminalisasi terkait penyalahgunaan zat radioaktif dan/atau bahan nuklir juga belum diatur. Sementara itu, undang-undang mengenai terorisme juga belum secara spesifik mengatur tentang kejahatan terhadap keamanan nuklir.

Sebagaimana pembahasan sebelumnya, pengaturan mengenai keamanan nuklir setidaknya memuat hal-hal sebagai berikut:

1. upaya keamanan nuklir yang meliputi pencegahan, deteksi, dan respons;
2. kebijakan dan strategi keamanan nuklir;
3. manajemen keamanan nuklir; dan
4. kriminalisasi terhadap tindakan yang merupakan kejahatan terhadap keamanan nuklir.

Materi mengenai keamanan nuklir harus disusun dalam peraturan perundang-undangan yang tepat. Berdasarkan Undang-Undang Nomor 12 Tahun 2011 tentang Pembentukan Peraturan Perundang-Undangan, jenis dan hierarki peraturan perundang-undangan terdiri atas:

1. UUD 1945;
2. Ketetapan MPR;
3. Undang-undang/Perpu;
4. Peraturan Pemerintah;
5. Peraturan Presiden;
6. Perda Provinsi; dan
7. Perda Kabupaten/Kota.

Setiap jenis peraturan perundang-undangan mempunyai kekhususan materi muatan yang diatur. Materi muatan yang harus diatur dalam undang-undang berisi peraturan lebih lanjut dari UUD 1945; perintah suatu undang-undang untuk diatur dengan undang-

undang; pengesahan perjanjian internasional; tindak lanjut atas putusan Mahkamah Konstitusi; dan/atau pemenuhan kebutuhan hukum dalam masyarakat. Materi muatan peraturan pemerintah berisi materi untuk menjalankan undang-undang sebagaimana mestinya. Materi muatan peraturan presiden berisi materi yang diperintahkan oleh undang-undang, materi untuk melaksanakan peraturan pemerintah, dan materi untuk melaksanakan penyelenggaraan kekuasaan pemerintahan. Materi muatan peraturan daerah provinsi/kabupaten/kota berisi materi untuk penyelenggaraan otonomi daerah dan tugas pembantuan serta menampung kondisi khusus daerah dan/atau penjabaran lebih lanjut peraturan perundang-undangan yang lebih tinggi.

Dalam Undang-Undang Nomor 12 Tahun 2011 ditetapkan pula tentang jenis peraturan perundang-undangan yang dapat memuat materi mengenai ketentuan pidana. Pasal 15 Undang-Undang Nomor 12 Tahun 2011 mengatur bahwa materi muatan mengenai ketentuan pidana hanya dapat dimuat dalam undang-undang, peraturan daerah provinsi, atau peraturan daerah kabupaten/kota.

Pengaturan keamanan nuklir mencakup ketentuan yang tidak diperintahkan oleh undang-undang. Muatan pengaturan keamanan nuklir merupakan amanah dari UUD 1945 dalam rangka melindungi segenap bangsa Indonesia dan seluruh tumpah darah Indonesia, serta ikut melaksanakan ketertiban dunia. Materi yang diatur mencakup kriminalisasi suatu tindakan atau perbuatan yang berarti di dalamnya mengatur suatu ketentuan pidana. Kriminalisasi merupakan proses yang menjadikan perilaku yang semula tidak dianggap sebagai peristiwa pidana, kemudian digolongkan sebagai peristiwa pidana oleh masyarakat. Unsur kriminalisasi mencakup penggolongan perbuatan pidana dan jenis pidana yang akan dijatuhkan. Mengingat cakupan materi pengaturan keamanan nuklir sebagaimana telah diuraikan sebelumnya maka sangat tepat apabila diatur dalam suatu undang-undang.

IV. KESIMPULAN

Pengaturan mengenai keamanan nuklir difokuskan pada upaya untuk mewujudkan keamanan nuklir dan kriminalisasi terhadap setiap tindakan atau perbuatan terkait penyalahgunaan zat radioaktif atau bahan nuklir yang dapat mengancam atau menyebabkan terganggunya keamanan masyarakat. Oleh karena materi yang diatur memuat ketentuan pidana dan muatan materinya bukan untuk melaksanakan perintah undang-undang ataupun peraturan perundang-undangan lainnya maka pengaturannya harus ditetapkan dalam bentuk undang-undang.

DAFTAR PUSTAKA

1. IAEA *Nuclear Security Series* No.15

2. Undang-Undang Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran
3. Undang-Undang Nomor 12 Tahun 2011 tentang Pembentukan Peraturan Perundang – Undangan

TANYA JAWAB DISKUSI

Penanya: Alfa Gunawan

Pertanyaan:

1. Apabila terjadi penyelundupan zat radioaktif/Bahan Nuklir ke wilayah NKRI, siapakah yang bertanggung jawab untuk menanggung beban biaya untuk penanganannya?
2. Bagaimanakah mekanisme penanganan ketika terjadi gangguan keamanan di lapangan, Misalnya dalam suatu kegiatan impor, ternyata barang yang diimpor diselundupkan berupa material/zat radioaktif/bahan nuklir, dan bagaimana dengan biaya yang dikeluarkan terkait kegiatan tersebut?

Jawaban:

1. Masing-masing kementerian/lembaga terkait berdasarkan tupoksi pertanggung jawaban atas penanganan penyelundupan. Namun terkait beban biaya, perlu ditinjau lebih jauh. Mengingat belumdada peraturan tentang hal tersebut secara otomatis beban biaya penanganan ditanggung oleh Negara.
2. Ketika terjadi gangguan keamanan, penanganannya disesuaikan dengan prosedur yang berlaku. Terhadap contoh kegaitan impor tersebut, dapat dipastikan bahwa importer bertanggung jawab atas segala resiko yang terjadi termasuk biaya penanganannya. Apabila importir tidak jelas keberadaannya, perlu diperbaiki mekanisme impornya.

2 .**Nama Penanya:** Donni Taufiq

Pertanyaan:

1. Apakah keamanan nuklir harus berbentuk UU? Bagaimana dengan bentuk lain, mis; Perpres, Jika menyangkut tindak pidananya, mungkin bisa ditarik ke pengaturan pidana umum di KUHP, maupun pidana khusus di UU pidana terorisme dan UU antiterorisme.
2. Apakah ada kemungkinan isu keamanan nuklir ini ditarik menjadi isu ekonomi?

Jawaban:

1. Keamanan nuklir yang diharapkan untuk mengatur segala bentuk upaya dan penanganan terkait gangguan terhadap

keamanan nuklir. Cakupan materi memuat hal khusus tentang kriminalisasi sudah seharusnya diatur dalam suatu Undang-undang (hal ini sesuai dengan ketentuan UU No. 12 th 2011 tentang pembentukan peraturan perundang-undangan). Apabila dimungkinkan, bisa saja materi ditarik ke perubahan KUHP ataupun perubahan UU terorisme. Namun pada kenyataannya ke-2 RUU perubahan terkait tidak mengatur kriminalisasi kejahatan terhadap keamanan nuklir sehingga perlu diatur dalam UU tersendiri. Hal-hal yang bersifat teknis operasional sudah pasti dapat di atur ditingkat peraturan pelaksana, misalnya peraturan Presiden.

2. Ada kemungkinan isu keamanan nuklir ditarik menjadi isu ekonomi, sebab keamanan erat hubungannya dengan ekonomi. Dua hal ini saling beririsan dan saling berkait. Kondisi aman sudah tentu memperkuat ekonomi, begitupun sebaliknya. Dengan demikian dapat disimpulkan bahwa untuk mendukung dan memperkuat perekonomian perlu diciptakan situasi dan kondisi aman dari segala gangguan termasuk gangguan terhadap keamanan nuklir.



PENGARUH DATA NUKLIR PADA PERHITUNGAN KRITIKALITAS REAKTOR TRIGA 2000 BANDUNG DENGAN SRAC2006

Hidayati Amar, MT.

Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir - BAPETEN, Jakarta

e-mail: h.amar@bapeten.go.id

ABSTRAK

PENGARUH DATA NUKLIR PADA PERHITUNGAN KRITIKALITAS REAKTOR TRIGA 2000 BANDUNG.

Perbandingan perhitungan kritikalitas reaktor TRIGA 2000 Bandung dengan menggunakan berbagai jenis pustaka data nuklir telah dilakukan. Perhitungan ini dilakukan bertujuan untuk mengetahui seberapa jauh perbedaan yang dihasilkan jika menggunakan data nuklir yang berbeda-beda. Data nuklir yang digunakan dalam perhitungan ini adalah JENDL 3.3, ENDF/B-VII.0 dan JEFF 3.1. Program komputer yang digunakan dalam perhitungan ini adalah SRAC2006 dengan modul PIJ untuk perhitungan sel bahan bakarnya dan modul CITATION untuk perhitungan 3 Dimensi teras reaktor TRIGA 2000. Dari hasil perhitungan didapatkan perbedaan nilai K-eff namun sangat kecil. Dan dari dataampang lintang makroskopik dan hamburan didapatkan bahwa yang mempengaruhi perbedaan nilai K-eff adalah komponen reflektor yaitu grafit dan air.

Kata kunci: Pustaka data nuklir, TRIGA 2000 Bandung, Kritikalitas, SRAC2006

ABSTRACT

NUCLEAR DATA EFFECT ON CRITICALITY CALCULATION OF TRIGA 2000 BANDUNG. *Criticality calculation comparison of TRIGA 2000 Bandung with various nuclear data library has been performed. This calculation is performed to find how significant nuclear data library will affect the result. The nuclear data libraries used in this calculation are JENDL 3.3, ENDF/B-VII.0 and JEFF 3.1. SRAC2006 used to perform this calculation, using PIJ module for fuel cell calculation and CITATION module to perform 3D TRIGA 2000 core calculation. The result shows that the difference of K-eff is not significant. The macroscopic and scattering cross section shows the difference value in reflector component there are graphite and water.*

Keywords: Nuclear data library, TRIGA 2000 Bandung, Criticality, SRAC2006

I. PENDAHULUAN

Reaktor TRIGA 2000 Bandung merupakan salah satu dari tiga reaktor riset yang ada di Indonesia. Reaktor ini telah beroperasi dari 3 Desember 1971, kemudian ditingkat dayanya dari 1000 kW menjadi 2000 kW dan mencapai kritis pertamanya pada tanggal 13 Mei 2000 dan beroperasi dengan sampai dengan 3 Maret 2013. Reaktor TRIGA 2000 ini akan dioperasikan kembali setelah mengalami modifikasi pada Fuel Follower Control Rod (FFCR) nya. Perhitungan Kritikalitas reaktor TRIGA 2000 Bandung ini dilakukan dengan menggunakan program computer SRAC2006 dengan menggunakan konfigurasi teras terbaru, yang terdiri dari 102 elemen bakar dengan asumsi burnup rata-rata 25 %, 1 batang kendali FFCR dan 4 batang kendali tanpa fuel follower. Kemudian pustaka data nuklir yang digunakan antara lain JENDL 3.3, ENDF/B VII.0 dan JEFF 3.1.

Tujuan dilakukan perhitungan ini dan perbandingan hasil dari masing data nuklir adalah untuk mengetahui perbedaan karakteristik masing – masing data nuklir terhadap perhitungan k-eff teras reaktor TRIGA 2000 Bandung.

II. METODOLOGI PERHITUNGAN NEUTRONIK REAKTOR TRIGA 2000 BANDUNG

II.1. Deskripsi Umum Program Komputer SRAC2006

Sistem SRAC dirancang untuk melakukan perhitungan neutronik untuk berbagai macam tipe reaktor termal. Sistem meliputi produksi effective microscopic dan macroscopic group cross-sections, dan sel statis dan perhitungan teras termasuk analisis burn-up. Parameter penting yang yang diperlukan dalam desain reaktor atau analisis eksperimen juga diperlukan. Sistem yang ada saat ini, tidak mencakup masalah untuk transport foton, kinetik dan tidak terkopel dengan termalhidraulik.

Fitur-fitur sistem SRAC sebagai berikut :

- 1 Beberapa library tampang lintang neutron berdasarkan JENDL terbaru, JEFF (JEF) dan file ENDF/B tersedia untuk 300 lebih nuklida. JENDL 3.3 memiliki jumlah nuklida sebanyak 396 (termasuk nuklida tambahan, *pseudo fission product*, dan lain-lain). Data beberapa nuklida yang tampang lintangnya tidak dievaluasi di dalam JENDL 3.3 ditambahkan oleh file data nuklir yang lain. ENDF/B VII.0 memiliki jumlah nuklida sekitar 436 (termasuk *pseudo fission product*, dan lain-lain). Data untuk nuklida dengan limpahan isotop natural disusun dari data nuklir isotop unsur (misalnya Fe-nat). Data hamburan termal $S(\alpha,\beta)$ didasarkan pada ENDF/B VII.0. JEFF 3.1 memiliki jumlah nuklida sebanyak 412

nuklida (termasuk *pseudo fission product*, dan lain-lain). Data untuk nuklida dengan limpahan isotop natural disusun dari data nuklir isotop unsur (misalnya Fe-nat). Data hamburan termal $S(\alpha,\beta)$ didasarkan pada JEFF 3.1. Data neutron tunda digantikan oleh data JEFF 2.2 karena saat ini SRAC belum bisa mengakomodir 8 kelompok neutron tunda.

- 2 Code dengan metode probabilitas tumbukan (PIJ) yang dapat diaplikasikan ke 16 tipe geometri yang mencakup perhitungan sel untuk sebagian besar reaktor-reaktor yang ada.
- 3 Pengguna dapat menyusun skema perhitungannya sendiri dengan memilih dan mengkombinasikan code yang sesuai atau fungsi-fungsi pilihan dalam sistem. Sebagai contoh, variasi code-code transport tersedia untuk perhitungan sel (code PIJ, 1D dan 2D SN). Untuk perhitungan teras, juga tersedia code difusi 1D, 2D dan 3D. Antarmuka (interface) data tampang lintang antara code-code dilakukan secara otomatis.
- 4 Tiga pilihan tersedia untuk perhitungan absorpsi resonansi di dalam rentang energi resonansi yang dominan. Tampang lintang efektif oleh metode konvensional “melihat tabel” didasarkan pada pendekatan resonansi sempit (NR) dapat digantikan dengan pendekatan intermediate resonansi (IR). Metode yang teliti juga disediakan dengan pilihan routine PEACO yang menyelesaikan permasalahan sel dengan banyak region dengan metode probabilitas tumbukan dengan menggunakan struktur grup nenergi yang hampir kontinyu (hyper-fine) untuk rentang energi resonansi. Interaksi resonansi dapat diberlakukan secara akurat dengan PEACO routine.
- 5 Faktor koreksi Dancoff yang diperlukan pada interpolasi faktor self-shielding resonansi nuklida secara otomatis dihitung dengan routine probabilitas tumbukan yang terinstal. Faktor yang diberikan tidak untuk absorber lump tetapi untuk setiap nuklida konstituen untuk sel yang berisi nuklida resonansi dalam dua atau lebih bahan dengan komposisi yang berbeda.
- 6 Sistem heterogen dapat diselesaikan dengan perhitungan sel *successive* karena homogenisasi dan *collapsing* tampang lintang makroskopik dikerjakan secara terpisah. Terutama, absorpsi resonansi dimana efek heterogenitas ganda yang harus diselesaikan secara simultan, dapat diperlakukan sejauh sel mikroskopis dapat didekati oleh sel 1D.
- 7 Sistem SRAC dapat dieksekusi hampir pada semua komputer dengan OS UNIX atau yang mirip seperti Linux atau FreeBSD. Instalasi sistem ini mudah dilakukan dengan melengkapi perintah instalasi yang mempersiapkan source program yang tepat dan data lain yang diperlukan tergantung pada mesin penggunaan.

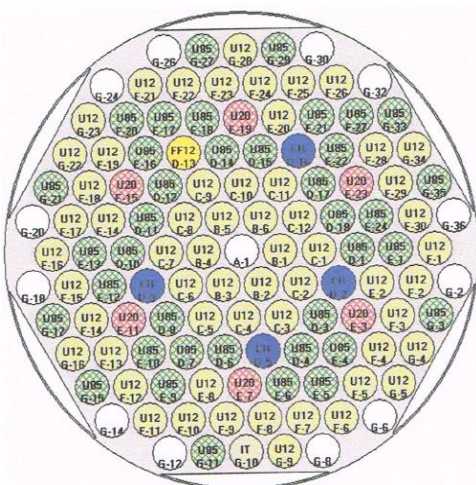
II.2. Deskripsi Teras TRIGA 2000 Bandung

Reaktor TRIGA 2000 merupakan reaktor berjenis kolam (*pool type*). Reaktor berdaya 2000 kW ini, mempunyai kisi teras berbentuk heksagonal dan jarak antar elemen bakar sama. Untuk mengendalikan reaktivitas, reaktor TRIGA 2000 menggunakan 5 buah batang kendali. Reaktor TRIGA menggunakan bahan bakar padat berbentuk batangan. Di dalam bahan bakar ini moderator ZrH dicampur secara homogen dengan uranium yang diperkaya dan di bagian tengahnya terdapat batang zirkonium (Zr), sehingga elemen bakar – moderator ini memiliki koefisien reaktivitas temperature negative yang sangat besar, yang akhirnya secara otomatis membatasi daya reaktor pada satu nilai tertentu, ketika terjadi ekskursi daya.

Konfigurasi teras ditunjukkan pada gambar II.1 Lempengan kisi-kisi ini terletak di atas teras dengan jari – jari 26,5 cm yng berisi elemen bakar, moderator, batang kendali, dan pneumatic transfer. Kira – kira 1/3 dari seluruh teras terisi air. Suatu cincin grafit setebal 28,4 cm mengelilingi teras dan berfungsi sebagai reflektor.

II.3. Elemen Bakar – Moderator

Elemen bakar reaktor TRIGA yang berbentuk batang padat, merupakan homogen dari paduan uranium dan zirconium hidrida. Bagian aktif dari elemen bakar ini ditunjukkan dalam gambar III.2. dimana elemen bakar aktif ini mempunyai diameternya 3,75 cm dan 38,1 cm. Ada 3 jenis elemen bakar yang digunakan yaitu tipe 8.5 – 20 (104), 12 – 20 (106) dan 20 – 20 (118). Ketiga elemen bakar tersebut masing – masing mengandung 8.5 w/o, 12 w/o dan 20 w/o uranium, yang telah diperkaya sampai 20%.



Gambar II.1. Konfigurasi Teras Optimal TRIGA 2000 Bandung[4]

II.4. Perhitungan Komposisi Bahan Bakar

Sebelum melakukan perhitungan kritikalitas dengan SRAC2006 dilakukan perhitungan densitas atom masing – masing elemen bakar, densitas atom batang kendali FFCR serta BKRTTB.

Data dan hasil perhitungan untuk input SRAC2006 dengan asumsi bahwa bahan bakar yang digunakan fresh fuel.

Persamaan – persamaan di bawah diperlukan untuk perhitungan atom density yang digunakan sebagai inputan untuk perhitungan dengan Computer Code SRAC2006.

Dari data yang ada di dalam LAK TRIGA diketahui bahwa perbandingan komposisi hidrida adalah 1,6.

$$atom\ ratio \frac{H}{Zr} = a \tag{II.1}$$

$$atom\ ratio \frac{H}{Zr} = 1.6$$

$$\frac{H}{Z} = a \frac{Mh}{Mz} \tag{II.2}$$

$$\frac{H}{Zr} = 1.6 \frac{1.00794}{91.224} = 0.01768$$

Untuk menghitung berapa berat U-238 digunakan persamaan (II.3) dengan berat masing – masing elemen bakar (dalam gram) adalah 38 gram untuk jenis 8.5 – 20 w/o, 55 gram untuk jenis 12 – 20 w/o dan 99 gram untuk jenis 20 – 20 w/o. sedangkan nilai r adalah besarnya pengayaan elemen bakar sebesar 20% = 0,2

$$Y = \frac{(1-r)X}{r} \tag{II.3}$$

$$Y = \frac{(1-0.2) 38\ gram}{0.2} = 152\ gram$$

$$Y = \frac{(1-0.2) 55\ gram}{0.2} = 220\ gram$$

$$Y = \frac{(1-0.2) 99\ gram}{0.2} = 396\ gram$$

Untuk mencari berat Zirkonium Hidrida dalam berat total elemen bakar digunakan persamaan (II.4)

$$\frac{X+Y}{X+Y+Z+H} = u$$

$$Z + H = \left(\frac{1-u}{u}\right) (X + Y) \tag{II.4}$$

Dengan u = persentase berat masing – masing jenis elemen bakar; 8.5 w/o = 0.085, 12 w/o = 0.12; dan 20 w/o = 0.2.

Didapatkan nilai Z+H =

$$Z + H = \left(\frac{1 - 0.12}{0.12}\right)(55 + 220) \text{ gram} = 2016.67 \text{ gram}$$

$$Z + H = \left(\frac{1 - 0.085}{0.085}\right)(38 + 152) \text{ gram} = 2045.29 \text{ gram}$$

$$Z + H = \left(\frac{1 - 0.2}{0.2}\right)(99 + 396) \text{ gram} = 1980 \text{ gram}$$

Z = 2009.76 gram untuk elemen bakar jenis 8.5 w/o

Z = 1981.63 gram untuk elemen bakar jenis 12 w/o

Z = 1945.6 gram untuk elemen bakar jenis 20 w/o

Sedangkan untuk mencari berat zirconium dihitung dari persamaan (II.5) yang didapatkan dari substitusi persamaan (II.2) ke dalam persamaan (II.4)

$$Z = \frac{\frac{(1-u)(X+Y)}{u}}{\left(1 + \frac{Mh}{Mz}\right)} \quad (II.5)$$

Bahan bakar TRIGA 2000 saat ini bukan bahan bakar segar dan sudah mengalami burnup yang berbeda – beda pada tiap bahan bakarnya, karena kurangnya data burnup tiap bahan bakar TRIGA 2000 ini sehingga pada perhitungan ini nilai burnup diasumsikan sekitar 25% untuk semua bahan bakarnya untuk mempermudah perhitungannya.

Sebelumnya telah dijelaskan bagaimana cara mendapatkan besaran densitas atom tiap jenis bahan bakar, namun perhitungan tersebut untuk bahan bakar segar. Sedangkan dalam perhitungan ini diasumsikan bahwa bahan bakar TRIGA 2000 telah mengalami burnup sebesar 25%.

Berat Uranium 235 masing – masing bahan bakar yang telah mengalami burnup dapat dihitung dengan persamaan di bawah ini.

Berat U-235 burnup 25% = (1-25%) x Berat U-235 segar

$$(II.6)$$

Dari persamaan diatas didapatkan nilai U-235 masing – masing jenis bahan bakar, yaitu:

Tabel II.1 Hasil perhitungan berat U-235 dengan burnup 25%

Jenis Bakar	Bahan	U-235 Segar	U-235 Burnup 25%
8.5 – 20 w/o		38 gram	28.5 gram

12 – 20 w/o	55 gram	41.25 gram
20 – 20 w/o	99 gram	74.34754 gram

Kemudian berat tersebut dibagi dengan volumenya untuk mendapatkan nilai densitas (dalam satuan gram/cc), setelah itu dihitung nilai densitas atomnya (dalam satuan 10E24 atom/cc) dengan persamaan di bawah ini.

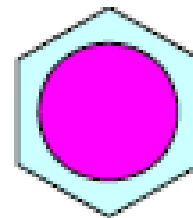
$$\text{densitas atom} = \frac{\text{densitas} \left(\frac{\text{gram}}{\text{cc}}\right) \times \text{bilangan Avogadro}}{\text{Massa relatif} \times 10^{24}} \quad (II.7)$$

Nilai densitas atom inilah yang digunakan sebagai inputan SRAC2006.

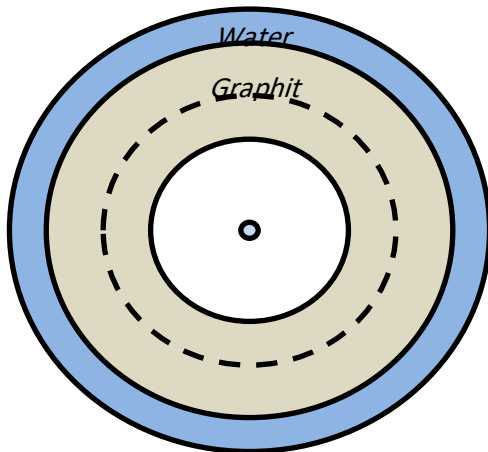
II.5. Pemodelan TRIGA 2000 Bandung dengan SRAC2006

Tahapan dalam perhitungan K-eff dengan program computer SRAC2006 dilakukan dengan 2 tahapan. Tahap pertama dilakukan dengan melakukan perhitungan kritikalitas pada tiap sel elemen bakar dan batang kendali dengan menggunakan modul PIJ. Kemudian yang kedua melakukan perhitungan kritikalitas teras 2 Dimensi dengan modul CITATION.

Pemodelan untuk perhitungan kritikalitas sel elemen bakar dan batang kendali dengan modul PIJ digambarkan pada gambar II.2.

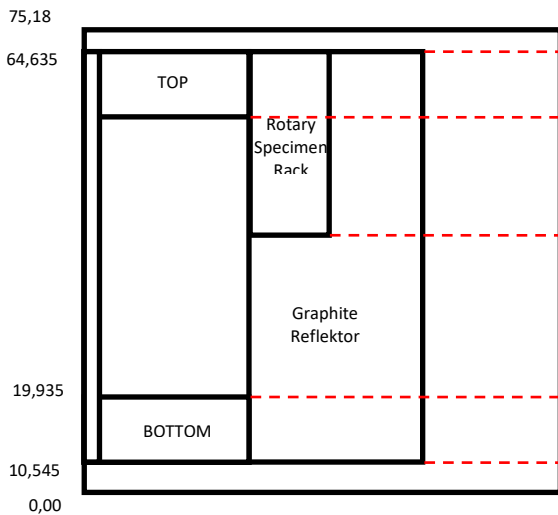


Gambar II.2. Pemodelan Sel Elemen Bakar dan Batang Kendali dalam modul PIJ



Gambar II.3. Pemodelan arah radial teras reaktor TRIGA 2000 Bandung

Pemodelan reaktor TRIGA 2000 Bandung secara 3 Dimensi dengan modul CITATION digambarkan seperti gambar II.4.



Gambar II.4. Pemodelan arah aksial teras reaktor TRIGA 2000 Bandung

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Perhitungan kajian keselamatan reaktor TRIGA 2000 ini dilakukan dengan menggunakan program computer SRAC2006, yang mampu melakukan perhitungan kritikalitas teras reaktor dengan basis persamaan difusi.

Setelah melakukan perhitungan manual dengan data-data yang ada, hasil perhitungan manual tersebut yang

berupa data densitas atom tiap isotop yang diperlukan dalam teras reaktor digunakan sebagai inputan dalam program computer SRAC.

Dari hasil perhitungan dengan SRAC2006 didapatkan nilai K-eff dengan data nuklir JENDL 3.3, ENDF 7.0 dan JEFF 3.1 seperti yang ada di dalam tabel III.1.

Tabel III.1. Nilai K-eff untuk masing – masing data nuklir

	ENDF 7.0	JENDL 3.3	JEFF 3.1
K-eff	1,042202	1,042189	1,042231
	-	0,00125%	0,00278%
Reaktivitas lebih	6,229	6,228	6,234

Dari ketiga data yang didapatkan, dapat dilihat bahwa dari ketiga hasil tersebut ada perbedaan walaupun tidak terlalu signifikan. Dengan menjadikan ENDF 7.0 sebagai acuan, dapat dihitung errornya dan reaktivitas lebihnya seperti yang ada pada tabel di atas.

Untuk mengetahui dimanakah faktor yang mempengaruhi perbedaan nilai K-eff tersebut dapat dilihat dari data tampang lintang makroskopik dan tampang lintang hamburannya (scattering cross section). Dari hasil perhitungan, diambil data tampang lintang makroskopik dan hamburan dari nuklida – nuklida yang ada dalam teras reaktor, antara lain elemen bakar (yang terdiri dari U-235, U-238, Zirkonium Hidrida), reflektor grafit dan reflektor air.

Hasilnya dapat dilihat pada tabel – tabel dibawah ini.

Tabel III.2. Tampang lintang makroskopik elemen bakar jenis U235 - 8.5 w/o pada energi termal.

U235 8.5 w/o	D (cm)	SIGR (cm ⁻¹)	SIGA (cm ⁻¹)	NUSIGF (sec ⁻¹)
JENDL 3.3	1.20500E-01	1.98400E-01	1.04835E-01	1.48650E-01
ENDF 7.0	1.20500E-01	1.98400E-01	1.04835E-01	1.48650E-01
JEFF 3.1	1.20500E-01	1.98400E-01	1.04835E-01	1.48650E-01

Jika dilihat tampang lintang makroskopik yang didapatkan dari perhitungan, tidak didapatkan perbedaan antara JENDL 3.3, ENDF 7.0 dan JEFF 3.1, sehingga dapat disimpulkan bahwa tampang lintang makroskopik yang dihasilkan dari masing – masing data nuklir tidak memberikan kontribusi yang mengakibatkan perbedaan pada nilai K-eff.

Tabel III.3. Tampang lintang makroskopik reflektor grafit pada energi termal.

Grafit	D (cm)	SIGR (cm ⁻¹)	SIGA (cm ⁻¹)	NUSIGF (sec ⁻¹)
JENDL 3.3	8.35097E-01	4.30018E-04	2.22942E-04	0.00000E+00
ENDF 7.0	8.35029E-01	4.29609E-04	2.13397E-04	0.00000E+00
JEFF 3.1	8.34442E-01	4.30383E-04	2.13398E-04	0.00000E+00

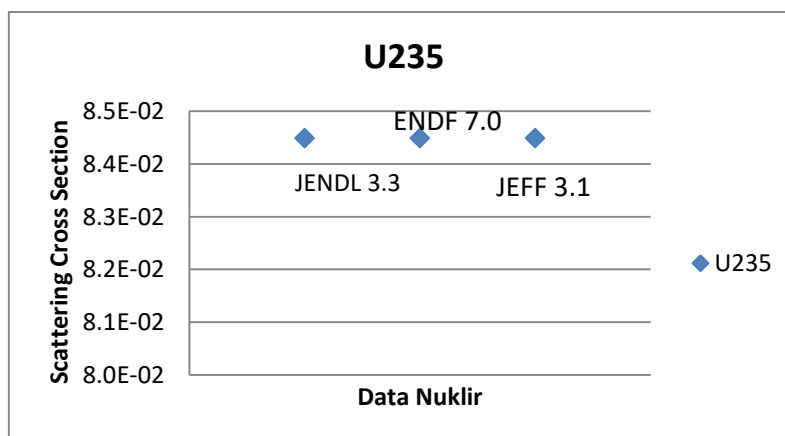
Tabel III.4. Tampang lintang makroskopik reflektor air pada energi termal.

Air	D (cm)	SIGR (cm ⁻¹)	SIGA (cm ⁻¹)	NUSIGF (sec ⁻¹)
JENDL 3.3	1.66281E-01	1.57108E-03	1.66854E-02	0.000E+00
ENDF 7.0	1.74046E-01	1.47573E-03	1.66862E-02	0.000E+00
JEFF 3.1	1.68887E-01	1.46070E-03	1.66833E-02	0.000E+00

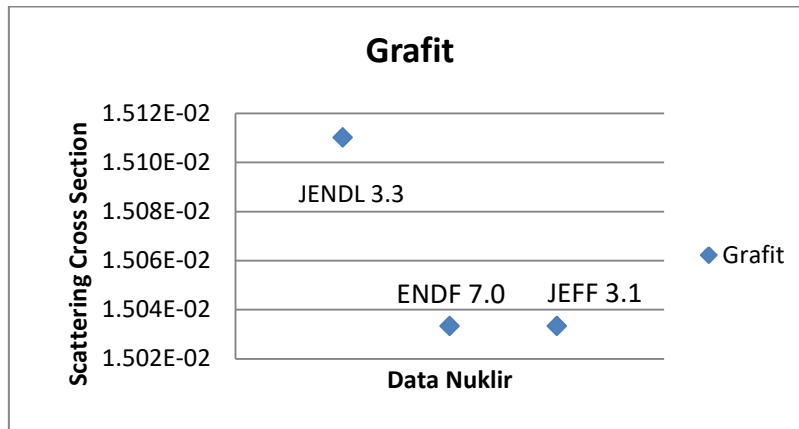
Jika dilihat dari table III.3 dan III.4, didapatkan perbedaan antara JENDL 3.3, ENDF 7.0 dan JEFF 3.1, sehingga dapat disimpulkan bahwa tampang lintang makroskopik reflektor grafit dan air yang dihasilkan dari masing – masing data nuklir memberikan kontribusi yang mengakibatkan perbedaan pada nilai K-eff.

Tabel III.5. Tampang lintang hamburan (cm⁻¹) dari grup 1 ke 2

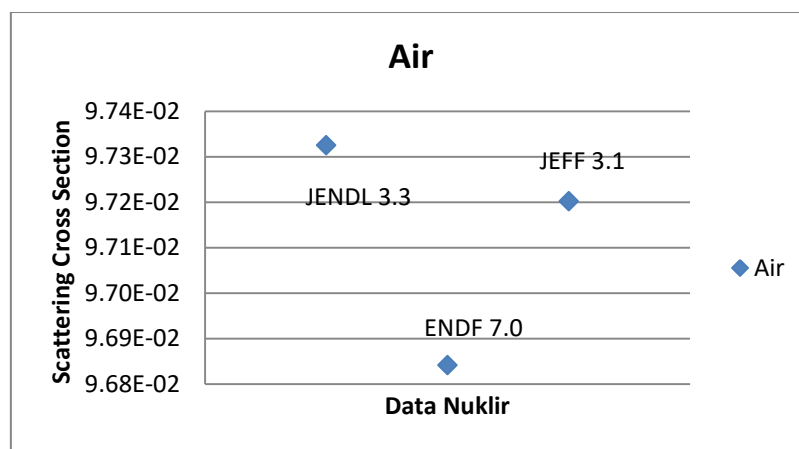
Material	JENDL 3.3	ENDF 7.0	JEFF 3.1
Elemen Bakar	8.44855E-02	8.44855E-02	8.44855E-02
Grafit	1.51102E-02	1.50333E-02	1.50333E-02
Air	9.73248E-02	9.68412E-02	9.72015E-02



Gambar III.1. Grafik perbandingan masing – masing data nuklir untuk elemen bakar



Gambar III.2. Grafik perbandingan masing – masing data nuklir untuk reflektor grafit



Gambar III.3. Grafik perbandingan masing – masing data nuklir untuk reflektor air

Dilihat dari gambar grafik dari III.1, tampak lintang hamburan untuk elemen bakar antara JENDL 3.3, ENDF 7.0 dan JEFF 3.1 nilainya sama. Sehingga dapat disimpulkan bahwa tampang lintang hamburan dapat elemen bakar tidak memberikan kontribusi pada perbedaan nilai K-eff.

Sedangkan pada grafik III.2 dan III.3, dapat dilihat adanya perbedaan nilai tampang lintang hamburan untuk reflektor grafit dan air. Pada reflektor grafit, data tampang lintang hamburan yang dihasilkan dari ENDF 7.0 dan JEFF 3.1 sama besar nilainya yaitu 1.50333E-02 cm⁻¹, sedangkan untuk JENDL 3.3 nilai tampang lintang hamburannya 1.51102E-02 cm⁻¹, lebih besar jika dibandingkan dengan ENDF 7.0 dan JEFF 3.1. Pada reflektor air, ketiga data nuklir memberikan nilai tampang lintang makroskopik yang berbeda-beda, yaitu 9.73248E-02 cm⁻¹ untuk JENDL 3.3, 9.68412E-02 cm⁻¹ untuk ENDF 7.0 dan 9.72015E-02 cm⁻¹ untuk JEFF 3.1.

IV. KESIMPULAN

Dari hasil perhitungan yang telah dilakukan dapat disimpulkan bahwa yang memberikan kontribusi perbedaan pada nilai K-eff ada pada komponen reflektor baik grafit maupun air. Hal tersebut ditunjukkan dari data tampang lintang makroskopik dan data tampang lintang hamburan dari reflektor grafit dan reflektor air. Dan data nuklir yang memberikan nilai tampang lintang hamburan yang lebih besar adalah JENDL 3.3, namun untuk hasil K-eff dari JENDL 3.3 lebih kecil dibandingkan ENDF 7.0 dan JEFF 3.1. Pada energy termal nilai tampang lintang hamburannya lebih kecil sedangkan nilai tampang lintang tngkapan radiatif dan fisi nya lebih besar sehingga akan menghasikan K-eff yang lebih tinggi.

DAFTAR PUSTAKA

1. Hidayati Amar, Kajian Teknis Mendukung Efektivitas Pengawasan Reaktor dan Bahan Nuklir: Analisis Keselamatan Neutronik Reaktor TRIGA 2000 Bandung dengan SRAC2006, 2015.

2. Duderstadt J.J., Hamilton L.J. R.,(1976), *Nuclear Reactor Analysis*, John Wiley and Sons, Michigan.
3. Lamarsh, John R.,(1972), *Introduction to Nuclear Reactor Theory*, Addison – Wesley, Reading, Massachusetts.
4. Badan Tenaga Nuklir Nasional,(2014), *Kajian Teknis Pengoperasian Reaktor TRIGA 2000 Bandung Menggunakan Elemen Bakar Standar TRIGA*, Pusat Sains dan Teknologi Nuklir Terapan (PSTNT) – BATAN, Bandung.
5. Okumura K., Kugo T., (2007), *SRAC2006 : A Comprehensive Neutronics Calculation Code System*, Japan Atomic Energy Agency (JAEA), Japan.

TANYA JAWAB DISKUSI

Penanya: Rio Rizky S

Pertanyaan:

1. Perbedaan mendasar dari ketiga data nuklir yang dipakai dalam perhitungan K_{eff} pada reaktor TRIGA 2000 sehingga terjadi perbedaan K_{eff} untuk masing – masing data?
2. Apakah ada panduan tertentu, semisal persamaan di dalam melakukan pemilihan data nuklir yang dipakai?

Jawaban:

1. Perbedaan mendasar dari ketiga data nuklir tersebut terletak pada tampang lintang hamburannya. Sedangkan nilai tampang lintang makroskopik nilainya sama.
2. Tidak ada. Nilai atau besaran yang ada di dalam pustaka data nuklir merupakan hasil pengukuran laboratorium.



EFEK HOMOGENISASI GEOMETRI TERHADAP AKURASI PERHITUNGAN FAKTOR PERLIPATAN NEUTRON

Azizul Khakim¹, Suharyana², Riyatun²

¹Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN), Jl. Gajah Mada No.8 Jakarta 10120

²Jurusan Fisika, FMIPA, Universitas Sebelas Maret, Surakarta

a.khakim@bapeten.go.id

ABSTRAK

EFEK HOMOGENISASI GEOMETRI TERHADAP AKURASI PERHITUNGAN FAKTOR PERLIPATAN NEUTRON. Jumlah sel dalam pemodelan geometri MCNP code merupakan salah satu faktor yang menentukan waktu proses perhitungan. Semakin rinci pemodelan geometri suatu perhitungan reaktor dengan MCNP, maka akan semakin akurat hasilnya. Namun hal ini memberikan konsekuensi semakin banyak jumlah sel, yang mengakibatkan semakin lama waktu yang dibutuhkan untuk perhitungan. Sehingga perlu dilakukan optimalisasi jumlah sel tanpa mengorbankan secara signifikan terhadap akurasi hasil perhitungan. Studi ini akan mengamati hasil perhitungan faktor perlipatan neutron (k_{eff}) pada berbagai model homogenisasi geometri untuk kekritisan pertama teras reaktor RSG GAS. Pemodelan yang rinci dipilih sebagai Model Referensi yang telah dibenchmark dengan eksperimen kekritisan pertama reaktor RSG GAS. Studi ini membuat tiga pemodelan homogenisasi, yaitu (a) homogenisasi *meat* dan kelongsong, (b) homogenisasi *meat*, kelongsong, penjepit plat dan air (level *slab*), (c) homogenisasi elemen bakar seutuhnya. Hasil studi memperlihatkan bahwa ketiga model homogenisasi tidak memberikan perbedaan signifikan terhadap faktor perlipatan neutron.

Kata kunci: MCNP Code, sel, homogenisasi, faktor perlipatan neutron.

ABSTRACT

THE EFFECT OF GEOMETRICAL HOMOGENIZATION TO THE ACCURACY OF CALCULATED NEUTRON MULTIPLICATION FACTOR. The number of cells in the geometrical modeling of MCNP code contributes to one of many factors that determine the calculation time. The more detailed geometrical model of a reactor calculation with MCNP code, the more accurate the calculation results will be. However, this will produce higher number of cells, which lead to more time-consuming calculations. Therefore, it is necessary to conduct optimization on the number of cells without significantly sacrificing the accuracy of calculation results. This study would observe the calculation results of neutron multiplication factor (k_{eff}) for various geometrical homogenization models of the first criticality of RSG GAS reactor core. The detail geometrical modeling is chosen as Reference Model which has been benchmarked with the first criticality experiment of RSG GAS reactor. In this study, three homogenization modelings are introduced: (a) homogenization of meat and clad, (b) homogenization of meat, clad, side plates and water (slab level), (c) homogenization of fuel element entirely. The results showed that all the aforementioned homogenization models did not produce significant difference one to another in term of neutron multiplication factor.

Keywords: MCNP Code, cell, homogenization, neutron multiplication factor.

I. PENDAHULUAN

MCNP (Monte Carlo N-Particle) merupakan *code* untuk perhitungan teras reaktor yang berbasis pada metode Monte Carlo. Tidak seperti *code* difusi yang menyelesaikan persamaan difusi untuk menghitung parameter neutronik teras[1], MCNP *code* mensimulasikan gerak partikel (neutron) secara statistik untuk menarik parameter rerata teras yang disertai standar deviasi. Karena bersifat statistik, perhitungan teras yang berbasis metode monte carlo membutuhkan waktu perhitungan yang jauh lebih lama dari pada *code* difusi.

Beberapa faktor yang membuat perhitungan teras dengan MCNP *code* butuh waktu lama adalah: (a) Jumlah sel, (b) jumlah partikel yang disimulasi tiap siklus, (c) jumlah siklus aktif, dan (d) jumlah step waktu (dalam hal perhitungan *burn up* dengan *code* MCNPX).

Sel merupakan model geometri tiga dimensi yang tersusun dari satu atau beberapa permukaan. Perhitungan yang akurat menuntut pemodelan geometri yang serinci mungkin. Namun, semakin rinci pemodelan geometri suatu teras, maka akan menuntut semakin banyak jumlah sel yang harus dimodelkan. Hal ini konsekuensinya juga menuntut jumlah partikel yang lebih banyak untuk disimulasikan. Kedua faktor di atas mengakibatkan perhitungan komputer berjalan lambat. Dalam hal perhitungan *burnup* dengan MCNPX, dibutuhkan waktu yang jauh lebih lama dari pada perhitungan faktor perlipatan neutron (k_{eff}) sekali pun untuk satu step waktu. Perhitungan *burnup* diperkirakan butuh waktu lima kali dari perhitungan k_{eff} . Untuk itu perlu optimalisasi, kompromi antara akurasi dan waktu perhitungan, serta solusi alternatif dari sisi perangkat keras. Beberapa peneliti lebih memilih menggunakan ORIGEN *code* untuk menghitung *burnup*, karena dapat melakukan perhitungan inventori produk fisi secara cepat. Hasil perhitungan ORIGEN kemudian dimasukkan sebagai input material pada MCNP *code*[2].

Beberapa hal yang dapat dilakukan untuk mempercepat proses perhitungan adalah melakukan studi parametrik terhadap jumlah partikel yang disimulasi. Studi ini dilakukan dengan perhitungan beberapa kasus dengan memvariasikan jumlah partikel dan mengamati perubahan k_{eff} . Dimulai dengan jumlah partikel sedikit hingga jumlah yang lebih banyak, kemudian amati perubahan k_{eff} hingga didapati perubahan k_{eff} yang tidak signifikan (perbedaannya dapat diabaikan).

Dari sisi perangkat keras (*hardware*), penggunaan paralel komputer dapat mempercepat perhitungan beberapa kali lipat. Paralel komputasi adalah penggunaan beberapa CPU untuk melakukan satu perhitungan dengan cara pembagian tugas pada masing-masing CPU yang terhubung satu sama lain.

Percepatan perhitungan biasanya tidak linear terhadap jumlah CPU, sehingga perlu optimalisasi jumlah CPU yang memberikan percepatan maksimum. Komunikasi data antar CPU menjadi *bottle neck* yang mereduksi kecepatan proses perhitungan. Alternatif lainnya, namun lebih mahal adalah penggunaan superkomputer dengan memaksimalkan jumlah *core*.

Optimalisasi kecepatan perhitungan dapat dilakukan dari sisi pemodelan geometri teras reaktor. Minimalisasi jumlah sel dapat dilakukan dengan homogenisasi geometri. Material yang kurang sensitif terhadap neutron atau posisinya cukup jauh dari teras dapat dihomogenisasi untuk mereduksi jumlah sel. Perubahan spektrum energi neutron akibat homogenisasi juga harus dipertimbangkan, terutama homogenisasi yang melibatkan material bahan bakar.

Dalam makalah ini dilakukan studi pengaruh homogenisasi geometri terhadap faktor perlipatan neutron (k_{eff}) untuk konfigurasi teras kekritisan pertama RSG GAS. Homogenisasi hanya yang melibatkan material bahan bakar. Ada tiga model homogenisasi yang diperkenalkan. Tujuan studi ini adalah untuk melihat pengaruh homogenisasi geometri terhadap nilai (k_{eff}). Jika pengaruh homogenisasi tidak signifikan terhadap harga (k_{eff}), maka model tersebut dapat dipertimbangkan untuk diterapkan dalam perhitungan *burnup* (MCNPX) maupun perhitungan k_{eff} (MCNP5) guna mereduksi jumlah sel, yang efeknya dapat mempercepat proses perhitungan.

II. METODOLOGI

Pemodelan rinci terhadap bahan bakar digunakan sebagai kasus referensi. Akurasi kasus referensi dibandingkan dengan data eksperimen kekritisan pertama reaktor RSG GAS. Tiga kasus homogenisasi geometri bahan bakar akan dibandingkan terhadap kasus referensi dan dibahas efek homogenisasi geometri terhadap akurasi perhitungan faktor perlipatan neutron efektif (k_{eff}).

II.1. Kekritisan Pertama RSG GAS

Konfigurasi kekritisan pertama teras reaktor RSG GAS tersusun dari 9 elemen bakar standar dan 6 elemen kendali, di mana posisi batang pengatur (*Regulating Rod*) berada pada posisi 475 mm dan 5 elemen kendali yang lain pada posisi tertarik penuh dari teras (*fully up*). Posisi elemen bakar standar berada pada C-6, C-7, D-5, D-7, D-8, D-9, E-6, E-8 dan F-7. Sedangkan posisi elemen kendali *shim* adalah C-5, D-4, E-9, F-5 dan F-8, sedangkan batang pengatur berada pada posisi C-8[3]. Gambar 1 menunjukkan konfigurasi kekritisan pertama RSG GAS, di mana F, C, BE, DE, BS⁺, PNRA dan HYRA masing-masing adalah elemen bakar, elemen kendali, elemen berilium, elemen *dummy*, elemen berilium dengan *stopper*, *Penumatic Rabbit System* dan *Hydraulic Rabbit System*. Material meat pada bahan bakar maupun elemen kendali berupa uranium oksida segar dalam dispersi aluminium (U_3O_8 -

Al). Isotop uranium diperkaya hingga 19,75% berat U^{235} . Dalam satu elemen bakar standar terdapat 250 g U^{235} , dan 178,6 g U^{235} pada elemen kendali.

K	BE	BE																		
J		BE																		
H	BE	BE																		
G	BF ₃	BE																		
F	BE	BE	C-2	F-20			C-4												PN	RA
E	BE	C-5	F-13	DE *	F-19														HY	RA
D	BS+	F-18	F-15	F-14	DE	F-12	C-6												HY	RA
C	BE	DE	C-1	F-16	F-17	C-3													HY	RA
B	BS-	BE	BE	BE	DE	BE	BE	BE	BE	BE	BE	BE	BE	BE	BE	BE	BE	BE	HY	RA
A	BE	BE	BE	BE	BE	BE	BE	BE	BE	BE	BE	BF ₃	BE	BE	BE	BE	BE	BE	RA	BE
	10	9	8	7	6	5	4	3	2	1										

Gambar 1. Konfigurasi kekritisan pertama RSG GAS

Elemen bakar standar tersusun dari 21 plat bahan bakar yang dilindungi oleh kelongsong yang terbuat dari AlMg₂. Sedangkan elemen kendali tersusun dari 15 plat bahan bakar di mana di dua sisinya terdapat penyerap neutron yang dapat digerakan naik-turun untuk mengatur fluks neutron. Material penyerap neutron dibuat dari Ag-In-Cd yang dibungkus oleh kelongsong SS-321[4].

II.2. Model Homogenisasi

Tujuan homogenisasi geometri adalah untuk mengurangi jumlah sel tanpa mengorbankan akurasi perhitungan secara signifikan. Model Referensi yang memodelkan geometri kekritisan pertama RSG GAS secara rinci menghasilkan jumlah sel sebanyak 2666.

Model A

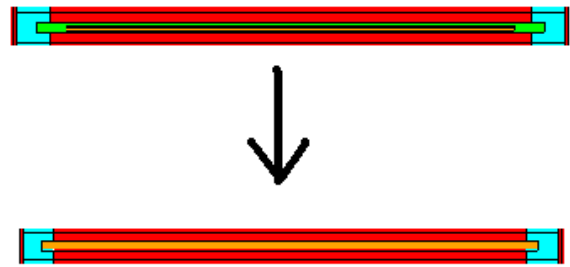
Homogenisasi Model A dilakukan pada tingkat kelongsong, di mana *meat* U₃O₈-Al dicampur secara homogen dengan material kelongsong. Massa totalnya merupakan jumlahan antara *meat* U₃O₈-Al dan massa kelongsong AlMg₂. Densitas material campuran kemudian dapat dihitung dengan rumus:

$$\rho = \frac{\sum m_i}{\sum V_i} \tag{1}$$

atau

$$\rho = \frac{\sum \rho_i V_i}{\sum V_i} \tag{2}$$

di mana *m*, *V* dan ρ masing-masing adalah massa volume dan densitas. Indeks *i* adalah komponen material.



Gambar 2. Model A: homogenisasi *meat* dan kelongsong

Homogenisasi geometri Model A ditunjukkan pada Gambar 2. Dari gambar tersebut terlihat bahwa *meat* bahan bakar (warna coklat) dilebur menjadi satu dengan kelongsong (warna hijau) menjadi satu sel berwarna orange. Homogenisasi Model A dapat mengurangi jumlah sel sebanyak 279 terhadap pemodelan rinci (Model Referensi).

Model B

Homogenisasi Model B adalah pencampuran secara homogen dari *meat* U₃O₈-Al (warna coklat), kelongsong (warna hijau), penjepit plat dan air pendingin (merah) untuk menempati satu sel berbentuk slab (orange) sebagaimana diilustrasikan pada Gambar 3.

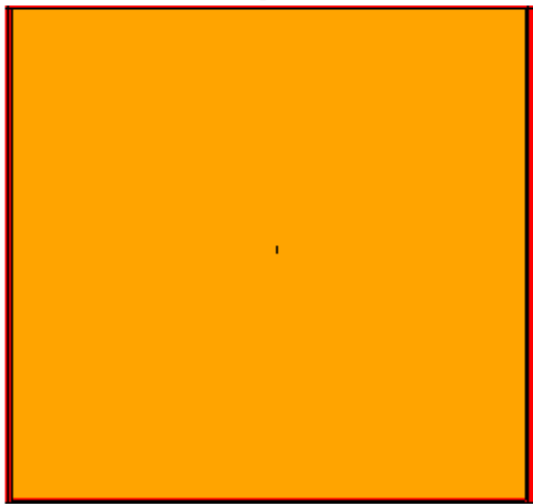
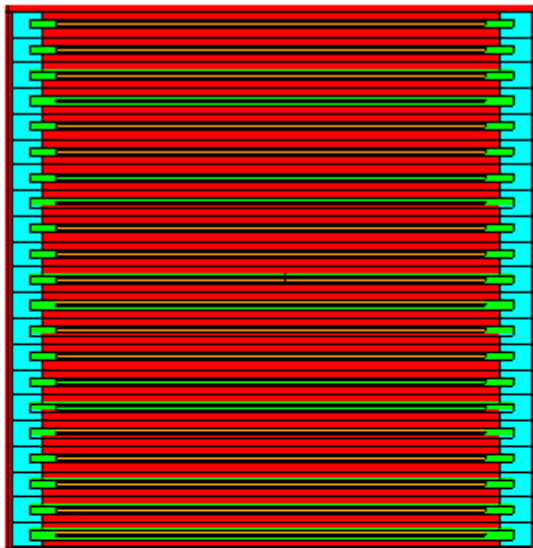


Gambar 3. Model B: homogenisasi *meat*, kelongsong, penjepit plat dan air

Homogenisasi Model B dapat mengurangi jumlah sel sebanyak 1116 terhadap pemodelan rinci (Model Referensi).

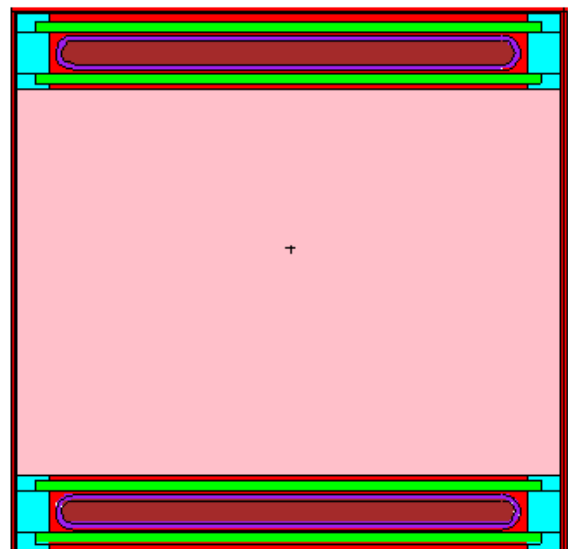
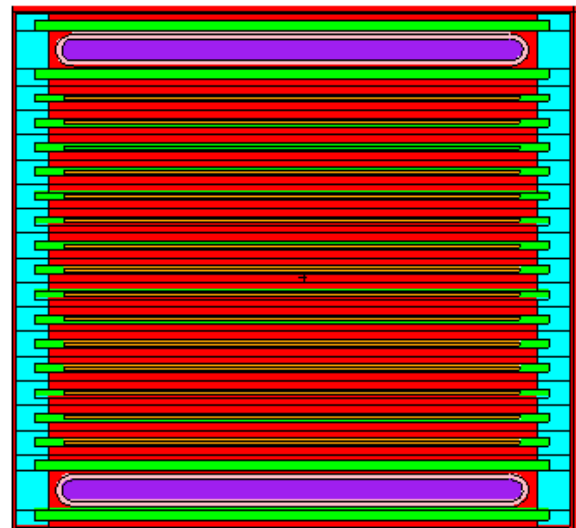
Model C

Pada Model C, homogenisasi dilakukan terhadap seluruh plat bahan bakar beserta pendingin membentuk campuran yang homogen dalam skala elemen bakar, seperti terlihat pada Gambar 4.



Gambar 4. Homogenisasi Model C untuk elemen bakar

Sedangkan untuk elemen kendali, homogenisasi hanya dilakukan terhadap 15 plat bahan bakar. Material penyerap, kelongsongnya dan *absorber guide*-nya dimodelkan secara rinci, seperti Model Referensi. Ilustrasi homogenisasi Model C untuk elemen kendali terlihat pada Gambar 5.



Gambar 5. Homogenisasi Model C untuk elemen kendali

Homogenisasi Model C dapat mereduksi jumlah sel sebanyak 1380.

II.3. MCNP Code[5]

MCNP5 adalah Monte Carlo N-Particle code versi 5 yang dapat digunakan untuk menghitung transport neutron, photon, elektron atau kombinasi, yang mencakup kemampuan untuk menghitung *eigenvalue*. Program tersebut dapat memodelkan sembarang konfigurasi material 3-D dalam geometri sel yang dibatasi oleh permukaan tingkat satu dan tingkat dua serta torus elips tingkat 4.

Dataampang lintang kontinu digunakan dalam MCNP. Untuk neutron, semua reaksi yang diberikan dalam evaluasi tampang lintang tertentu (seperti ENDF/B-VI) diperhitungkan. Neutron thermal dideskripsikan baik dengan model gas bebas maupun model $S(\alpha, \beta)$.

Fitur penting yang membuat MCNP sangat serbaguna dan mudah menggunakan mencakup sumber general, sumber kritikalitas dan sumber permukaan; plotter geometry dan output tally; teknik reduksi varians, struktur tally yang fleksibel, dan kumpulan ekstensif data tampang lintang. Fitur-fitur penting program MCNP adalah:

- *Data nuklir dan reaksi inti.* MCNP menggunakan pustaka data inti dan atom untuk energi kontinyu. Pustaka reaksi inti terutama berasal dari sistem ENDF (*Evaluated Nuclear Data File*), ENDL (*Evaluated Nuclear Data Library*) serta ACTL (*Activation Library*). Seluruh data tersebut diubah ke dalam format yang dapat dibaca oleh program MCNP dengan menggunakan program lain seperti NJOY. MCNP menyediakan tabel data nuklir untuk reaksi neutron, foton hasil induksi neutron, interaksi foton dan elektron, dosimetri atau aktivasi neutron serta hamburan partikel termal $S(\alpha, \beta)$. Terdapat lebih dari 500 tabel reaksi neutron untuk lebih dari 100 isotop dan elemen yang berlainan.
- *Spesifikasi sumber.* MCNP dapat menerima masukan yang menggambarkan berbagai macam sumber dengan geometri, distribusi arah, energi maupun posisinya ditentukan oleh pengguna. Selain itu, MCNP juga menyediakan berbagai fungsi yang memungkinkan pengguna memakai distribusi energi seperti di dalam spektrum fisi dan fusi, yakni spektrum *Watt*, *Maxwellian* dan *Gaussian*. MCNP juga menyediakan model sumber neutron yang khusus digunakan dalam perhitungan kekritisan.
- *Cacah (tally).* Untuk memperoleh besaran fisik, MCNP menyediakan berbagai macam cacah dasar. Semua cacah dinormalisir per jumlah partikel yang disimulasikan. Pengguna dapat memperoleh besaran arus partikel, fluks partikel maupun deposisi energi. Arus partikel dapat dinyatakan sebagai fungsi arah terhadap suatu permukaan atau bagian permukaan tertentu. Fluks partikel dapat diperoleh dari permukaan atau volume / sel. Selain itu MCNP juga menyediakan dua macam detektor yang dapat memberikan informasi tentang fluks partikel pada suatu titik atau lingkaran cincin tertentu.
- *Geometri.* MCNP mampu mendefinisikan hampir semua bentuk 3-D, dengan didasarkan pada permukaan yang membatasi benda tersebut. Untuk itu MCNP menyediakan berbagai jenis permukaan standar, seperti bidang datar, bola, kerucut, silinder dan lain sebagainya untuk memodelkan segala bentuk geometri 3-D.

Perhitungan Kekritisian dalam MCNP

Dalam perhitungan kekritisan, MCNP melakukan simulasi gerakan acak sebuah partikel (misalnya neutron hasil reaksi fisi) mulai dari kelahirannya, yakni terpancar dari sumber neutron fisi, sampai neutron tersebut ditangkap oleh bahan, baik akibat peristiwa tangkapan murni maupun fisi. Riwayat sebuah neutron akan diangkap berakhir bila keluar atau lolos dari

sistem. Simulasi ini dilakukan satu per satu sampai seluruh neutron habis terpancar dari sumbernya.

MCNP tidak secara langsung menghitung harga faktor multiplikasi k_{eff} dengan cara membandingkan jumlah neutron pada satu generasi dengan jumlah neutron pada generasi sebelumnya, melainkan pada setiap akhir satu generasi akan dihasilkan 3 buah nilai k_{eff} yang berbeda yang disebut sebagai estimator. Pengguna dapat menggunakan salah satu estimator tersebut untuk menentukan nilai k_{eff} dari sistem reaktor yang dihitung. Ketiga estimator tersebut adalah:

- Estimator tumbukan (k_{eff}^C) yang dihitung setiap kali terjadi peristiwa tumbukan partikel yang memungkinkan terjadinya peristiwa fisi selama satu generasi neutron. Estimator ini memberikan estimasi harga k_{eff} yang terbaik untuk sistem yang sangat besar.
- Estimator serapan (k_{eff}^A) yang dihitung setiap terjadi interaksi antara neutron dan inti bahan fisil selama satu generasi neutron. Estimator ini memberikan estimasi harga k_{eff} dengan kesalahan terkecil pada sistem reaktor termal.
- Estimator panjang jejak (k_{eff}^{TL}) yang dihitung setiap kali neutron berpindah tempat di dalam bahan dapat belah pada suatu jarak tertentu dari posisi semula. Estimator ini memberikan prediksi harga k_{eff} terbaik untuk sistem reaktor cepat yang menggunakan elemen bakar berbentuk lempeng tipis.

LANL merekomendasikan untuk menggunakan rerata dari kombinasi ketiga nilai estimator sebagai estimasi nilai k_{eff} yang terbaik.

Kartu KCODE

Untuk menghitung kekritisan reaktor, perlu didefinisikan kartu KCODE yang berisi informasi mengenai jumlah sumber (partikel) yang disimulasi, harga awal k_{eff} , jumlah siklus yang dilompati sebelum perhitungan akumulasi k_{eff} dimulai, dan jumlah siklus total yang dikehendaki dalam perhitungan. Jumlah partikel yang disimulasi dalam perhitungan disesuaikan dengan kompleksitas sistem teras, lazimnya terdapat minimal 1 partikel disimulasikan dalam material dapat belah (*fissile*). Semakin banyak partikel yang disimulasikan, akan semakin kecil standar deviasinya dan memberikan hasil yang lebih baik. Kartu KCODE ini memiliki bentuk sebagai berikut:

KCODE nsrck rkk ikz kct

di mana

nsrck : jumlah sumber nominal tiap siklus

rkk : harga awal untuk k_{eff}

ikz : jumlah siklus yang akan dilompati sebelum perhitungan k_{eff} dimulai

kct : jumlah siklus dalam perhitungan

Kartu KSRC

Partikel sumber yang disimulasikan ditempatkan tersebar di setiap daerah bahan bakar yang mengandung bahan *fissile*, yang terdapat baik di dalam elemen bakar maupun batang kendali. Lokasi partikel yang disimulasikan ini harus cukup jauh dari batas-batas sel. Kartu KSRC digunakan untuk menentukan posisi partikel yang disimulasi ini dalam pasangan-pasangan koordinat *x*, *y*, dan *z*.

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Model Referensi yang merupakan pemodelan geometri secara rinci sesuai dengan dimensi sebenarnya divalidasi terhadap data eksperimen kekritisan pertama reaktor RSG GAS dengan menggunakan data nuklir ENDF/B-VI. Tabel 1 memperlihatkan hasil validasi MCNP5 dengan data nuklir ENDF/B-VI dan perhitungan serupa dengan data nuklir JENDL dan JEFF[3] pada konfigurasi kekritisan pertama RSG GAS.

Tabel 1. Perbandingan harga k_{eff} MCNP5 (ENDF/B-VI) dan MVP (JENDL-4.0 dan JEFF-3.1)

Eksperimen	MCNP5		MVP[3]
	ENDF/B-VI	JENDL4.0	JEff-3.1
1.0	1,00640 ±0,00007	1,00243	1,00689

Dari Tabel 1 di atas terlihat bahwa MCNP5 dengan data nuklir ENDF/B-VI cukup akurat dalam memprediksi kekritisan reaktor RSG GAS, dimana $k_{eff}=1,00640$ dengan standar deviasi 0,00007, berada di antara JENDL-4.0 dan JEFF-3.1. Untuk tingkat kepercayaan 95 % dan 99 %, harga k_{eff} masing-masing berada pada interval 1,00627 hingga 1,00653 dan 1,00623 hingga 1,00657. Neutron termal ($E_n < 0,625$ eV) menyumbang proses fisi paling dominan sebesar 93,48%, sisanya disumbang oleh neutron energi menengah (0,625 eV - 100 keV) sebesar 5,6 % dan energi cepat ($E_n > 100$ keV) sebesar 0,92%. Dengan demikian Model Referensi dapat dijadikan acuan untuk memprediksi efek homogenisasi geometri terhadap harga k_{eff} .

Tabel 2 membandingkan efek homogenisasi geometri terhadap harga k_{eff} , dan waktu perhitungan yang dibutuhkan untuk masing-masing model. Dalam hal ini, jumlah partikel yang disimulasi dan jumlah siklus aktif adalah sama untuk semua model perhitungan, sehingga hanya efek model geometri dan jumlah sel saja yang berpengaruh terhadap harga k_{eff} dan kecepatan perhitungan. Penentuan empat parameter pada Kartu KCODE didasarkan pada studi parametrik, dimana harga *nsrck* divariasi dari mulai 5000 hingga 500000 partikel untuk menentukan harga k_{eff} yang telah stabil (tidak fluktuatif terhadap harga *nsrck*). Dari hasil studi parametrik tersebut, diperoleh bahwa pada jumlah partikel histori 400000, harga k_{eff} relatif tidak banyak berubah terhadap penambahan *nsrck*[6]. Dengan

demikian, Kartu KCODE untuk ke-empat model perhitungan di atas adalah:

KCODE 400000 1.0 50 400

Tabel 2. Perbandingan antara kasus referensi dan homogenisasi geometri

	Model Ref.	Model A	Model B	Model C
k_{eff}	1,0064	1,01529	1,01555	1,01499
ρ (%dk/k)	0,636	1,506	1,531	1,477
Waktu (min)	3325,5	2842,1	2448,1	2205,1
*Kec (calc ⁻¹)	1,0	0,85	0,74	0,66
Sel	2666	2387	1550	1286
** η_{fis}	1,8926	1,8419	1,6305	1,630
*** η_{all}	0,98965	0,9984	0,9986	0,99793

*Kecepatan perhitungan relatif terhadap Kasus Referensi

**Jumlah neutron fisi rerata yang dihasilkan oleh tiap neutron yang diserap pada semua sel fisi

***Jumlah neutron fisi rerata yang dihasilkan oleh tiap neutron yang diserap pada semua sel geometri

Ke-empat kasus perhitungan di atas dilakukan pada computer yang sama, dengan spesifikasi teknis: processor AMD FX(tm)-8150 Eight-core processor 3.61 GHz, RAM 32.0 GB, 64 bit operating system. Perhitungan dilakukan pada system operasi windows 7 dan hanya menggunakan satu core. Dari Tabel 2 di atas terlihat bahwa homogenisasi geometri cukup signifikan dalam menyumbang ketidakpastian (ketidak akuratan) hasil perhitungan k_{eff} . Hal tersebut terlihat pada ketiga model homogenisasi di mana harga reaktivitas ρ (%dk/k) yang berbeda lebih dari 2 kalinya terhadap model Referensi. Di sisi lain berkurangnya jumlah sel akibat homogenisasi geometri telah mempercepat proses perhitungan, relative terhadap model Referensi.

Harga k_{eff} cenderung naik pada geometri yang dihomogenisasi. Model Homogenisasi B memberikan harga k_{eff} paling tinggi di antara ketiga model di atas. Hal ini diakibatkan karena rasio perlambatan neutron (*Slowing Down Ratio* = $\xi \Sigma_s / \Sigma_a$)[7] oleh air pada Model B paling besar. Dimana ξ adalah penurunan perlambatan neutron. Air, walaupun berperan sebagai moderator, tapi juga menyerap neutron. Komposisi material pada homogenisasi Model B memberikan efek moderasi yang paling tinggi. Hal ini akan menggeser spektrum energi neutron ke arah yang lebih lembut (*soft spektrum*). Pada Model C, efek penyerapan neutron oleh air lebih dominan daripada efek moderasinya, sehingga harga k_{eff} lebih kecil daripada Model B dan A.

Seiring dengan semakin turunnya densitas atom uranium akibat homogenisasi, maka Jumlah neutron hasil fisi rerata yang dihasilkan oleh tiap neutron yang diserap pada semua sel (geometri) yang mengandung bahan fisil (η_{fis}) juga semakin kecil. Namun jumlah neutron rerata yang dihasilkan reaksi fisi oleh tiap neutron yang diserap pada seluruh sel (geometri) teras, baik yang mengandung bahan fisil maupun tidak (η_{all}), mendapati Model B memiliki nilai tertinggi. Hal inilah yang berkorelasi langsung terhadap k_{eff} .

Homogenisasi dapat mengubah tingkat fluks neutron dan spektrum energi neutron di sel di mana terdapat bahan fisil. Perubahan spectrum energy neutron terjadi karena kehadiran air dibanding sebelumnya yang berada di dalam kelongsong.

Dengan deviasi yang cukup besar antara model geometri rinci dengan model homogenisasi geometri, dan potensi propagasi ketidakpastian, maka homogenisasi pada sel yang mengandung bahan fisil tidak disarankan. Homogenisasi terhadap sel yang tidak sensitif terhadap neutron, seperti material struktur, dapat dilakukan dengan terlebih dulu melakukan studi efeknya terhadap k_{eff} dan tingkat maupun spectrum energy neutron.

IV. KESIMPULAN

Studi efek homogenisasi geometri telah dilakukan terhadap konfigurasi kekritisitas pertama reaktor RSG GAS dengan menggunakan *software* MCNP5.

Efek homogenisasi pada material yang mengandung bahan fisil berpengaruh cukup signifikan terhadap faktor perlipatan neutron, oleh karenanya penyederhanaan geometri terhadap material yang mengandung bahan fisil tidak disarankan. Homogenisasi geometri yang mengandung bahan fisil dan air berpengaruh terhadap rasio perlambatan neutron, pergeseran spektrum energi neutron dan akibatnya pada jumlah rerata neutron hasil fisi tiap neutron yang diserap.

Dari ketiga model homogenisasi geometri, ketiganya hampir memberikan efek yang sama terhadap k_{eff} .

DAFTAR PUSTAKA

1. H.M. Hussein, E.H. Amin, A.M. Sakr, (2014), *Effect of core configuration on the burnup calculations of MTR research reactors*, Annals of Nuclear Energy 63: 285-294.
2. Ismail Shaaban, Mohamad Albarhoum, (2015), *Minimizing MTR reactor uranium load with the use of MOX fuel by employing ORIGEN-S and MCNP4C codes*, Annals of Nuclear Energy 83: 34-40.
3. Peng Hong Liem and tagor malem Sembiring, (2012), *Benchmarking the new JENDL-4.0 library on criticality experiments of a research reactor with oxide LEU (20 w/o) fuel light water*

moderated and beryllium reflectors, Annals of Nuclear Energy 44: 58-64.

4. Peng Hong Liem and tagor malem Sembiring, (2010), *Design of transition core of RSG GAS (MPR-30) with higher loading silicide fuel*, Nuclear Engineering and Design, 240: 1433-1442.
5. X-5 Monte Carlo Team, *MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code Version 5, Vol. II: User's Guide*, Los Alamos National Laboratory, 2003.
6. Azizul Khakim dan Daddy Setyawan, (2014), *Analisis Neutronik Kemampuan Batang Kendali AgInCd Reaktor RSG GAS*, Prosiding Pertemuan dan Presentasi Ilmiah – Penelitian Dasar Ilmu Pengetahuan dan Teknologi Nuklir, Pusat Sain dan Teknologi Akselerator – BATAN Yogyakarta, 10-11 Juni 2014, ISSN 0216-3128.
7. Elmer E. Lewis, *Fundamental of Nuclear Reactor Physics*, AP.

TANYA JAWAB

Penanya : Teguh Prasetyo

Pertanyaan:

Maksud dari homogenisasi pada plat itu apa? Bagaimana efek yang timbul setelah dilakukan homogenisasi?

Jawaban:

Homogenisasi pada plat adalah penyatuan sel *meat* dan sel kelongsong menjadi satu sel dengan meleburkan kedua material tersebut. Homogenisasi geometri dapat mengubah rasio perlambatan neutron, pergeseran spektrum neutron, dan perubahan jumlah rerata neutron hasil fisi tiap neutron yang diserap (η).



PENGENDALIAN KESELAMATAN KERJA DI PUSAT TEKNOLOGI BAHAN GALIAN NUKLIR – BADAN TENAGA NUKLIR NASIONAL

Dany Poltak Marisi¹, Miki Arian Saputra², Tajudin Noor³

^{1,2,3} Pusat Teknologi Bahan Galian Nuklir - Badan Tenaga Nuklir Nasional
dany.poltak.m@batan.go.id

ABSTRAK

PENGENDALIAN KESELAMATAN KERJA DI PUSAT TEKNOLOGI BAHAN GALIAN NUKLIR – BADAN TENAGA NUKLIR NASIONAL Penerapan kesehatan dan keselamatan kerja pada organisasi memiliki beberapa tujuan, diantaranya adalah melindungi dan menjamin keselamatan setiap pekerja, menjamin setiap bahan baku digunakan secara selamat dan efisien, meningkatkan kesejahteraan dan meningkatkan produktivitas. Tujuan dari pengendalian keselamatan kerja yang dilakukan oleh Sub Bidang Keselamatan Kerja dan Proteksi Radiasi (KKPR) - Pusat Teknologi Bahan Galian Nuklir adalah melindungi pekerja radiasi, masyarakat sekitar dan lingkungan hidup dari bahaya radiasi akibat kegiatan di lingkungan Pusat Teknologi Bahan Galian Nuklir sehingga tercapai zero accident. Metode pengendalian keselamatan yang digunakan adalah Plan-Do-Check-Act (PDCA) mengacu pada OHSAS 18001:2007. Kegiatan pengendalian keselamatan yang dilakukan diantaranya: Pemantauan Paparan Radiasi Ruang Kerja; Pemantauan Paparan Radiasi Lingkungan; Pemantauan Tingkat Kontaminasi Permukaan; Pemantauan Paparan Radiasi Terowongan dan sekitarnya; Pemantauan Gas Radon; Pemantauan Terowongan Remaja Kalan; Pemantauan Dosis TLD Pekerja Radiasi; dan Pemeriksaan Kesehatan Pekerja Radiasi Tahun 2015. Hasil dari setiap kegiatan pengendalian keselamatan ditampilkan dalam bentuk grafik maupun tabel paparan radiasi dan dibandingkan dengan nilai batas paparan radiasi yang ditentukan dalam Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 4 Tahun 2013. Hasil perbandingan menunjukkan paparan radiasi akibat kegiatan yang dilakukan di lingkungan Pusat Teknologi Bahan Galian Nuklir masih berada dibawah nilai batas yang diizinkan. Dengan demikian pengendalian keselamatan yang dilakukan sudah cukup baik dan kegiatan yang dilakukan di Pusat Teknologi Bahan Galian Nuklir dalam kondisi selamat.

Kata kunci : Pemantauan, Radiasi, Keselamatan

ABSTRACT

SAFETY CONTROL AT CENTER OF NUCLEAR MINERALS TECHNOLOGY - NATIONAL NUCLEAR ENERGY AGENCY. Implementation of occupational health and safety in the organization has several goals, such as protecting and ensuring the safety of workers, guaranteeing every raw material used safely and efficiently, improving well-being and improve productivity. The objective of the safety control done by the Sub Division of Safety and Radiation Protection (KKPR) Center of Nuclear Minerals Technology is to protect radiation workers, surrounding communities and the environment from radiation hazards arising from activities in Center of Nuclear Minerals Technology. Safety control method used is the Plan-Do-Check-Act (PDCA) refers to the OHSAS 18001: 2007. Safety control activities undertaken include: Workspace Radiation Exposure Monitoring; Environmental Radiation Exposure Monitoring; Surface Contamination Level Monitoring; Tunnel Radiation Exposure Monitoring; Radon Gas Monitoring; Monitoring of Terowongan Remaja Kalan; TLD; and Worker Medical Check Up 2015. The results of any safety control activities are displayed in a graph or table of radiation exposure and compared with the limit values specified in Peraturan Kepala BAPETEN No. 4:2013. The comparison showed radiation exposure due to activities in Center of Nuclear Minerals Technology is still below the limit values allowed. Thus the safety control has been well conducted and activities carried at the Center for Nuclear Minerals Technology are in good condition.

Keywords: Commissioning, Radioisotope, Radiopharmaceutical

I. PENDAHULUAN

Pusat Teknologi Bahan Galian Nuklir (PTBGN) merupakan salah satu unit di lingkungan BATAN dengan tugas pokok melaksanakan perumusan dan pengendalian kebijakan teknis, pelaksanaan, dan pembinaan dan bimbingan di bidang pengembangan teknologi eksplorasi, penambangan dan pengolahan bahan galian nuklir[4].

Sesuai dengan Keputusan Kepala BAPETEN No. 12 Tahun 1999 tentang ketentuan keselamatan kerja penambangan dan pengolahan bahan galian radioaktif, PTBGN yang juga telah menerima izin pemanfaatan tenaga nuklir dari BAPETEN, menunjuk Sub Bidang Keselamatan Kerja dan Proteksi Radiasi sebagai penyelenggara keselamatan radiasi[1].

Sebagai penyelenggara keselamatan radiasi, Subbidang Keselamatan Kerja dan Proteksi Radiasi (KKPR) mempunyai tugas melakukan pemantauan keselamatan kerja dan proteksi radiasi di lingkungan PTBGN dengan rincian tugas sebagaimana ditetapkan di dalam pasal 204 ayat (1) Peraturan Kepala BATAN No 21 Tahun 2014 tentang rician tugas unit kerja di Badan Tenaga Nuklir Nasional.

II. METODE/METODOLOGI/LANDASAN TEORI/POKOK BAHASAN

Metode yang dilakukan pada pengendalian keselamatan ini berdasarkan pada OHSAS 18001 : 2007 berbasis pada metodologi Plan-Do-Check-Act (PDCA)^[6]. Tahapan PDCA ini secara singkat dapat dideskripsikan sebagai berikut:

Plan, menetapkan:

Visi : Menjadi Pusat acuan dalam aplikasi K3 pada kegiatan eksplorasi penambangan dan pengolahan bahan galian nuklir

Misi :

1. Merencanakan semua kegiatan dan mengidentifikasi segala potensi bahaya yang ditimbulkan
2. Melaksanakan kegiatan sesuai dengan prosedur keselamatan dan perundang-undangan yang berlaku dan dilakukan oleh SDM yang kompeten
3. Melakukan evaluasi ketidaksesuaian K3 dan mencegah terjadinya kecelakaan

Do, melakukan kegiatan pengendalian keselamatan berupa:

- a. Pemantauan Paparan Radiasi Ruang Kerja
- b. Pemantauan Paparan Radiasi Lingkungan
- c. Pemantauan Tingkat Kontaminasi Permukaan Ruang Kerja
- d. Pemantauan Paparan Radiasi Trowongan dan sekitarnya
- e. Pemantauan Gas Radon Terowongan Remaja Kalan

Check, melakukan pemeriksaan terhadap para Pekerja Radiasi melalui:

- a. *Medical Check Up* (MCU) per tahun
- b. Monitoring TLD para Pekerja Radiasi per triwulan

Action, adanya wilayah kerja yang memiliki laju paparan radiasi di atas laju paparan radiasi yang telah ditentukan. Batas laju paparan radiasi didapatkan dari NBD dibagi jam kerja pekerja radiasi. Tindakan proteksi radiasi yang dilakukan yaitu:

- a. Penahan, Jarak dan Waktu
 - Penahan : memberikan penahan (*shielding*) pada sumber radioaktif atau wilayah kerja yang memiliki laju dosis diatas NBD
 - Jarak : memberikan jarak aman bekerja untuk para pekerja radiasi terhadap sumber

radioaktif atau wilayah kerja yang memiliki laju dosis diatas NBD

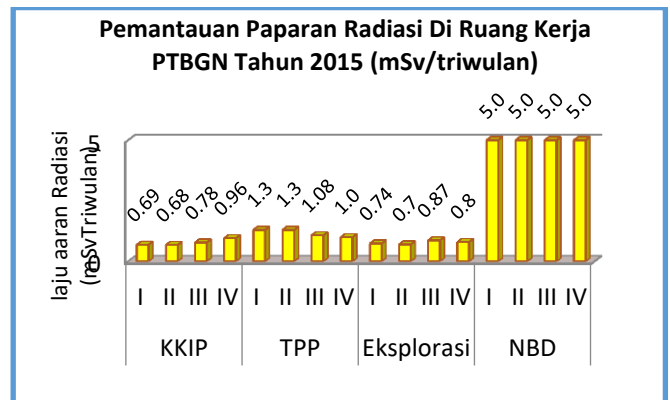
- Waktu : waktu bekerja untuk para pekerja radiasi dibatasi agar dosis radiasi yang diterima tidak melebihi NBD
- b. Menggunakan Alat Pelindung Diri (APD)

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

3.1. Pemantauan Paparan Radiasi Ruang Kerja PTBGN

Pemantauan paparan radiasi ruang kerja ini dilakukan dengan tujuan untuk mengetahui tingkat paparan radiasi ruang kerja instalasi nuklir PTBGN-BATAN, guna untuk pengendalian keselamatan pekerja terhadap radiasi dan menghitung kemungkinan dosis yang diterima pekerja radiasi serta membandingkan nilai batas dosis (NBD) yang ditentukan yaitu 20 mSv/tahun^[3].

Pada pengendalian keselamatan ini digunakan APD yang sesuai dengan prosedur. APD yang digunakan dalam kegiatan ini yaitu masker, baju lapangan, sepatu lapangan, sarung tangan, dan helm. Penggunaan APD tersebut dimaksudkan agar dapat mencegah peluang terjadinya potensi bahaya pada kegiatan ini. Risiko bahaya pada kegiatan ini seperti terjatuh, tersengat listrik, terpapar dan terkontaminasi zat radioaktif, terhirup debu, dan lain-lain. Berikut hasil pemantauan paparan radiasi triwulan I sampai triwulan IV tahun 2015.

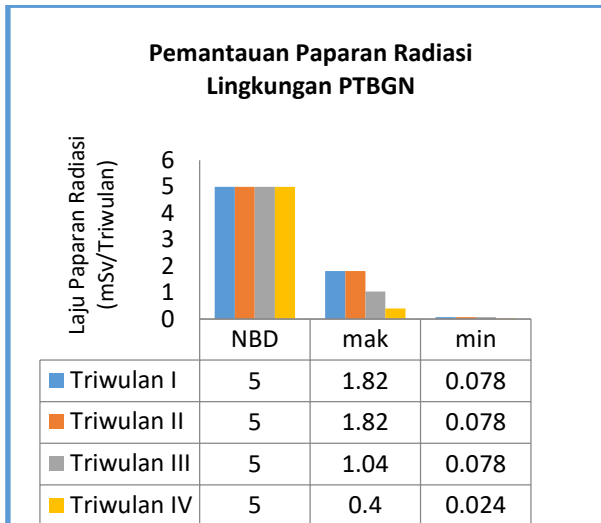


Gambar 3.1 Grafik Laju Paparan Radiasi di Ruang Kerja PTBGN

Dari grafik pemantauan paparan radiasi ruang kerja di atas dapat diketahui paparan radiasi terbesar yang ada di ruang kerja PTBGN adalah 1,3 mSv/Triwulan yang berada di bidang TPP pada Triwulan II. Jika kita bandingkan dengan NBD pekerja radiasi yang telah ditetapkan yaitu 20 mSv/tahun atau 5 mSv/Triwulan maka dapat dikatakan bahwa ruang kerja PTBGN dalam kondisi selamat untuk bekerja^[3].

3.2. Pemantauan Paparan Radiasi Lingkungan PTBGN

Pemantauan paparan radiasi lingkungan ini dilakukan dengan tujuan untuk mengetahui tingkat paparan radiasi lingkungan instalasi nuklir PTBGN-BATAN, guna untuk pengendalian keselamatan pekerja terhadap radiasi dan menghitung kemungkinan dosis yang diterima pekerja radiasi dan masyarakat sekitar serta membandingkan nilai batas dosis (NBD) yang ditentukan yaitu 20 mSv/Tahun untuk pekerja radiasi dan 1 mSv/Tahun untuk masyarakat^[3].



Gambar 3.2 Grafik Laju Paparan Radiasi di Lingkungan PTBGN

Dari grafik pemantauan paparan radiasi lingkungan di atas dapat diketahui paparan radiasi terbesar yang ada di lingkungan PTBGN adalah 1,82 mSv/Triwulan yang berada di wilayah area pengelolaan limbah, sedangkan paparan radiasi terkecil sebesar 0.078 mSv/Triwulan dan 0.024 mSv/Triwulan yang berada diluar area pengelolaan limbah tersebut. Jika kita bandingkan dengan NBD pekerja radiasi yang telah ditetapkan pada Perka Bapeten No. 04 Tahun 2013 tentang Proteksi dan Keselamatan Radiasi dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir yaitu 20 mSv/Tahun atau 5 mSv/Triwulan maka dapat dikatakan bahwa lingkungan PTBGN dalam kondisi aman untuk bekerja. Sedangkan jika dibandingkan dengan NBD masyarakat yang telah ditetapkan yaitu 1 mSv/Tahun atau 0.25 mSv/Triwulan maka dapat dikatakan bahwa lingkungan PTBGN untuk masyarakat dalam kondisi selamat.

3.3. Pemantauan Tingkat Kontaminasi Permukaan Ruang Kerja

Pemantauan tingkat kontaminasi permukaan ruang kerja ini dilakukan dengan tujuan untuk mengetahui kemungkinan adanya kontaminasi pada permukaan area, bahan, atau peralatan kerja sehingga pekerja radiasi dapat dipastikan aman dari bahaya radiasi di

area kerja tersebut selama tingkat kontaminasi tidak melebihi ketentuan yang sudah ditetapkan dalam Keputusan Kepala Bapeten No.12/Ka-BAPETEN/VI-99 tentang Ketentuan Keselamatan Kerja Penambangan dan Pengolahan Bahan Galian Radioaktif yaitu sebesar 4 Bq/cm² untuk nuklida uranium and thorium pemancar alpha, sedangkan untuk area tertentu dapat ditoleransi hingga 37 Bq/cm²^[1].

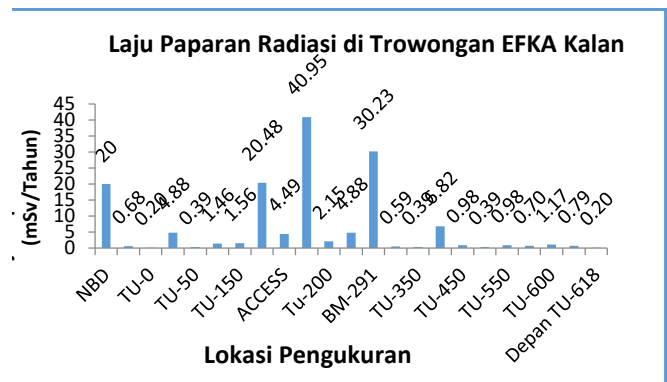
Tabel 3.2 Pemantauan Tingkat Kontaminasi Permukaan Ruang Kerja

Lokasi Pengukuran	Tingkat Kontaminasi Permukaan (Bq/cm ²)		
	Triwulan I	Triwulan II	Triwulan III
KKIP			
Lab. Analisis Pengolahan	0 - 0,260	0 - 0,052	0 - 0,052
TPP			
Ruang Pengolahan 1	0 - 0,312	0 - 1,310	0,026 - 0,104
Ruang Pengolahan 2	0 - 5,004	0 - 4,992	0,065 - 5,005
Ruang Analisis Kontrol	0 - 0,208	0,026 - 7,618	0,026 - 6,799
Gudang Bidang TPP	0 - 10,244	0,026 - 10,218	0,026 - 4,030
Eksplorasi			
R. Pemisahan MB dan R. Asam	0 - 0,312	0 - 0,104	0,026 - 0,182
R. Pemotongan / Pesayatan	0 - 15,47	0 - 0,702	0 - 0,312
R. Lab. Geokimia	0 - 0,182	0 - 0,234	0,026 - 0,104
R. Preparasi geokimia	0 - 0,364	0 - 0,104	0 - 0,130

Dari tabel diatas dapat diketahui tingkat kontaminasi permukaan terbesar yaitu 15,47 Bq/cm² di area gudang Bidang TPP pada Triwulan I. Ruang kerja yang memiliki tingkat kontaminasi melebihi batas tingkat kontaminasi yakni sebesar 4 Bq/cm², maka perlu dilakukan tindakan dekontaminasi.

3.4. Pemantauan Paparan Radiasi Terowongan EFKA Kalan

Pemantauan paparan radiasi di terowongan dan sekitarnya ini dilakukan dengan tujuan untuk mengetahui tingkat paparan radiasi lingkungan di sekitar Terowongan Eksplorasi Remaja Kalan.



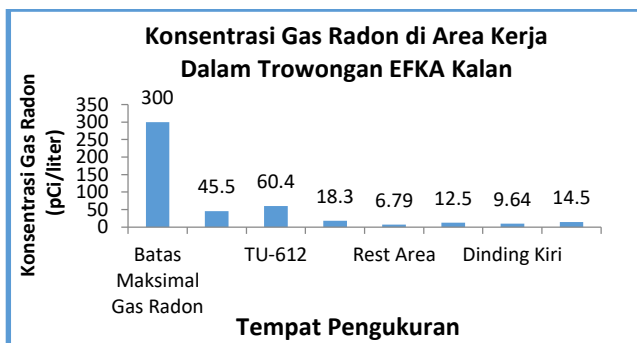
Gambar 3.4 Grafik Pemantauan Paparan Radiasi Trowongan

Dari grafik pemantauan paparan radiasi di Trowongan dapat diketahui bahwa ada 3 tempat laju paparan radiasinya melebihi NBD yang telah ditentukan yaitu 20 mSv/Tahun, diantaranya area Batuan Mineral (BM) 154 sebesar 20,48 mSv/Tahun, Batuan Mineral (BM) 179 sebesar 40,95 mSv/Tahun, dan Batuan Mineral (BM) 291 sebesar 30,23 mSv/Tahun. Sedangkan di area selain itu laju paparan radiasinya dalam kondisi aman untuk pekerja radiasi (jauh dibawah NBD yang telah ditentukan). Untuk daerah BM 154, BM 179, dan BM 291 merupakan daerah mineralisasi uranium sehingga wajar jika paparan radiasinya melebihi batasan yang diizinkan. Dalam kondisi ini para pekerja radiasi dan pemegang izin harus benar-benar mengaplikasikan sistem proteksi radiasi (penahan, jarak, dan waktu) yang benar agar paparan yang berada di ke tiga area tersebut dapat diminimalkan.

3.5. Pemantauan Gas Radon di Terowongan Eksplorasi Remaja Kalan

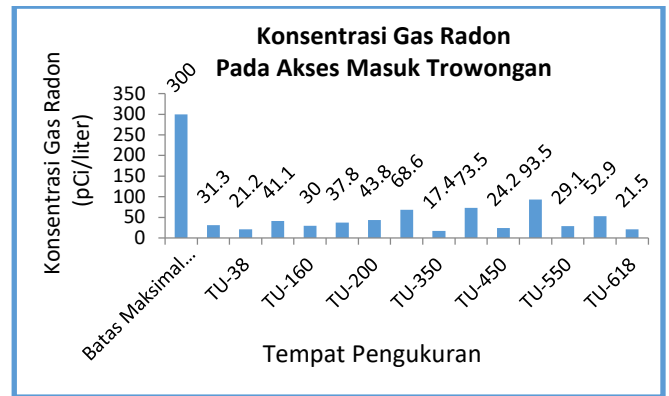
Pemantauan gas radon di Terowongan Eksplorasi Remaja Kalan ini dilakukan dengan tujuan untuk mengetahui tingkat gas radon di Terowongan Remaja Kalan serta sebagai pengendalian keselamatan lingkungan dan keselamatan kerja terhadap pekerja radiasi serta anggota masyarakat disekitar.

Berikut hasil Pemantauan Gas Radon di Terowongan Eksplorasi Remaja Kalan dan hasil pemantauan gas radon di akses masuk trowongan tahun 2015.



Gambar 3.5.1 Grafik Konsentrasi Gas Radon di Area Kerja Dalam Trowongan

Dari grafik konsentrasi gas radon di area kerja dalam trowongan di atas dapat diketahui konsentrasi gas radon terbesar adalah 60,4 pCi/liter yang berada di Trowongan Utama (TU) 612, sedangkan konsentrasi gas radon terkecil sebesar 6,79 pCi/liter yang berada di rest area. Jika kita bandingkan dengan batas maksimal konsentarsi gas radon yang diizinkan yaitu 300 pCi/liter maka dapat dikatakan bahwa area kerja dalam trowongan dalam kondisi aman untuk bekerja.

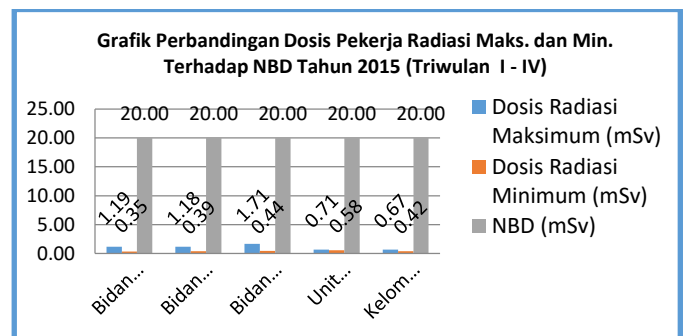


Gambar 3.5.2 Grafik Konsentrasi Gas Radon Pada Akses Masuk Trowongan

Dari grafik konsentrasi gas radon pada akses masuk trowongan di atas dapat diketahui konsentrasi gas radon terbesar adalah 93,5 pCi/liter yang berada di Trowongan Utama (TU) 500, sedangkan konsentrasi gas radon terkecil sebesar 17,4 pCi/liter yang berada di Trowongan Utama (TU) 350. Jika kita bandingkan dengan batas maksimal konsentarsi gas radon yang diizinkan yaitu 300 pCi/liter maka dapat dikatakan bahwa area kerja dalam trowongan dalam kondisi aman untuk bekerja.

3.6. Monitoring TLD Para Pekerja Radiasi

Pemonitoring TLD para pekerja radiasi ini dilakukan per triwulan dengan tujuan untuk mengetahui dan mengevaluasi dosis radiaisi yang diterima pekerja radiasi dalam 1 Tahun dan kemudian dibandingkan dengan nilai batas dosis (NBD) yang ditentukan yaitu 20 mSv/Tahun^[3]. Berikut hasil monitoring dosis radiasi pekerja radiasi PTBGN Triwulan I sampai Triwulan IV Tahun 2015.

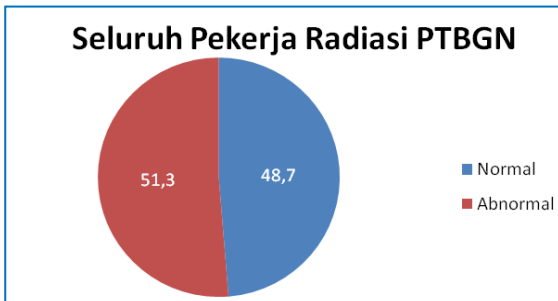


Gambar 3.6 Grafik Monitoring TLD Para Pekerja Radiasi

Dari grafik Monitoring TLD Para Pekerja Radiasi, dapat diketahui bahwa dosis yang didapatkan oleh semua pegawai PTBGN masih jauh dibawah batas yang telah ditentukan yaitu 20 mSv/Tahun.

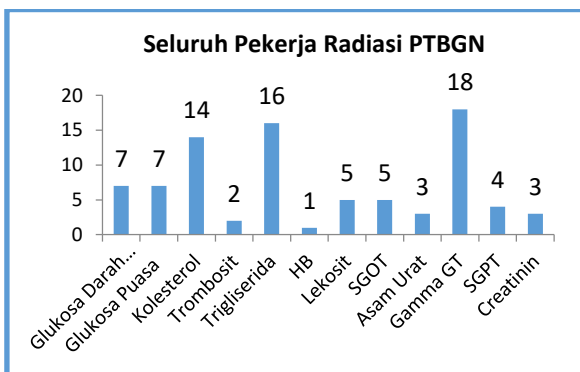
3.7. Medical Check Up (MCU)

Medical Check Up (MCU) para pekerja radiasi dilakukan 1 tahun sekali^[2]. Kegiatan ini dimaksudkan untuk memastikan bahwa tidak ada kondisi klinik yang dapat mempengaruhi kesehatan pekerja yang timbul pada saat bekerja dengan radiasi. Berikut hasil Medical Check Up (MCU) para pekerja radiasi tahun 2015.



Grafik 3.7.1 Hasil Medical Check Up (MCU) Secara Umum

Secara keseluruhan hasil Medical Check Up untuk pemeriksaan darah pekerja radiasi PTBGN yang dilakukan setahun sekali dapat dilihat kondisi normal hanya 48,7% sedangkan kondisi abnormal lebih besar yaitu 51,3% di seluruh pekerja radiasi PTBGN.



Gambar 3.7.1 Grafik Hasil Medical Check Up (MCU)

Dari grafik diatas diperoleh kelainan dalam pemeriksaan pada pekerja radiasi PTBGN keseluruhannya, menurut hasil MCU yang telah dilakukan banyaknya pekerja dengan Gamma GT yang tinggi, dan tingginya trigliserida, juga tingginya kolestrol serta beberapa kelainan yang terjadi pada darah seperti; glukosa darah, glukosa puasa, lekosit, SGOT, SGPT, asam urat, trombosit dan hemoglobin.

IV. KESIMPULAN

Kegiatan yang dilakukan oleh Sub. bidang keselamatan kerja dan proteksi radiasi tahun 2015 yaitu pemantauan paparan radiasi ruang kerja, pemantauan paparan radiasi lingkungan, pemantauan tingkat kontaminasi permukaan, pemantauan gas radon

terowongan remaja kalan, pemantauan paparan radiasi di trowongan, dilakukan medical check up (MCU) para pegawai PTBGN per tahun dan monitoring TLD para pekerja radiasi per triwulan.

Hasil perbandingan menunjukkan paparan radiasi akibat kegiatan yang dilakukan di lingkungan Pusat Teknologi Bahan Galian Nuklir masih berada dibawah nilai batas yang diizinkan. Dengan demikian pengendalian keselamatan yang dilakukan sudah cukup baik dan kegiatan yang dilakukan di Pusat Teknologi Bahan Galian Nuklir dalam kondisi selamat.

DAFTAR PUSTAKA

1. PERKA BAPETEN No. 12 Tahun 1999 tentang Ketentuan Keselamatan Kerja Penambangan dan Pengolahan Bahan Radioaktif
2. PERKA BAPETEN No. 06 Tahun 2010 tentang Pemantauan Kesehatan untuk Pekerja Radiasi
3. PERKA BAPETEN No.04 Tahun 2013 tentang Proteksi dan Keselamatan Radiasi dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir
4. PERKA BATAN No.14 Tahun 2013 tentang Organisasi dan Tata Kerja
5. PP No.33 Tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif
6. SB 006Tahun 2008 tentang Sistem Manajemen Keselamatan dan Kesehatan Kerja (SMK3).

TANYA JAWAB DISKUSI

Penanya: Pratiwi Dian

Pertanyaan:

Alat ukur yang digunakan dalam kegiatan pemantauan apakah sama satu kegiatan dengan yang lain? Apa saja?

Jawaban:

Tidak sama, pada pemantauan paparan radiasi ruang kerja & lingkungan menggunakan SPP2NF. Pemantauan kontaminasi permukaan ruang kerja menggunakan Ludlum Model 3. Pemantauan kesehatan pekerja radiasi menggunakan TLD.



KUALIFIKASI DAN KOMPETENSI DASAR UNTUK PETUGAS KEAMANAN BAHAN NUKLIR DI INSTALASI NUKLIR

Imron¹, Ardiyani Eka Patriasari², Winda Sarmita³, Besar Winarto⁴, Supyana⁵

¹⁻⁵Direktorat Perizinan Instalasi dan Bahan Nuklir
i.imron@bapeten.go.id

ABSTRAK

KUALIFIKASI DAN KOMPETENSI DASAR UNTUK PETUGAS KEAMANAN BAHAN NUKLIR DI INSTALASI NUKLIR. Telah dilakukan kajian tentang kualifikasi dan kompetensi dasar petugas Keamanan Instalasi Nuklir. Tinjauan ini diperlukan sebagai salah satu bahan pertimbangan untuk memperbaiki dan melengkapi peraturan sistem proteksi fisik yang telah diterbitkan sehingga dapat memberikan pedoman dalam pelaksanaan sertifikasi petugas instalasi dan bahan nuklir. Keterbatasan infrastruktur petugas keamanan berpotensi terjadi kehilangan dan penyalahgunaan instalasi nuklir, khususnya bahan nuklir. Kondisi keterbatasan tersebut harus dihindari karena akan menyebabkan kerugian dan menjadi ancaman terhadap masyarakat yang dapat berakibat fatal. Hal ini terjadi karena pada umumnya instalasi nuklir belum memiliki petugas keamanan nuklir dengan suatu kompetensi yang terstandar. Berdasarkan Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 1 Tahun 2009 tentang Ketentuan Sistem Proteksi Fisik Instalasi dan Bahan Nuklir, yang bertujuan untuk memastikan pelaksanaan sistem proteksi fisik terhadap instalasi dan bahan nuklir secara efektif dan efisien. Jenis kualifikasi Petugas yang tercantum dalam peraturan tersebut hanya petugas di stasiun alarm. Padahal tuntutan ancaman keamanan sangat kompleks sehingga perlu tambahan kemampuan dan kompetensi bagi petugas yang ada di fasilitas. Oleh karena itu Pemegang izin harus meningkatkan kompetensi petugas keamanan pada instalasi yang berkualifikasi dan memiliki pengetahuan tentang keamanan yang setara dengan petugas keamanan sumber radioaktif sebagai mana tercantum dalam Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 7 Tahun 2007 tentang Keamanan Sumber Radioaktif. BAPETEN sebagai badan pengawas yang mempunyai tugas di antaranya adalah melakukan sertifikasi Petugas Instalasi dan Bahan Nuklir belum mengatur lebih rinci mengenai kompetensi dasar yang harus dimiliki oleh Petugas Keamanan bahan nuklir. Oleh karena itu dalam makalah ini dirumuskan kompetensi dasar yang harus dimiliki oleh Petugas Keamanan yang merupakan hasil tinjauan terhadap beberapa dokumen referensi dari badan pengawas tenaga nuklir lainnya yang ada di dunia. Hasil rumusan kompetensi dasar antara lain berjumlah 58 kompetensi. Materi pelatihan terdiri dari 10 materi meliputi ilmu teori nuklir, metoda perhitungan, data dan percobaan keamanan, peraturan, standar dan pedoman, evaluasi keselamatan keamanan analisis dan kontrol keselamatan, sistem deteksi dan alarm, praktik akuntabilitas, materi magang di fasilitas dan pengetahuan keamanan instalasi. Lama waktu pelatihan paling kurang 82 jam untuk permohonan kualifikasi baru dan 40 jam untuk rekualifikasi.

Kata kunci : penyalahgunaan, petugas keamanan, kompetensi, kualifikasi, pelatihan

ABSTRACT

QUALIFICATION AND BASIC COMPETENCE FOR THE SECURITY OFFICERS OF NUCLEAR MATERIAL AT NUCLEAR INSTALLATIONS. Had carried out a review about qualification and competencies of security officers at Nuclear Installation. This review is needed as a part of consideration material to improve and complete the regulation about physical protection system therefore this regulation will provide guidelines for certification of the officer of installation and nuclear material. Lack of infrastructure security officer potential loss and misuse of nuclear installations, particularly nuclear materials. Conditions such limitations should be avoided because it will cause harm and be a threat to society which can be fatal. This happens because in general nuclear installations do not yet have a nuclear security officer with a standardized competency. Based on BAPETEN Chairman Regulation No. 1 Year 2009 on Provision of Physical Protection Systems Installation and Nuclear Material, which aims to ensure the implementation of the system of physical protection of nuclear installations and materials effectively and efficiently. Officers qualification types listed in the regulation only officer in the station alarm. These claims are very complex security threats that need additional capacity and competence for officers in the facility. Therefore the permit holder must improve the competence of security personnel on the installation of qualified and have knowledge of safety that is equivalent to the security officer where the radioactive source as listed in BAPETEN Chairman Regulation No. 7 of 2007 on Security of Radioactive Sources. BAPETEN as a regulatory body that has the task of which is to certify Installation Officers and Nuclear Material has not been set up in more detail about the basic competencies that must be owned by the security guards of nuclear material. Therefore in this paper formulated the basic competencies that must be owned by the Security Officer is the result of a review of several reference documents from other nuclear power regulatory agency in the world. The formulation of basic competencies include 58 competencies. The training material consists of 10 materials include science nuclear theory, calculation methods, data and trial safety, regulations, standards and guidelines, safety evaluation of security analysis and safety controls, detection systems and alarm,

accountability practices, materials internships at the facility and the knowledge of security installation , Long training time at least 82 hours to request a new qualification and 40 hours for requalification.

Keywords: abuse, security officers, the competence, qualifications, training

I. PENDAHULUAN

Fasilitas/Instalasi Nuklir mempunyai potensi terjadinya kehilangan dan penyalahgunaan penggunaan bahan nuklir. Kejadian tersebut disebabkan terutama akibat kesalahan manusia yang mengabaikan prinsip-prinsip keamanan sehingga terjadi kehilangan dan penyalahgunaan penggunaan bahan nuklir. Kejadian ini dapat mengakibatkan isu sensitif akan pembuatan bahan baku bom baik yang bersifat dirty bomb maupun bom atom. Selain itu bahan nuklir juga memiliki potensi paparan berlebih bagi masyarakat jika karena ketidaktahuannya, orang dapat melakukan pencurian bahan nuklir.

Fasilitas/Instalasi Nuklir memiliki sistem Proteksi Fisik dari fasilitas untuk mencegah kejadian kehilangan atau penyalahgunaan bahan nuklir. Hal ini wajar karena pada fasilitas bahan nuklir berinteraksi antara pekerja dan masyarakat dan mempunyai probabilitas akan terjadinya kejadian kehilangan juga sangat ditentukan oleh faktor kualitas peralatan keamanan, prosedur dan sumber daya manusia. Dengan kenyataan ini maka aspek kepatuhan pekerja terhadap prosedur serta keefektifan prosedur sangat menentukan tingkat keamanan fasilitas.

Amanah Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 1 Tahun 2009 tentang Ketentuan Sistem Proteksi Fisik Instalasi dan Bahan Nuklir, yang bertujuan untuk memastikan pelaksanaan sistem proteksi fisik terhadap instalasi dan bahan nuklir secara efektif dan efisien. Dalam peraturan tersebut Pemegang Izin harus menunjuk seorang petugas di stasiun alarm. Namun belum dijelaskan kompetensi yang harus dimiliki oleh petugas tersebut. Padahal jika dibandingkan dengan penanganan sumber radioaktif terdapat petugas keamanan sumber radioaktif yang memiliki tingkat kompetensi yang jelas dan tercantum dalam Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 7 tahun 2007.

Dari alasan itu perlu ditunjuk suatu petugas keamanan bahan nuklir yang mungkin bukan sekedar hanya sebagai petugas di sistem alarm tapi petugas keamanan bahan nuklir yang kompeten pada fasilitas tersebut. BAPETEN perlu menetapkan standar kompetensi petugas tersebut. Masalah kompetensi itu menjadi penting, karena kompetensi menawarkan suatu kerangka kerja organisasi yang efektif dan efisien.

Dengan dibuatnya standar kompetensi petugas keamanan maka diharapkan dihasilkan petugas yang berkualifikasi dan memiliki pengetahuan tentang keamanan, standar keselamatan, pedoman dan peraturan yang terkait, dan mengenal operasi instalasi. Petugas tersebut bertanggung jawab dalam pengembangan prosedur operasi yang terkait dengan

keamanan bahan nuklir dan memeriksa dan mengesahkan semua aktivitas kendali keamanan. Sampai saat ini BAPETEN belum menetapkan peraturan yang mengatur lebih rinci mengenai petugas keamanan. Oleh karena itu dalam makalah ini dirumuskan usulan kualifikasi beserta persyaratannya, ketentuan pelatihan dan kompetensi dasar yang harus dimiliki oleh petugas keamanan bahan nuklir.

II. METODA PENELITIAN

Metode penelitian yang digunakan adalah studi literatur dari beberapa peraturan ketenaganukliran maupun dokumen standar IAEA yang berkaitan dengan petugas keamanan. Adapun peraturan tersebut meliputi Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 1 Tahun 2009, Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 6 Tahun 2013, dan lain sebagainya.

III. POKOK BAHASAN

Pada Fasilitas/Instalasi Nuklir, Pemegang izin wajib menetapkan, menerapkan dan merawat sistem proteksi fisik. Sistem proteksi fisik tersebut bertujuan mencegah pemindahan secara tidak sah terhadap bahan nuklir, menemukan kembali bahan nuklir yang hilang, mencegah sabotase terhadap instalasi dan bahan nuklir, mencegah sabotase terhadap instalasi dan bahan nuklir dan memitigasi konsekuensi yang di timbulkan sabotase. Sistem proteksi fisik terdiri atas kumpulan peralatan, instalasi, personil dan program/ prosedur yang bersama sama memberikan proteksi terhadap instalasi dan bahan nuklir.

Pendekatan grading approach juga diterapkan pada fasilitas instalasi nuklir, sesuai dengan desain dan resiko sehingga perlu fleksibilitas dalam mengkaji aspek keamanan. Pada fasilitas/instalasi nuklir terdapat potensi signifikan pada keamanan terutama terkait bahaya terjadinya sabotase. Sedangkan untuk mencegah dari sisi pekerja adalah kemampuan pekerja mengenal dan menjalankan prosedur. Selain itu keefektifan prosedur dan kendali administrasi juga menjadi faktor yang menentukan dalam pencegahan pemindahan secara tidak sah terhadap bahan nuklir.

Kemampuan petugas keamanan merupakan bagian dari respon yang diberikan dalam rangka proteksi fisik. Setelah semua respon yang diberikan pada fasilitas, seperti penghalang (pagar), alarm, maka respon dari petugas keamanan merupakan hal yang sangat penting dilakukan. Selain itu, kemampuan intelegen petugas keamanan dalam mendeteksi pengunjung atau tamu yang masuk ke Instalasi Nuklir harus kuat, sehingga petugas dapat mencegah pengunjung atau tamu yang

mempunyai niat ingin mencuri atau sabotase fasilitas. Oleh karena itu dibutuhkan kompetensi petugas keamanan di Instalasi Nuklir yang handal. Kompetensi yang handal dari petugas keamanan tersebut dilakukan melalui sertifikasi Petugas Keamanan Instalasi dan bahan Nuklir, dimana salah satu persyaratan untuk mengikuti sertifikasi adalah harus lulus pelatihan petugas keamanan nuklir. Dalam makalah ini akan dibahas mengenai materi-materi pelatihan untuk petugas keamanan nuklir, waktu efektif untuk pelatihan, dan persyaratan yang harus dipenuhi untuk mengikuti sertifikasi

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

IV.1. Keamanan pada Fasilitas Pemanfaatan Bahan Nuklir

Pada fasilitas instalasi nuklir, Pemegang izin wajib menetapkan, menerapkan dan merawat sistem proteksi fisik. Sistem proteksi fisik tersebut bertujuan mencegah pemindahan secara tidak sah terhadap bahan nuklir, menemukan kembali bahan nuklir yang hilang, mencegah sabotase terhadap instalasi dan bahan nuklir, mencegah sabotase terhadap instalasi dan bahan nuklir dan memitigasi konsekuensi yang di timbulkan sabotase. Sistem proteksi fisik terdiri atas kumpulan peralatan, instalasi, personil dan program/prosedur yang bersama sama memberikan proteksi terhadap instalasi dan bahan nuklir.

Pendekatan diterapkan pada fasilitas instalasi nuklir, sesuai dengan desain dan resiko sehingga perlu fleksibilitas dalam mengkaji aspek keamanan. Pada fasilitas instalasi nuklir terdapat potensi signifikan pada keamanan terutama terkait bahaya terjadinya sabotase. Sedangkan untuk mencegah dari sisi pekerja adalah kemampuan pekerja mengenal dan menjalankan prosedur. Selain itu keefektifan prosedur dan kendali administrasi juga menjadi faktor yang menentukan dalam pencegahan pemindahan secara tidak sah terhadap bahan nuklir.

IV.2. Kompetensi Dasar Petugas Keamanan Bahan Nuklir

Kompetensi dasar Petugas Keamanan Bahan Nuklir adalah kemampuan untuk menerapkan keahlian, pengetahuan, dan sikap kerja dalam melaksanakan tugas dalam aspek keamanan. Kompetensi tersebut tercakup dalam 10 materi dan akan menjadi dasar dalam menentukan jumlah soal, jenis soal, silabus pelatihan dan jam pelatihan. Berikut rincian kompetensi untuk petugas keamanan instalasi dan bahan nuklir.

A. Materi Teori Nuklir

1. Persyaratan Dasar Penerapan Sistem Proteksi Fisik Bahan dan Fasilitas Nuklir, INFCIRC/225/Rev. 4. Petugas harus dapat:

- a. Menjelaskan prinsip dasar penerapan sistem proteksi fisik bahan dan fasilitas nuklir
 - b. Menjelaskan instrument international yang terkait dengan *nuclear security regimes*, yaitu *convention on the physical protection of nuclear material and facilities, amended July 2005*
 - c. Menjelaskan publikasi *physical protection requirements* untuk bahan nuklir dan fasilitas nuklir, INFCIRC/225/Rev. 4 (*corrected*).
 - d. Menjelaskan Konvensi tentang proteksi fisik
2. Elemen-Elemen Sistem Proteksi Fisik Petugas harus dapat:
 - a. Menjelaskan penanggungjawab penetapan sistem proteksi fisik bahan dan fasilitas nuklir, implementasi dan pemeliharaan.
 - b. Menjelaskan Ancaman Dasar Desain (ADD) nasional maupun lokal.
 - c. Peraturan dan perundang-undangan.
 - d. Perijinan dan prosedur-prosedur lain untuk otorisasi.
 3. Penggolongan Bahan Nuklir Petugas harus dapat:
 - a. Menjelaskan pertimbangan kemungkinan pencurian plutonium, uranium dengan kekayaan tinggi.
 - b. Menjelaskan penggolongan bahan nuklir yang menentukan tindakan proteksi fisik.
 4. Persyaratan proteksi fisik bahan nuklir selama penggunaan, penyimpanan dan selama pengangkutan dan untuk fasilitas nuklir Petugas harus dapat:
 - a. Menjelaskan persyaratan-persyaratan proteksi fisik harus berdasarkan kepada konsep pertahanan berlapis untuk pencegahan dan ukuran proteksi
 - b. Menjelaskan rencana kedaruratan untuk melakukan tindakan secara efektif apabila ada gangguan terhadap ancaman dasar desain.
 5. Persyaratan-persyaratan proteksi fisik tambahan untuk bahan nuklir selama pengangkutan Petugas harus dapat:
 - a. Memahami peraturan pengangkutan internasional
 - b. Memahami standar pengangkutan internasional
 6. Penggunaan dan penyimpanan terhadap pengambilan secara tidak sah Petugas harus dapat menjelaskan proteksi fisik bahan nuklir Golongan I.
 7. Penentuan Persyaratan Sistem Proteksi Fisik Petugas harus dapat menentukan persyaratan sistem proteksi fisik
 8. Penentuan Definisi Ancaman Petugas harus dapat:
 - a. Menjelaskan metodologi untuk definisi ancaman
 - b. Menjelaskan daftar informasi ancaman

- c. Menjelaskan identifikasi target
 - d. Menjelaskan prinsip-prinsip umum yang
9. Desain Sistem Proteksi Fisik
Petugas harus dapat:
- a. Menjelaskan fungsi sistem proteksi fisik
 - b. Menjelaskan pendeteksian (*detection*)
 - c. Penundaan (*delay*)
 - d. Perespon (*response*)
10. Evaluasi Sistem Proteksi Fisik
Petugas harus dapat melakukan evaluasi sistem proteksi fisik.

IV.3. Jenis dan Persyaratan Kualifikasi Petugas keamanan

Berdasarkan studi literatur yang dilakukan, adapun BAPETEN perlu menetapkan jenis petugas keamanan bahan nuklir serta persyaratannya. Adapun jenis petugas keamanan bahan nuklir meliputi Petugas Magang dan Petugas Keamanan Bahan Nuklir. Sedangkan, persyaratan petugas keamanan bahan nuklir untuk permohonan baru dan permohonan perpanjangan berbeda.

1. Petugas Magang

Petugas magang ditetapkan oleh pihak fasilitas. Adapun persyaratan ini untuk memenuhi pengalaman kerja calon petugas keamanan setelah mengikuti pelatihan petugas keamanan pada lembaga yang telah ditetapkan badan pengawas. Lama magang ditentukan paling kurang 1 (satu) tahun.

2. Petugas Keamanan Bahan Nuklir

Dalam Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 6 Tahun 2013 tentang Izin Bekerja Petugas Instalasi Bahan Nuklir Persyaratan, bahwa setiap permohonan sertifikasi petugas instalasi dan bahan nuklir harus memenuhi persyaratan umum dan persyaratan khusus. Hal ini dapat diterapkan pula dalam penetapan untuk memperoleh sertifikat sebagai petugas keamanan. Selain harus memenuhi persyaratan, petugas juga harus lulus ujian kualifikasi.

Persyaratan umum meliputi :

- a. Formulir permohonan izin bekerja petugas keselamatan keamanan yang telah diisi;
- b. Salinan bukti identitas diri ;
- c. Surat hasil pemeriksaan kesehatan umum;
- d. Salinan sertifikat lulus Pelatihan berdasarkan Kompetensi; dan
- e. Salinan bukti pembayaran biaya permohonan Izin Bekerja.

Persyaratan khusus meliputi :

- a. Paling rendah ijazah strata satu bidang nuklir atau fisika
- b. Surat pernyataan telah magang sebagai petugas keselamatan keamanan di bawah pengawasan dan bimbingan petugas keamanan paling singkat 1 (satu) tahun yang ditandatangani pemegang izin.

Dalam hal permohonan perpanjangan (rekualifikasi) sertifikasi petugas keamanan bahan nuklir, Pemegang Izin dapat mengajukan permohonan perpanjangan Izin Bekerja Petugas IBN paling lama 4 (empat) bulan sebelum Izin Bekerja Petugas Keamanan IBN berakhir dengan persyaratan sebagai berikut:

- a. formulir permohonan izin yang telah diisi;
- b. salinan bukti identitas diri;
- c. surat hasil pemeriksaan kesehatan umum;
- d. salinan sertifikat lulus Pelatihan penyegaran;
- f. salinan bukti pembayaran biaya permohonan Izin Bekerja; dan
- g. lulus ujian Rekualifikasi.

Pelatihan paling sedikit 1 (satu) kali selama masa berlaku Izin Bekerja. Pelatihan penyegaran dilaksanakan oleh lembaga pelatihan yang telah terakreditasi atau mendapat penunjukkan dari badan pengawas. Jika tidak lulus ujian rekualifikasi, maka Petugas tersebut dapat mengikuti ujian ulang rekualifikasi paling banyak 1 (satu) kali. Jika petugas tersebut tidak lulus ujian rekualifikasi maka harus mengikuti Pelatihan sesuai dengan yang dilakukan pada permohonan baru dan ujian kualifikasi yang dilakukan oleh Tim Penguji.

IV.4. Pelatihan Petugas Keamanan Bahan Nuklir

Adapun usulan dalam pelatihan petugas keamanan bahan nuklir berdasarkan studi literatur yang dilakukan bahwa pelatihan tersebut paling kurang memuat 10 (sepuluh) materi pengujian yang mencakup 50 kompetensi, dapat diberikan materi tambahan jika diperlukan. Selain itu, lama waktu pelatihan untuk permohonan baru paling kurang 82 jam, dan untuk permohonan perpanjangan paling kurang 40 jam. Adapun untuk permohonan baru, pelatihan dapat dilakukan melalui metode *coaching* untuk petugas magang yang sudah memenuhi kualifikasi.

Pelatihan harus dilaksanakan oleh lembaga Pelatihan yang telah tersertifikasi oleh lembaga yang terakreditasi, atau oleh lembaga Pelatihan yang ditunjuk oleh Badan pengawas. Penunjukan lembaga Pelatihan berdasarkan pedoman teknis yang diterbitkan oleh Kepala BAPETEN yang memuat sistem manajemen; kompetensi pengajar; fasilitas pelatihan; dan kurikulum, silabus dan bahan ajar.

V. KESIMPULAN

Berdasarkan uraian di atas maka terdapat beberapa usulan yang disimpulkan dalam hal kualifikasi dan kompetensi dasar untuk petugas keamanan bahan nuklir adalah sebagai berikut:

- 1. Kualifikasi untuk petugas keamanan bahan nuklir meliputi petugas magang dan petugas keamanan bahan nuklir yang telah disertifikasi oleh Badan Pengawas.

2. Persyaratan permohonan sertifikasi meliputi persyaratan umum dan khusus. Salah satu persyaratan sebagai petugas keamanan bahan nuklir adalah sebagai petugas magang paling kurang 1 tahun, lulus pelatihan petugas keamanan dan lulus ujian kualifikasi.
3. Kompetensi dasar yang harus dimiliki paling kurang memuat 10 materi meliputi:
 - a. Persyaratan Dasar Penerapan Sistem Proteksi Fisik Bahan dan Fasilitas Nuklir;
 - b. Elemen–Elemen Sistem Proteksi Fisik;
 - c. Penggolongan Bahan Nuklir;
 - d. Persyaratan proteksi fisik bahan nuklir selama penggunaan, penyimpanan dan selama pengangkutan dan untuk fasilitas nuklir;
 - e. Persyaratan-persyaratan proteksi fisik tambahan untuk bahan nuklir selama pengangkutan;
 - f. Penggunaan dan penyimpanan terhadap pengambilan secara tidak sah;
 - g. Penentuan Persyaratan Sistem Proteksi Fisik;
 - h. Penentuan Definisi Ancaman;
 - i. Desain Sistem Proteksi Fisik; dan
 - j. Evaluasi Sistem Proteksi Fisik
4. Lama waktu pelatihan untuk permohonan baru paling kurang 82 jam, dan untuk permohonan perpanjangan paling kurang 40 jam.

DAFTAR PUSTAKA

1. Peraturan Pemerintah No. 2 tahun 2014 tentang Perizinan Instalasi Nuklir dan Pemanfaatan Bahan Nuklir.
2. Peraturan Kepala BAPETEN No.1 Tahun 2009 tentang Ketentuan Sistem Proteksi Fisik Instalasi dan Bahan Nuklir.
3. Peraturan Kepala BAPETEN No. 6 Tahun 2013 tentang Izin Bekerja Petugas Instalasi Bahan Nuklir. Diktat proteksi Fisik Pusdiklat BATAN.



KINERJA PERHITUNGAN KRITIKALITAS MCNP6 PADA KOMPUTASI PARALEL

Mohammad Tahril Azis¹, Azizul Khakim¹, Bintoro Aji¹

¹P2STPIBN, BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
m.tahrilazis@bapeten.go.id

ABSTRAK

KINERJA PERHITUNGAN KRITIKALITAS MCNP6 PADA KOMPUTASI PARALEL. Simulasi perhitungan kritikalitas dengan MCNP6 memerlukan sumber daya komputasi yang besar, diantaranya CPU berupa *core* komputer, memori, media penyimpanan dan bandwidth I/O. Ketersediaan komputer paralel dengan beberapa *core* di dalamnya dapat digunakan untuk menyediakan sumber daya *core* yang diperlukan oleh MCNP6 guna meningkatkan waktu simulasi, sehingga waktu yang diperlukan menjadi lebih sedikit. Hal ini dapat dilakukan dengan metode komputasi paralel. Kajian ini dilakukan untuk mengetahui seberapa jauh optimalisasi *core* dalam 6 perangkat komputer secara paralel dapat dilakukan dengan menggunakan metode komputasi paralel untuk mensimulasikan perhitungan kritikalitas. Komputer yang digunakan adalah sebuah komputer type workstation dengan prosesor Intel Xeon E5-1620v3 yang mempunyai 6 (enam) *core* dan memori 8 GB. MCNP6 merupakan perangkat lunak untuk simulasi dinamika partikel pada rentang energi yang luas dengan menggunakan metode monte carlo. Salah satu kemampuannya adalah memperhitungkan kritikalitas pada fasilitas berbahan nuklir. Hasil kajian menunjukkan bahwa penggunaan seluruh *core* secara paralel tidak memberikan hasil yang lebih baik daripada penggunaan sebagian *core*. Jumlah optimal penggunaan *core* secara paralel adalah antara 17 dan 18. Penggunaan *core* yang lebih banyak akan memberikan peningkatan kecepatan yang tidak signifikan, bahkan penurunan kecepatan juga dapat terjadi.

Kata kunci: MCNP6, Komputer Paralel, *Core* (CPU).

ABSTRACT

PERFORMANCE OF MCNP6 CALCULATION IN PARALLEL COMPUTING. Simulation calculation of criticality with MCNP6 require substantial computing resources, such as CPU core in the form of a computer, memory, storage media and bandwidth I / O. Availability of a parallel computer with multiple cores can be used to provide the resources needed by MCNP6 cores in order to improve the simulation time, so the time required becomes less. This can be done using parallel computing. This study was conducted to determine how far the optimization of the core in the sixth computing devices in parallel can be done using the parallel computational methods to simulate the criticality calculations. The computer used is a type of computer workstation with Intel Xeon processors E5-1620v3 that has 6 (six) cores and 8 GB of memory. MCNP6 is a software for the simulation of particle dynamics in a broad energy range using Monte Carlo. One is the ability to take into account the criticality of the nuclear material at the facility. The results showed that the use of all cores in parallel do not provide better results than the use of part of the core. The optimal number of cores in parallel usage is between 17 and 18. Using more cores will provide speed increase is not significant, even a reduction in speed can also occur.

Keywords: MCNP6, Parallel Computer, *Core* (CPU).

I. PENDAHULUAN

MCNP6 merupakan perangkat lunak untuk simulasi dinamika partikel pada rentang energi yang luas dengan menggunakan metode Monte Carlo. Salah satu kemampuannya adalah memperhitungkan kritikalitas pada fasilitas berbahan nuklir. Metode Monte Carlo sering kali memerlukan waktu yang lama untuk penyelesaiannya, terutama untuk permasalahan yang rumit. Kecepatan penyelesaian sangat tergantung pada komputer yang digunakan.

Perangkat lunak MCNP kepanjangan dari Monte Carlo N-Particle dikembangkan sejak tahun 1963 oleh Los Alamos National Laboratory, USA. Versi terakhirnya yaitu MCNP5, MCNPX dan MCNP6. Metode Monte Carlo adalah suatu metode perhitungan yang menirukan secara teoritis suatu proses statistik/acak, terutama digunakan untuk

menyelesaikan permasalahan yang rumit, yang tidak bisa lagi diselesaikan oleh metode perhitungan deterministik dengan cara menyimulasikan setiap peristiwa probabilistik tunggal yang terjadi di dalam suatu proses secara satu per satu berurutan. Sebaran kemungkinan yang berlaku di dalam setiap peristiwa dicacah secara acak, sesuai dengan hukum alam yang berlaku padanya, serta dibutuhkan pengulangan yang sangat banyak, agar keseluruhan fenomena yang disimulasi dapat tergambarkan dengan utuh dan realistis, misalnya pada permasalahan transport neutron, photon dan electron [1].

Perkembangan teknologi komputer memungkinkan peningkatan kecepatan pemrosesan data secara signifikan. Peningkatan ini terutama melalui frekuensi *clock* yang semakin cepat, kapasitas memori, dan arsitektur prosesor. Teknologi saat ini memungkinkan

ditanamkannya beberapa core dalam satu keping prosesor dan menyediakan perangkat komputer pribadi (PC) dengan beberapa core di dalamnya. Kemampuan komputer ini tentu berbeda dengan komputer yang hanya mempunyai satu core. Pada umumnya penggunaan beberapa core dalam satu PC ini belum efektif, terutama jika digunakan untuk keperluan desktop. Sangat jarang seluruh core ini bekerja sampai 100%. Tujuan dari kajian ini adalah untuk menguji kemampuan komputer paralel dengan beberapa core ini dalam menjalankan perangkat lunak MCNP6 untuk perhitungan kritikalitas, dengan penggunaan core yang mencapai 100%. Pada dasarnya, komputer jenis ini dapat digunakan untuk komputasi secara paralel dengan memanfaatkan jumlah prosesor yang tersedia. Pada kondisi ini, diperkirakan waktu simulasi dapat dipercepat sesuai dengan jumlah prosesor yang digunakan secara paralel, meskipun dibatasi oleh kondisi perangkat lunak dan perangkat keras.

II. METODOLOGI

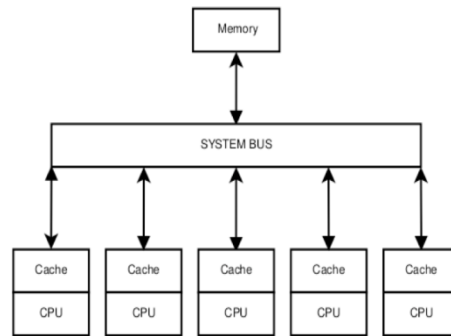
Kajian ini dilakukan dengan mensimulasikan beberapa permasalahan *benchmarking* kritikalitas MCNP6 pada komputer multi core yang bekerja secara paralel. Masing-masing permasalahan disimulasikan dengan menggunakan satu sampai tiga puluh enam core. Penggunaan satu prosesor merupakan pembandingan yang menunjukkan bahwa komputasi dilakukan tidak secara paralel. Waktu yang diperlukan untuk menyelesaikan simulasi kemudian dicatat dan dianalisis.

2.1. Komputasi Paralel

Pada dasarnya komputasi paralel adalah pembagian tugas komputasi kedalam beberapa tugas yang lebih kecil yang dapat dijalankan secara independen oleh beberapa prosesor yang berbeda secara bersamaan untuk mempercepat penyelesaian. Kebutuhan akan komputasi paralel semakin bertambah dengan berkembangnya perangkat lunak berskala besar dan didukung oleh perkembangan teknologi komputer dan jaringan. Saat ini komputasi paralel sudah digunakan dalam berbagai bidang, diantaranya komputasi ilmiah, prakiraan cuaca, industri, pengolahan citra, perbankan, dan bahkan permainan (*game*). [2]

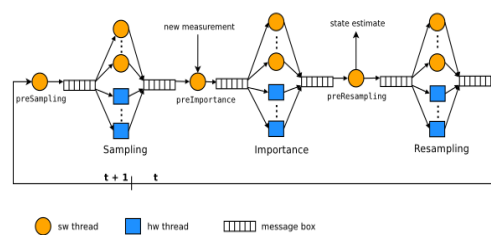
Perkembangan teknologi komputer saat ini memungkinkan digunakannya banyak CPU dalam satu komputer dan menggunakan memori secara bersama-sama. Sejalan dengan itu, standar industri yang berkembang untuk komputasi atau pemrograman paralel adalah *shared memory machine* (SMM) atau mesin dengan memori bersama seperti yang ditunjukkan pada Gambar 1. Pada standar ini, beberapa CPU menggunakan memori yang sama untuk melaksanakan proses komputasi, sehingga keterbatasan metode ini adalah pada ukuran memori. Jika memori tidak mencukupi, maka akan dapat mengakibatkan terjadinya *bottle neck* dan saturasi pada jalur I/O [5].

Hal ini disebabkan karena memori selain digunakan secara bersama-sama oleh CPU, juga oleh perangkat lunak lain, terutama sistem operasi. Selain itu, beberapa komputer dapat disusun kedalam cluster komputasi paralel sehingga dapat menggunakan CPU dalam jumlah banyak untuk mempercepat simulasi. Metode ini disebut *distributed memory machine* (DMM).



Gambar 1. Bagan komputasi paralel

MCNP6 menggunakan metode Monte Carlo untuk memodelkan perjalanan partikel. Metode ini dalam bidang komputasi paralel sering disebut dengan "*embarrassingly parallel*" atau sangat mudah untuk diparalelkan. Proses perhitungan ini dapat digambarkan dengan bagan pada Gambar 2. Proses sampling partikel merupakan proses yang dapat diparalelkan, sementara proses lainnya, seperti penentuan nilai awal dan transfer data merupakan proses sekuensial yang tidak dapat diparalelkan. Metode Monte Carlo pada dasarnya adalah metode statistik dimana *sampling* merupakan bagian utamanya. Dengan demikian, metode ini dapat diparalelkan dengan baik.



Gambar 2. Implementasi komputasi paralel pada metode Monte Carlo.

Pada MCNP6, selain sampling, dapat juga dilakukan pembagian geometri sesuai jumlah core yang digunakan. Pembagian geometri ini akan diterapkan jika diperlukan. Dengan demikian, jika sampling dapat dilakukan secara serentak sesuai dengan pembagian geometri, maka percepatan perhitungan akan signifikan.

2.2. Hukum Amdahl

Hukum Amdahl menjelaskan bahwa peningkatan kecepatan pada komputasi paralel merupakan perbandingan antara waktu yang diperlukan untuk menyelesaikan perhitungan menggunakan satu core dengan menggunakan beberapa core^[3], atau

$$S(n) = T(1) / T(n), \text{ dengan}$$

n = jumlah CPU.

$T(1)$ = waktu simulasi dengan satu CPU

$T(n)$ = waktu simulasi dengan n CPU

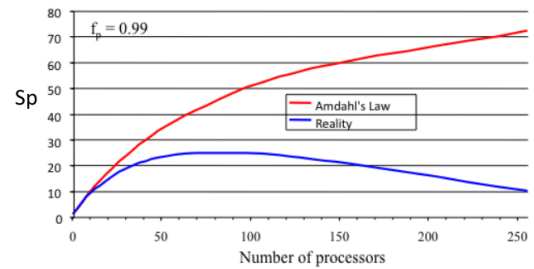
Percepatan ini menggambarkan peningkatan yang didapat dengan penambahan perangkat keras. Percepatan ideal yang diharapkan tentu saja sebanding dengan jumlah CPU yang digunakan. Akan tetapi, penambahan perangkat keras untuk komputasi paralel tidak mewujudkan percepatan ideal. Terdapat keterbatasan pada perangkat lunak dan perangkat keras. Hal ini ditunjukkan dengan Hukum Amdahl yang mengatakan bahwa peningkatan perhitungan paralel dibatasi oleh bagian konstan dari sistem, yaitu bagian serial perangkat lunak yang tidak dapat ditingkatkan secara paralel dan akan mendominasi kinerja perangkat lunak tersebut. Selain itu, berbagai hambatan pada perangkat keras juga mempengaruhi kinerja perhitungan paralel, diantaranya waktu komunikasi antar bagian komputer, penyeimbangan beban pada prosesor, proses I/O, dan lain-lain. Peningkatan kecepatan menurut Hukum Amdahl untuk perangkat lunak ditunjukkan dengan :

$$S(N) = \frac{1}{(1 - P) + \frac{P}{N}}$$

$S(N)$ = peningkatan kecepatan dengan N CPU

P = fraksi perangkat lunak yang bersifat paralel

Dengan asumsi permasalahan yang digunakan pada perhitungan percepatan adalah sama. Permasalahan yang berbeda akan memberikan karakteristik yang berbeda, meskipun perbedaan hanya terdapat pada jumlah neutron.



Gambar 3. Peningkatan kecepatan berdasarkan Hukum Amdahl untuk perangkat lunak dan Hukum Amdahl yang dimodifikasi untuk mendekati kondisi nyata.

Peningkatan kualitas perangkat keras dapat meningkatkan kecepatan perangkat lunak, tetapi tidak akan melawan hukum Amdahl. Dengan kata lain, hukum Amdahl tetap berlaku, tetapi dengan posisi kurva yang berbeda. Semakin banyak CPU yang digunakan, tidak dapat mencapai percepatan yang ideal. Meskipun demikian, jumlah CPU yang lebih banyak akan lebih baik untuk menyelesaikan permasalahan yang besar dan rumit.

Selain itu, efisiensi komputasi paralel perlu dikaji. Efisiensi disini merupakan perbandingan antara percepatan nyata simulasi pada komputasi paralel dan percepatan ideal atau teoritis. Percepatan ideal adalah peningkatan kecepatan komputasi yang sama dengan jumlah prosesor yang digunakan secara paralel.

Pemilihan prosesor mempengaruhi kinerja komputasi paralel. Parameter utama adalah frekuensi prosesor. Frekuensi ini menunjukkan kecepatan pengolahan instruksi per detik. Kemudian arsitektur prosesor juga menentukan kinerja komputasi paralel, termasuk pengaruh cache memory pada CPU. Sementara itu, RAM juga berperan dalam menentukan kinerja komputasi paralel dalam hal transfer data dengan CPU, dan kemampuan pengolahan data.

2.3. Spesifikasi Teknis

Perhitungan kritikalitas pada computer paralel menggunakan spesifikasi teknis sebagai berikut :

2.3.A. Spesifikasi Hardware

Sistem paralel computer terdiri dari 1 *head node* dan 5 *compute node* dengan menggunakan computer workstation tipe HP Z640T dengan spesifikasi sebagai berikut :

Tabel 1. Spesifikasi Hardware

Pheriperal	Type	Spesifikasi
Prosesor	Intel Xeon E5-1620v3	6 Core
Memory RAM	DDR3 1600MHZ	1x8GB
Storage	Seagate Barracuda	1 TB SATA
Graphic Cards	NVIDIA Quadro K2200	4 GB GDDR5
Optical Drive	Lite On DVD RW	16x

2.3.B. Spesifikasi Software

Pada setiap node menggunakan sistem operasi CentOS 7 64bit. Pada sistem operasi CentOS 7 64bit setiap node dipasangkan beberapa software dan library untuk kebutuhan komputasi kinerja tinggi seperti yang tercantum pada Tabel 2.

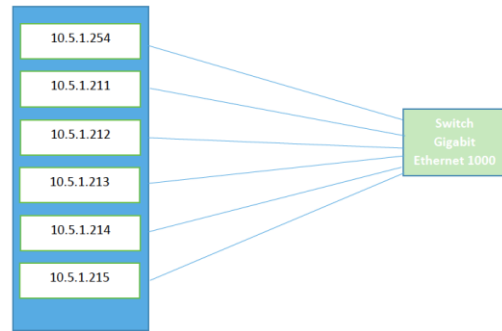
Tabel 2. Spesifikasi Software

Sistem Operasi	Linux CentOS 7 64 bit	
Cluster Management System	Manual	
Compillers	GNU Compillers	Intel Compillers
Performance Monitoring	-	
Debuggers and Profilers	-	
MPI Libraries	OpenMPI	
Mathematical Libraries	BLAS	INTEL MKL
Programing Libraries	NVIDIA CUDA	
Job Schemullers	-	
Parallel File System	NFS (over XFS)	
Remote Power Managemnet	-	
Provisioning	-	

2.3.C. Arsitektur Sistem

Seperti terlihat pada gambar dibawah semua node terhubung dengan gigabit ethernet atau menggunakan topologi star yang menjadikan swich sebagai pengatur lalul intas dalam interkoneksi jaringan. Kabel belum mendukung jaringan gigabit, sehingga dapat menghambat komunikasi antar node.

Headnode diberi IP static dengan alamat 10.5.1.254 untuk alamat compute node diawali dengan 10.5.1.211 sampai dengan 10.5.1.215.



Gambar 4. Arsitektur Sistem

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

3.1. Model Perhitungan

Input MCNP untuk teras setimbang RSG GAS dipakai sebagai kasus pengujian. Teras ini tersusun dari kisi 10x10 yang terisi 40 elemen bakar dan 8 elemen kendali. Posisi iradiasi dalam teras terdiri dari 8 posisi yaitu 4 IP dan 4 CIP. Teras reaktor dikelilingi reflektor berilium yang berupa berilium elemen dan blok berilium. Fasilitas iradiasi di luar teras juga dimodelkan dalam input tersebut yaitu 6 beam tube, baik aksial maupun radial. Model MCNP teras RSG GAS ini tersusun dari sekitar 5700 sel. Semakin banyak jumlah sel, maka akan semakin lama waktu perhitungan yang dibutuhkan. Di samping itu untuk mendapatkan akurasi yang baik perlu jumlah partikel yang lebih banyak, untuk model dengan jumlah sel yang banyak. Kecepatan perhitungan pada software berbasis mote carlo juga ditentukan oleh jumlah partikel yang disimulasikan dan jumlah siklus perhitungan. Dalam MCNP jumlah partikel dan jumlah siklus dimasukkan dalam *card* KCODE, yang berbentuk:

KCODE *nsrck rkk ikz kct*

di mana:

nsrck : jumlah sumber nominal tiap siklus

rkk : harga awal untuk k_{eff} (model: 1.0)

ikz : jumlah siklus yang dilompati sebelum perhitungan k_{eff}

kct : jumlah siklus dalam perhitungan

3.2. Pembahasan

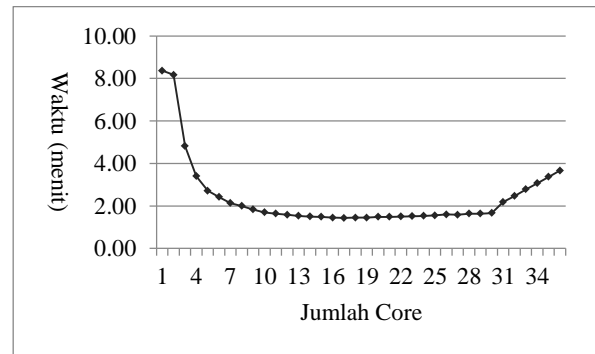
Pengambilan data simulasi pada 6 perangkat komputer yang bekerja secara paralel) untuk perhitungan k_{eff} (kritisalitas) dengan 5000 partikel ditunjukkan pada Tabel 3. Waktu penyelesaian dan percepatan simulasi ditunjukkan pada Gambar 5 dan Gambar 6

Tabel 3. Waktu penyelesaian perhitungan

Jml Core	Awal	Akhir	Waktu
1	10:15:48	10:24:10	00:08:22
2	09:30:10	09:38:20	00:08:10
3	09:50:38	09:55:27	00:04:49
4	09:58:03	10:01:27	00:03:24
5	10:09:33	10:12:16	00:02:43
6	10:14:45	10:17:10	00:02:25
7	10:19:06	10:21:14	00:02:08
8	10:41:49	10:43:49	00:02:00
9	10:48:53	10:50:43	00:01:50
10	10:52:24	10:54:06	00:01:42
11	10:56:26	10:58:04	00:01:38
12	10:59:22	11:00:57	00:01:35
13	11:03:27	11:04:59	00:01:32
14	11:06:19	11:07:49	00:01:30
15	11:09:40	11:11:09	00:01:29
16	11:12:39	11:14:06	00:01:27
17	11:16:03	11:17:29	00:01:26
18	11:18:48	11:20:14	00:01:26
19	11:28:05	11:29:33	00:01:27
20	11:32:05	11:33:34	00:01:29
21	11:36:53	11:38:22	00:01:29
22	11:40:07	11:41:37	00:01:30
23	11:48:59	11:50:30	00:01:31
24	11:52:47	11:54:19	00:01:32
25	13:32:42	13:34:15	00:01:33
26	13:36:33	13:38:09	00:01:36
27	13:40:57	13:42:32	00:01:35
28	13:44:18	13:45:56	00:01:38
29	13:48:29	13:50:07	00:01:38
30	13:51:47	13:53:27	00:01:40
31	13:55:09	13:57:20	00:02:11
32	13:59:09	14:01:37	00:02:28
33	14:05:09	14:07:56	00:02:47
34	14:09:13	14:12:17	00:03:04
35	14:14:13	14:17:35	00:03:22
36	14:37:50	14:41:30	00:03:40

Pada gambar 5 tampak bahwa waktu untuk menyelesaikan secara umum berkurang secara eksponensial. Pada penggunaan Core tunggal membutuhkan waktu penyelesaian paling tinggi yaitu 8 menit 22 detik, sedangkan pada penggunaan 2 Core membutuhkan waktu 8 menit 10 detik, waktu yang dibutuhkan hampir sama selisih 12 detik, setelah

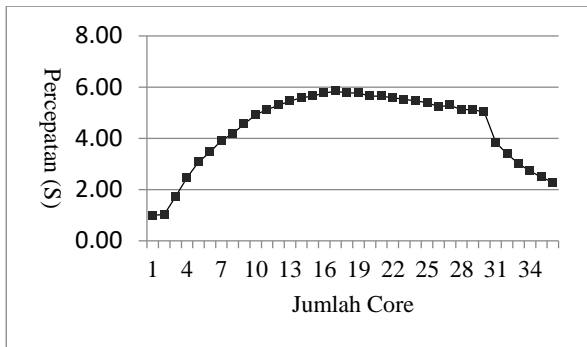
penggunaan 3 Core terjadi penurunan waktu penyelesaian menjadi 4 menit 49 detik, begitu seterusnya terjadi penurunan hingga mencapai nilai waktu penyelesaian paling rendah pada penggunaan 17 dan 18 Core yaitu 1 menit 26 detik, setelah itu pada penambahan jumlah 18 hingga 30 Core terjadi peningkatan waktu menjadi dari 1 menit 27 detik hingga 1 menit 40 detik. Pada penggunaan 31 hingga 33 CPU terjadi peningkatan waktu penyelesaian antara 2 menit 11 detik hingga 2 menit 47 detik, Kemudian terjadi peningkatan waktu pada penggunaan waktu 34 hingga 36 Core dari 3 menit 4 detik hingga 3 menit 40 detik.



Gambar 5. Waktu simulasi

Pada Gambar 6 tampak bahwa secara umum trend peningkatan kecepatan masih terlihat hingga penggunaan 17 dan 18 core. Hal tersebut menunjukkan bahwa metode Monte Carlo sesuai untuk komputasi paralel dan mempunyai faktor paralel f yang tinggi. Peningkatan kecepatan tertinggi terdapat pada penggunaan 17 dan 18 core, yaitu sekitar 5.7 kali kecepatan simulasi dengan menggunakan 1 core. Faktor paralel perangkat lunak MCNP6 juga tidak berubah, tetapi proses serial dapat berubah tergantung pada input yang diberikan. Hal ini mempengaruhi proses sekuensial diantaranya proses I/O, baca tulis, pembebanan, dan penggunaan memori.

Penurunan kinerja komputasi setelah penggunaan 17 dan 18 core hal ini menunjukkan terjadi saturasi pada komputer paralel yang terjadi pada saluran input/output pada core yang merupakan hal yang lazim pada komputer multi core, saturasi pada saluran antar komputer dan fraksi paralel *software* yang tergantung pada kasus perhitungan.



Gambar 6. Percepatan simulasi dengan menggunakan 36 Core

Secara umum, seperti pada Gambar 6 penggunaan lebih banyak core akan menurunkan kinerja komputasi paralel yang merupakan penerapan dari Hukum Amdahl. Pada penggunaan 36 core untuk perhitungan kritikalitas MCNP6 ini, belum tampak adanya penambahan kecepatan yang konstan, maupun titik balik. Meskipun demikian, tampak bahwa penambahan kecepatan semakin menurun dengan bertambahnya core. Artinya, efisiensi pemanfaatan core semakin berkurang. Perhitungan kritikalitas dengan jumlah neutron 5000 merupakan simulasi dari permasalahan yang sederhana, efisiensi perhitungan paralel tampak rendah. Hal ini kemungkinan disebabkan karena banyaknya waktu istirahat CPU dalam hal ini adalah core komputer pada perhitungan yang sederhana, sehingga efisiensi rendah.

Dari hukum Amdahl, fraksi paralel rata-rata adalah 0,88 yang berarti bahwa, program MCNP6 sangat sesuai untuk komputasi paralel perhitungan kritikalitas.

IV. KESIMPULAN

Dari hasil dan pembahasan di atas dapat disimpulkan bahwa:

1. Perhitungan kritikalitas dengan MCNP6 menunjukkan kinerja yang baik pada komputasi paralel dengan 6 komputer paralel (*multicores*) sebanyak 36 core.
2. Komputasi paralel tidak disarankan untuk perhitungan kritikalitas yang sederhana, karena efisiensinya rendah terbukti optimum core yang digunakan sebanyak 17 hingga 18 core.
3. Penurunan kinerja komputasi setelah penggunaan 17 dan 18 core hal ini menunjukkan terjadi saturasi pada komputer paralel yang terjadi pada saluran input/output pada core yang merupakan hal yang lazim pada komputer multi core, saturasi pada saluran antar komputer dan fraksi paralel *software* yang tergantung pada kasus perhitungan.
4. Berdasarkan hukum Amdahl, fraksi paralel rata-rata adalah 0,88 yang berarti bahwa, program MCNP6 sangat sesuai untuk komputasi paralel perhitungan kritikalitas.

5. Pada perhitungan yang lebih kompleks dengan jumlah neutron yang lebih banyak kecepatan komputasi paralel dapat lebih ditingkatkan lagi dengan menambah jumlah core atau CPU, misalnya melalui pengembangan *High Performance Computing* (HPC) dengan penggunaan perangkat yang memiliki arsitektur komunikasi berkecepatan tinggi yang bertujuan digunakan untuk alat interkoneksi, seperti server, secondary storage, dan switch jaringan.

DAFTAR PUSTAKA

1. Los Alamos National Laboratory, A General Monte Carlo N-Particle (MCNP) Transport Code, https://mcnp.lanl.gov/mcnp_faq.shtml. 2009.
2. Rauber T, Runger G (2012) *Parallel Programming for Multi-Core and Cluster System*, 2nd edition, Springer.
3. Hager G, Wellein G (2012) *Performance Engineering on Multi and Many-Cores*, Tutorial at Saudi Arabian HPC Conference, KAUST, Thuwal, Saudi Arabia.



PERAN NEGARA DALAM TATA KELOLA PERTAMBANGAN BAHAN GALIAN NUKLIR

Donni Taufiq, Dewi Prima Meiliasari, Suci Prihastuti

Direktorat Pengaturan Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir - BAPETEN

d.taufiq@bapeten.go.id

ABSTRAK

PERAN NEGARA DALAM TATA KELOLA PERTAMBANGAN BAHAN GALIAN NUKLIR. Semua peraturan perundang-undangan yang berlaku di Indonesia terkait pengelolaan sumber daya alam berdasar pada Pasal 33 ayat (3) Undang-Undang Dasar 1945. Putusan Mahkamah Konstitusi terkait Undang-Undang Nomor 22 Tahun 2001 tentang Minyak dan Gas Bumi, dan Undang-Undang Nomor 7 Tahun 2004 tentang Sumber Daya Air harus menjadi acuan bagi peraturan perundang-undangan terkait pengelolaan sumber daya alam, termasuk pengelolaan pertambangan bahan galian nuklir. Menurut Mahkamah Konstitusi hubungan antara negara dengan swasta dalam pengelolaan sumber daya alam tidak dapat dilakukan dengan hubungan keperdataan. Hubungan negara dengan pihak swasta harus merupakan hubungan yang bersifat publik yaitu dalam bentuk pemberian konsesi atau perizinan yang sepenuhnya di bawah kontrol dan kekuasaan negara.

Kata kunci: Mahkamah Konstitusi, Bahan Galian Nuklir, Sumber Daya Alam, Peraturan Perundang-Undang

ABSTRACT

STATE'S ROLE IN MANAGING NUCLEAR MINERAL MINING. All the national regulations related to the management of natural resources in Indonesia, shall be based on Article 33 paragraph (3) of the 1945 Constitution. The Constitutional Court resolutions related to the Act No 22 Year 2001 on Oil and Gas, and the Act No 7 Year 2004 on Water Resources shall be the reference for all national regulations related to the natural resources management, including the management of nuclear mineral mining. According to the Constitutional Court, the relationship between the State and private sector in the management of natural resources can not be executed in a form of civil contract. The State relationship with the private sector shall be in the form of concessions or licensing that is fully under control by the State.

Keywords: Constitutional Court, Nuclear Mineral, Natural Resources, Regulation

I. PENDAHULUAN

Wilayah Indonesia sangat luas dan membentang dari Sabang sampai Merauke dengan menyimpan kekayaan hasil tambang yang juga melimpah. Untuk sumber daya mineral, Indonesia memiliki berbagai macam bentuk kekayaan mineral. Termasuk diantaranya adalah bahan galian nuklir yang memiliki nilai strategis sangat tinggi, mengingat cadangan energi dari hasil tambang lain seperti minyak, gas, dan batubara yang semakin menipis.

Pengaturan terkait pertambangan bahan galian nuklir terdapat dalam 2 (dua) Undang-Undang yaitu Undang-Undang Nomor 4 tahun 2009 tentang Pertambangan Mineral dan Batubara (UU Minerba) dan Undang-Undang Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran (UU Ketenaganukliran).

Berdasarkan Pasal 34 ayat (2) UU Minerba pertambangan digolongkan atas pertambangan mineral radioaktif, pertambangan mineral logam, pertambangan mineral bukan logam, dan pertambangan batuan. Dalam penjelasan Pasal tersebut dijelaskan bahwa yang dimaksud dengan pertambangan mineral radioaktif adalah pertambangan sebagaimana diatur dalam

peraturan perundang-undangan di bidang ketenaganukliran.

Dalam UU Ketenaganukliran tidak ditemukan adanya terminologi pertambangan mineral radioaktif. Namun, mengingat rezim hukum pertambangan dalam UU Ketenaganukliran masih mengacu ke Undang-Undang Nomor 11 Tahun 1967 tentang Ketentuan - Ketentuan Pokok Pertambangan, yang mana di dalamnya hanya dikenal terminologi bahan galian maka dapat diasumsikan bahwa yang dimaksud dengan mineral radioaktif dalam UU Minerba adalah bahan galian nuklir dalam UU Ketenaganukliran.

Semua peraturan perundang-undangan yang berlaku di Indonesia terkait pengelolaan sumber daya alam berdasar pada Pasal 33 ayat (3) Undang-Undang Dasar 1945 (UUD 1945) yang berbunyi: "Bumi dan air dan kekayaan alam yang terkandung didalamnya dikuasai oleh Negara dan dipergunakan untuk sebesar-besar kemakmuran rakyat."

Mengelola kekayaan alam Indonesia dalam hal ini terkait potensi bahan galian nuklir merupakan bentuk konkrit pemerintah menunaikan kewajiban konstitusional untuk menyejahterakan rakyat. Frasa

kemakmuran rakyat dalam Pasal 33 ayat (3) UUD 1945, berfungsi sebagai norma dan tujuan konstitusional yang harus dipakai sebagai pijakan dalam merumuskan kebijakan-kebijakan dalam pengelolaan sumber daya alam.

Putusan Mahkamah Konstitusi Nomor 36/PUU-X/2012 mengenai pengujian Undang-Undang Nomor 22 Tahun 2001 tentang Minyak dan Gas Bumi (UU Migas) terhadap UUD 1945 yang berakibat dibubarkannya Badan Pelaksana Usaha Hulu Minyak dan Gas Bumi (BP Migas), serta Putusan Mahkamah Konstitusi Nomor 85/PUU-XI/2013 mengenai pengujian Undang-Undang Nomor 7 Tahun 2004 tentang Sumber Daya Air (UU Sumber Daya Air) terhadap UUD 1945 yang membatalkan UU Sumber Daya Air dan kembali memberlakukan Undang-Undang Nomor 11 Tahun 1974 tentang Pengairan (UU Pengairan), berimplikasi langsung terhadap semua peraturan perundang-undangan terkait pengelolaan sumber daya alam, dan harusnya tidak terkecuali UU Ketenaganukliran yang juga mengatur tentang pengusahaan bahan galian nuklir.

Dalam uraian ini akan dibahas tentang peran negara terkait pengusahaan dan pengawasan terhadap kegiatan pertambangan bahan galian nuklir dengan memperhatikan kesesuaian dengan 2 (dua) Putusan Mahkamah Konstitusi tersebut.

II. LANDASAN TEORI / POKOK BAHASAN

Mahkamah Konstitusi (MK) di berbagai negara biasa disebut sebagai pengawal dan penafsir konstitusi atau "*the guardian and the sole and the highest interpreter of the constitution*". Oleh karena itu apa yang sudah diputuskan oleh MK harus menjadi rujukan dalam penyusunan suatu peraturan perundang-undangan. Tulisan ini akan mencoba mengulas kesesuaian pengaturan mengenai pengusahaan dan pengawasan pertambangan bahan galian nuklir sebagaimana diatur dalam UU Ketenaganukliran dengan 2 (dua) Putusan MK yang disebut di atas.

Penulis melakukan tinjauan dengan menggunakan 3 (tiga) referensi utama, yaitu UU Ketenaganukliran, Putusan MK Nomor 36/PUU-X/2012, dan Putusan MK Nomor 85/PUU-XI/2013, dan 2 (dua) referensi tambahan, yaitu UU Minerba dan teks sambutan mantan Ketua MK, Prof. Dr. Jimly Asshiddiqie, dalam rangka Temuwicara Mahkamah Konstitusi dengan Pejabat Pemerintah Daerah se-Indonesia tentang Mahkamah Konstitusi Republik Indonesia, di Jakarta, 7-9 April 2005, berjudul Pengenalan Mahkamah Konstitusi dan Pendidikan Kesadaran Berkonstitusi.

III. PEMBAHASAN

A. Tinjauan Kesesuaian Pengaturan Pengusahaan Bahan Galian Nuklir dengan Putusan MK

Yang termasuk dalam bahan galian nuklir adalah Uranium, Thorium, Radium, Monasit, dan lain sebagainya. Karena termasuk dalam golongan bahan nuklir menurut Pasal 2 UU Ketenaganukliran maka pemanfaatannya diatur dan diawasi oleh Pemerintah.

Pengusahaan bahan galian nuklir diatur dalam Bab IV Pasal 9 UU Ketenaganukliran, yang berbunyi: "(1) Penyelidikan umum, eksplorasi, dan eksploitasi bahan galian nuklir hanya dilaksanakan oleh Badan Pelaksana. (2) Badan Pelaksana sebagaimana dimaksud pada ayat (1) dapat bekerja sama dengan Badan Usaha Milik Negara, koperasi, badan swasta, dan/atau badan lain."

Kemudian dalam penjelasan Pasal 9 ini disebutkan: "Badan Pelaksana diberi wewenang penyelidikan umum, eksplorasi dan eksploitasi bahan galian nuklir yang bersifat nonkomersial. Dalam melaksanakan wewenang ini Badan Pelaksana dapat bekerja sama dengan Badan Usaha Milik Negara, koperasi, badan swasta, atau badan lain. Bentuk kerjasama itu diatur lebih lanjut oleh Pemerintah. Yang dimaksud dengan badan lain dalam pasal ini adalah instansi pemerintah asing atau badan swasta asing."

Ketentuan dalam Pasal 9 ayat (1) sudah tepat, dimana negara melalui Badan Pelaksana, dalam hal ini Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN) mengusahakan langsung pertambangan bahan galian nuklir. Dalam pertimbangan Putusan MK Nomor 36/PUU-X/2012 MK menafsirkan frasa dikuasai oleh Negara dalam Pasal 33 ayat (3) UUD 1945 dalam 3 (tiga) bentuk pemeringkatan. Bentuk penguasaan negara peringkat pertama dan yang paling penting adalah negara melakukan pengelolaan secara langsung atas sumber daya alam, sehingga negara mendapatkan keuntungan yang lebih besar dari pengelolaan sumber daya alam. Penguasaan negara pada peringkat kedua adalah negara membuat kebijakan dan pengurusan, dan fungsi negara dalam peringkat ketiga adalah fungsi pengaturan dan pengawasan.

Pengelolaan langsung yang dimaksud dalam peringkat pertama adalah dalam bentuk pengelolaan langsung melalui organ negara ataupun melalui Badan Usaha Milik Negara (BUMN). Pada sisi lain, jika negara menyerahkan pengelolaan sumber daya alam untuk dikelola oleh perusahaan swasta atau badan hukum lain di luar negara, keuntungan bagi negara akan terbagi sehingga manfaat bagi rakyat juga akan berkurang.

Dengan memperhatikan pertimbangan MK dalam Putusan MK Nomor 36/PUU-X/2012 ini dapat disimpulkan bahwa pengusahaan bahan galian nuklir hanya dapat dilaksanakan oleh BATAN sudahlah tepat, disini negara melalui BATAN hadir untuk melakukan pengelolaan langsung atas kekayaan sumber daya alam bahan galian nuklir yang dimiliki Indonesia. Sepanjang BATAN memiliki kemampuan baik modal,

teknologi, dan manajemen dalam mengelola sumber daya alam maka BATAN harus melakukan pengelolaan secara langsung atas sumber daya alam bahan galian nuklir yang dimiliki Indonesia. Dengan pengelolaan secara langsung, dipastikan seluruh hasil dan keuntungan yang diperoleh akan masuk menjadi keuntungan negara yang secara tidak langsung akan membawa manfaat lebih besar bagi rakyat.

Kemudian dalam pertimbangan berikutnya MK menyoroti tentang kerjasama yang dapat dibuat oleh BP Migas dengan pihak swasta. MK berpendapat bahwa dengan melakukan kontrak kerjasama negara kehilangan diskresi untuk membuat regulasi bagi kepentingan rakyat yang bertentangan dengan isi kontrak, sehingga negara kehilangan kedaulatannya dalam penguasaan sumber daya alam. Padahal negara, sebagai representasi rakyat dalam penguasaan sumber daya alam harus memiliki keleluasaan membuat aturan yang membawa manfaat bagi sebesar-besarnya kemakmuran rakyat.

Menurut MK hubungan antara negara dengan swasta dalam pengelolaan sumber daya alam tidak dapat dilakukan dengan hubungan keperdataan. Hubungan negara dengan pihak swasta harus merupakan hubungan yang bersifat publik yaitu dalam bentuk pemberian konsesi atau perizinan yang sepenuhnya di bawah kontrol dan kekuasaan negara.

Ketentuan dalam Pasal 9 ayat (2) UU Ketenaganukliran yang memungkinkan BATAN untuk bekerjasama dengan pihak swasta jelas-jelas bertentangan dengan Putusan MK Nomor 36/PUU-X/2012 tersebut. Kerjasama antara BATAN dengan pihak swasta, kecuali BUMN sebagaimana dalam pertimbangan sebelumnya, akan memposisikan negara dalam posisi sejajar dengan pihak swasta. Kontrak keperdataan yang akan dilakukan BATAN dengan pihak swasta dapat mendegradasi kedaulatan negara atas sumber daya bahan galian nuklir yang dimiliki Indonesia.

Kontrak kerjasama juga berpotensi dapat merendahkan martabat negara, karena dalam kontrak-kontrak bisnis dengan pihak swasta, khususnya dengan pihak swasta yang merupakan perusahaan multinasional, umumnya selalu menunjuk arbitrase internasional untuk memeriksa dan mengadili sengketa, sehingga akibat hukumnya apabila BATAN bersengketa dan kemudian kalah, berarti kekalahan bagi negara dan seluruh rakyat Indonesia. Sungguh ironi mengingat objek kontrak kerjasama adalah bahan galian nuklir yang notabene merupakan kekayaan sumber daya alam dari perut bumi Indonesia.

Sebagai barang strategis, pengelolaan pertambangan bahan galian nuklir hendaklah memperhatikan pula Putusan MK Nomor 85/PUU-XI/2013 mengenai pengujian UU Sumber Daya Air. Dalam pertimbangannya, MK menyatakan bahwa air sesuai Pasal 33 ayat (2) dan ayat (3) UUD 1945 haruslah dikuasai negara. Sehingga, dalam perusahaan air harus ada pembatasan ketat sebagai

upaya menjaga kelestarian dan ketersediaan air bagi kehidupan masyarakat Indonesia. Setidaknya, ada lima poin pembatasan yang ditegaskan MK dalam hal pembatasan pengelolaan air.

Pertama, setiap perusahaan air tidak boleh mengganggu, mengesampingkan, apalagi meniadakan hak rakyat. Karena bumi, air, dan kekayaan alam yang terkandung di dalamnya, selain harus dikuasai negara, juga peruntukannya adalah untuk sebesar-besarnya kemakmuran rakyat. Kedua, negara harus memenuhi hak rakyat atas air sebagai salah satu hak asasi manusia, yang berdasarkan Pasal 28I ayat (4) UUD 1945 harus menjadi tanggung jawab pemerintah. Ketiga, pengelolaan sumber daya alam termasuk air harus mengingat kelestarian lingkungan hidup sebagai salah satu hak asasi manusia yang dijamin dalam Pasal 28H ayat (1) UUD 1945.

Keempat, sebagai cabang produksi yang penting dan menguasai hajat hidup orang banyak air menurut Pasal 33 ayat 2 UUD 1945 harus dalam pengawasan dan pengendalian oleh negara secara mutlak. Kelima, hak pengelolaan air mutlak milik negara, maka prioritas utama yang diberikan perusahaan atas air adalah BUMN atau BUMD.

Mengingat Indonesia hanya memiliki 3 (tiga) reaktor riset, dan belum memiliki pembangkit listrik tenaga nuklir (PLTN), maka konsumsi uranium nasional belumlah terlalu tinggi. Oleh karenanya, kontrak kerjasama yang bisa dilaksanakan BATAN dengan pihak swasta, khususnya swasta yang merupakan perusahaan multinasional, kemungkinan besar akan membawa hasil bahan galian nuklir ke luar negeri. Apabila ini terjadi hal ini bertentangan dengan Putusan MK Nomor 85/PUU-XI/2013 tersebut.

Dengan dijualnya bahan galian nuklir ke luar negeri maka ketika suatu saat Indonesia memiliki PLTN hal ini sangat merugikan sekali. Kelestarian dan ketersediaan bahan galian nuklir bagi kepentingan masyarakat Indonesia hendaknya menjadi prioritas utama dalam pengelolaan bahan galian nuklir.

Komoditas tambang berupa bahan galian nuklir yang dimiliki oleh Indonesia haruslah mengutamakan pemenuhan kebutuhan dalam negeri terlebih dahulu. Hal ini akan menjadi masalah besar jika di suatu saat Indonesia memiliki PLTN. Bahan galian nuklir yang terkandung di dalam wilayah hukum Indonesia pada hakikatnya adalah milik seluruh rakyat Indonesia secara kolektif yang dimandatkan kepada negara, melalui BATAN, untuk dikuasai dan diusahakan demi ketahanan energi Indonesia di masa yang akan datang.

Lebih lanjut jika BATAN mengadakan kontrak kerjasama dengan swasta berpotensi menegasikan peran pengendalian dan pengawasan negara secara mutlak. Rezim hukum kontrak menganut asas *Pacta Sunt Servanda*, yang berarti setiap perjanjian menjadi hukum yang mengikat bagi para pihak yang melakukan perjanjian. Dengan ada ketentuan yang mengikat ini maka negara berpotensi menjadi tidak leluasa dalam melakukan pengendalian dan pengawasan

pertambangan bahan galian nuklir untuk sebesar-besar kemakmuran rakyat. Dalam sejarah Indonesia pernah melakukan “kesalahan” ini melalui bentuk kontrak karya jangka panjang dengan PT. Freeport dalam pengelolaan pertambangan tembaga, emas, dan perak di dataran tinggi Mimika, Provinsi Papua.

B. Tinjauan Kesesuaian Pengaturan Pengawasan Bahan Galian Nuklir dengan Putusan MK

Menurut Pasal 2 UU Ketenaganukliran bahan galian nuklir adalah termasuk 1 (satu) dari 3 (tiga) bahan nuklir, selain bahan bakar nuklir dan bahan bakar nuklir bekas. Karena termasuk bahan nuklir maka pemanfaatannya diatur dan diawasi oleh Pemerintah. Dari Pasal 2 ini dapat diartikan bahwa pengawasan dari pemanfaatan bahan galian nuklir adalah berada dalam kewenangan Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN).

Pasal 9 ayat (1) UU Ketenaganukliran mengatur bahwa penyelidikan umum, eksplorasi, dan eksploitasi bahan galian nuklir yang bersifat nonkomersial hanya dilaksanakan oleh BATAN. 3 (tiga) tahapan untuk tujuan nonkomersial ini adalah hak eksklusif BATAN. Sementara BAPETEN baru bisa melakukan pengawasan kegiatan pertambangan bahan galian nuklir dalam tahapan-tahapan yang dalam UU Ketenaganukliran disebut sebagai pemanfaatan, yaitu penambangan untuk tujuan komersial, produksi, pengangkutan, penyimpanan, pengalihan, ekspor, impor, penggunaan, dekomisioning instalasi tambang, dan pengelolaan limbah radioaktif dari kegiatan pertambangan bahan galian nuklir.

Lebih lanjut, pengawasan sebagaimana dimaksud dalam Pasal 14 ayat (2) UU Ketenaganukliran dilaksanakan melalui pembuatan peraturan, perizinan, dan inspeksi.

Dalam Putusan MK Nomor 85/PUU-XI/2013 mengenai pengujian UU Sumber Daya Air, MK menerangkan bahwa hak penguasaan negara atas air, ada bilamana sesuai mandat UUD 1945 negara membuat kebijakan (*beleid*), masih memegang kendali dalam tindakan pengurusan (*bestuursdaad*), tindakan pengaturan (*regelendaad*), tindakan pengelolaan (*beheersdaad*), dan tindakan pengawasan (*toezichthoudensdaad*).

Hal ini sudah sejalan dengan wewenang pengawasan BAPETEN dalam membuat peraturan, perizinan dan inspeksi. Pemberian perizinan atas kekayaan alam Indonesia haruslah sepenuhnya di bawah kontrol dan kekuasaan negara. Apalagi mengingat potensi bahaya radiologi dari kegiatan pertambangan bahan galian nuklir. Negara dalam hal ini haruslah menjamin keselamatan masyarakat Indonesia.

Fungsi pengaturan oleh BAPETEN dilakukan melalui kewenangan pembentukan Peraturan Kepala BAPETEN dan penginisiasian Peraturan Pemerintah

terkait adalah bentuk kehadiran negara dalam memastikan kekayaan alam Indonesia, dalam hal ini bahan galian nuklir, hanya digunakan semata-mata untuk kemakmuran rakyat Indonesia.

Namun, efektivitas pengawasan ini patut dipertanyakan jika melihat ketentuan Pasal 9 ayat (2), dimana dibukanya kemungkinan kerjasama dengan swasta. Kontrak kerjasama berpotensi menegasikan fungsi pengawasan BAPETEN. Karena disatu sisi negara, melalui BAPETEN, dalam hal pemberian izin di posisi lebih tinggi dari pihak swasta yang bekerjasama dengan BATAN, namun negara juga, melalui BATAN, berada dalam posisi sejajar dengan pihak swasta.

Memang benar ada kewenangan inspeksi yang dimiliki BAPETEN, yang mana sewaktu-waktu bisa menghentikan kegiatan pemanfaatan bahan nuklir, dalam hal ini penambangan bahan galian nuklir, namun inspeksi disini hanya terkait keselamatan radiasi dari kegiatan penambangan. BAPETEN sama sekali tidak bisa mengintervensi kontrak kerjasama yang dibuat oleh BATAN dengan pihak swasta. Belum lagi jika melihat hak eksklusif dari BATAN dalam hal penyelidikan umum dan eksplorasi yang menurut UU Ketenaganukliran tidak termasuk dalam definisi pemanfaatan.

IV. KESIMPULAN

Dari tinjauan di atas dapat ditarik kesimpulan:

- 4.1. Ketentuan perusahaan bahan galian nuklir melalui kerjasama dengan pihak swasta sebagaimana diatur dalam Pasal 9 ayat (2) UU Ketenaganukliran adalah inkonstitusional dan bertentangan dengan Putusan MK terkait UU Migas dan UU Sumber Daya Air;
- 4.2. Ketentuan pengawasan dalam UU Ketenaganukliran melalui pembuatan peraturan, perizinan, dan inspeksi sudah sejalan dengan Putusan MK terkait UU Migas dan UU Sumber Daya Air;
- 4.3. Kerjasama BATAN dengan pihak swasta berpotensi mengganggu ketahanan energi Indonesia di masa depan; dan
- 4.4. Efektivitas pengawasan BAPETEN dalam hal pertambangan bahan galian nuklir patut dipertanyakan jika melihat dibukanya kemungkinan kerjasama dengan swasta.

Terkait dengan rencana amandemen UU Ketenaganukliran dan sedang disusunnya Rancangan Peraturan Pemerintah (RPP) tentang Pengusahaan Pertambangan Bahan Galian Nuklir, yang diinisiasi oleh BATAN, dan RPP tentang Perizinan Pertambangan Bahan Galian Nuklir, yang diinisiasi oleh BAPETEN, penulis memberikan saran sebagai berikut:

1. Dalam amandemen UU Ketenaganukliran haruslah ditutup kemungkinan kerjasama negara dengan pihak swasta. Kalaupun tetap ingin

memasukkan ketentuan kerjasama dengan pihak swasta, negara dapat membentuk atau menunjuk BUMN yang diberikan hak untuk mengelola pertambangan bahan galian nuklir di wilayah hukum Indonesia, yang diberikan hak untuk melakukan kontrak kerjasama dengan pihak swasta, sehingga hubungannya tidak lagi antara negara dengan badan usaha (*government to business*) tetapi sudah antara badan usaha dengan badan usaha (*business to business*);

2. RPP Pengusahaan Pertambangan Bahan Galian Nuklir yang diinisiasi oleh BATAN, dalam hal pengaturan dengan pihak swasta harus memastikan bahwa BATAN memiliki posisi tawar yang tinggi, sehingga BATAN dapat menentukan isi kesepakatan;
3. RPP Perizinan Pertambangan Bahan Galian Nuklir yang diinisiasi oleh BAPETEN juga harus mampu secara sosiologis dan psikologis membantu BATAN memiliki posisi tawar yang tinggi. RPP ini juga harus mampu mengantisipasi dualisme posisi negara jika BATAN melakukan pengusahaan dengan bekerjasama dengan pihak swasta. Serta yang terpenting, RPP ini harus mampu memastikan perizinan pertambangan bahan galian nuklir hanya dapat dikeluarkan dengan mengedepankan pemenuhan ketahanan energi Indonesia saat ini dan di masa mendatang.

DAFTAR PUSTAKA

1. Republik Indonesia, *Undang-undang Nomor 10 tahun 1997 Tentang Ketenaganukliran*, Setneg, Jakarta, 1997;
2. Republik Indonesia, *Undang-undang Nomor 4 tahun 2009 Tentang Pertambangan Mineral dan Batubara*, Setneg, Jakarta, 2009;
3. *Putusan Mahkamah Konstitusi Nomor 36/PUU-X/2012 mengenai Pengujian Undang-Undang Nomor 22 Tahun 2001 tentang Minyak dan Gas Bumi terhadap Undang-Undang Dasar Tahun 1945*; Mahkamah Konstitusi, Jakarta, 2012;
4. *Putusan Mahkamah Konstitusi Nomor 85/PUU-XI/2013 mengenai pengujian Undang-Undang Nomor 7 Tahun 2004 tentang Sumber Daya Air terhadap UUD 1945*; Mahkamah Konstitusi, Jakarta, 2013;
5. *Pengenalannya Mahkamah Konstitusi dan Pendidikan Kesadaran Berkonstitusi*; Prof. Dr. Jimly Asshiddiqie, SH, Sambutan dalam rangka Temuwicara Mahkamah Konstitusi dengan Pejabat Pemerintah Daerah se-Indonesia tentang Mahkamah Konstitusi Republik Indonesia, di Jakarta, 7-9 April 2005.

TANYA JAWAB DISKUSI

Nama Penanya: Pratiwi Dian

Pertanyaan:

Alat ukur yang digunakan dalam kegiatan pemantauan apakah sama satu kegiatan dengan yang lain? Apa saja?

Jawaban:

Tidak sama, pada pemantauan paparan radiasi ruang kerja dan lingkungan menggunakan SPP2NF, Pemantauan kontaminasi permukaan ruang kerja menggunakan Ludlum model 3, Pemantauan kesehatan pekerja radiasi menggunakan TLD.

2. Nama Penanya: Herman K, SKM,MM

Pertanyaan:

Bagaimana dengan mineral ikutan radioaktif?

Jawaban:

Mineral ikutan radioaktif berdasarkan UU 4 tahun 2009 tentang Mineral dan batubara digolongkan sebagai bahan galian nuklir sebagaimana dimaksud dalam UU No.10 tahun 1997 tentang ketenaga nukliran.

3. Nama Penanya: Maiyesni

Pertanyaan:

Pengelolaan SDA memang harusnya dikelola hanya oleh Negara, jangan dibiarkan swasta khususnya swasta asing bisa menguasai langsung BGN yang ada di Indonesia. Jadi bagaimana solusi terbaik menggapi putusan MK ini?

Jawaban:

Menurut ketentuan dalam pasal 9 ayat 2 UU No.10 tahun 1997 tentang ketenaga nukliran.



KAJIAN ANCAMAN *CYBER SECURITY* TERUTAMA PADA FASILITAS NUKLIR UNTUK MENINGKATKAN KEAMANAN & KETAHANAN NASIONAL

E.H. Riyadi

Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir - Badan Pengawas Tenaga Nuklir

e-mail: e.riyadi@bapeten.go.id

ABSTRAK

KAJIAN ANCAMAN *CYBER SECURITY* TERUTAMA PADA FASILITAS NUKLIR UNTUK MENINGKATKAN KEAMANAN & KETAHANAN NASIONAL. Perkembangan teknologi semakin memberikan kenyamanan dan kemudahan di segala aspek kehidupan manusia. Namun kenyamanan dan kemudahan yang diberikan oleh teknologi informasi dan komunikasi di abad informasi ini sekaligus mengundang munculnya kejahatan dunia maya (*cyber crimes*) yang menyebarkan ancaman cyber (*cyber threat*). Beberapa tahun terakhir ini, cyber threat sudah mengancam dan membuat kerusakan pada fasilitas nuklir di seluruh dunia, bahkan mengganggu keamanan dan ketahanan suatu negara. Tahun 2007 serangan DDoS berhasil melumpuhkan keamanan dan ketahanan suatu negara, seperti kasus di Estonia. Tahun 2010 Malware stuxnet berhasil menyebabkan kerusakan sistem instrumentasi dan kendali pada fasilitas nuklir di Iran. Meskipun cyber attack belum pernah terjadi di fasilitas nuklir yang ada di Indonesia, namun tetap menjadi permasalahan penting yang harus segera dipikirkan bagaimana pencegahannya. Metodologi yang dilakukan adalah kajian pustaka, pembelajaran serangan cyber serta pembahasan. Tujuan kajian ini adalah untuk menetapkan metode pencegahan yang dilakukan untuk mengantisipasi serangan cyber. Hasil kajian yang merupakan metode yang dapat diterapkan untuk mengantisipasi dan meminimalkan ancaman serangan cyber diantaranya adalah membentuk team cyber security, melakukan penilaian sekuriti termasuk uji penetrasi, melakukan verifikasi dan validasi sekuriti selama pengembangan baik perangkat lunak maupun perangkat keras, dan melakukan evaluasi dan penilaian sekuriti secara berkala.

Kata kunci: *Cyber security*, serangan DDoS, serangan *cyber* pada fasilitas nuklir.

ABSTRACT

CYBER SECURITY THREAT ASSESSMENT OF NUCLEAR FACILITIES MAINLY TO IMPROVE NATIONAL SAFETY & SECURITY. Technological developments provide comfort and convenience in all aspects of human life. But the comfort and convenience provided by the information and communication technologies is also inviting the emergence of cyber crime are spreading threats in cyberspace, or better known as the cyber threat. These last few years, cyber threat has threatened to damage a nuclear facility in the world, could even compromise the security and resilience of a country. Cyber attack proved to have succeeded in making damage to several nuclear facilities around the world, even a successful DDoS attacks paralyze the security and resilience of a country, as the case at Estonia in 2007. In 2010 Malware stuxnet managed to cause damage to instrumentation and control systems at nuclear facilities in Iran. Despite an unprecedented cyber attack on nuclear facilities in Indonesia, but remains a critical issue that must be considered how to prevent it. The methodology is conducted in this study is the study of literature, a literature review, study and discussion of cyber attacks. Finally, the method can be applied to anticipate and minimize the threat of cyber attacks which are forming a team of cyber security, conducting security assessment including penetration testing, verification and validation of security during the development of both software and hardware, and the evaluation and assessment of security regularly.

Keywords: *Cyber security*, DDoS attacks, cyber attacks on nuclear facilities.

I. PENDAHULUAN

Perkembangan teknologi yang semakin memberikan kenyamanan dan kemudahan di segala aspek kehidupan manusia, sekaligus juga menimbulkan permasalahan baru dari segi keamanan. Terbukti kemajuan bidang teknologi informasi dan komunikasi yang pesat semakin dapat dirasakan dampaknya. Namun kenyamanan dan kemudahan yang diberikan oleh teknologi informasi dan komunikasi di abad informasi ini sekaligus mengundang munculnya

kejahatan dunia maya (*cyber crimes*) yang menyebarkan ancaman di dunia maya, atau lebih dikenal dengan sebutan *cyber threat* oleh para pelaku yang ingin mengambil kesempatan dan keuntungan dari dunia maya tersebut. Beberapa tahun terakhir ini, *cyber threat* sudah mengancam dan membuat kerusakan pada fasilitas nuklir di seluruh dunia, bahkan bisa menghancurkan keamanan dan ketahanan suatu negara.

Tahun 2010 fasilitas nuklir Iran di Natanz diserang *malware* yang disedut stuxnet. Malware stuxnet ini menginfeksi sistem instrumentasi dan kendali fasilitas tersebut yang terdiri dari PLC Siemens S7 dan jaringan WinCC yang mengubah pengaturan dan pengendalian beberapa mesin sentrifugal sehingga melebihi spesifikasinya. Infeksi malware stuxnet ini diinformasikan bermula dari infeksi pada media penyimpanan seperti *flashdisk* yang selanjutnya dapat dengan cepat menyebar ke seluruh jaringan di fasilitas[1].

Seperti diketahui, banyak industri termasuk instalasi nuklir yang menggunakan sistem instrumentasi dan kendali berbasis *Programmable Logic Controller* (PLC) dan *Supervisory Control And Data Acquisition* (SCADA). Karena itu malware stuxnet yang didisain untuk menyerang sistem instrumentasi dan kendali memanfaatkan titik kerawanan ini.

Jadi, permasalahan yang muncul adalah ancaman serangan *cyber* pada fasilitas nuklir yang telah menggunakan sistem instrumentasi dan kendali moderen yang ada di Indonesia. Mengingat fasilitas nuklir merupakan aset vital sehingga apabila terjadi serangan dapat menimbulkan bahaya secara nasional karena radiasi yang rilis.

Oleh karena itu, tujuan penulisan paper ini adalah melakukan kajian terhadap ancaman serangan *cyber security* terhadap fasilitas nuklir yang dapat mengancam keamanan dan ketahanan nasional.

II. LANDASAN TEORI

Saat ini serangan *cyber* tidak hanya memanipulasi dan mencuri data, bahkan ada yang merusak, menghancurkan dan mengganggu keamanan dan ketahanan negara secara nasional. Sebagai kejadian serangan DDOS (*Distributed Denial of Services*) di Estonia pada tahun 2007, lihat lampiran pada serangan DDOS kronologis di Estonia[2].

Beberapa teknologi dan perlengkapan dalam kejahatan *cyber* yang dikenal meliputi[3]:

1. **Email Bom**, adalah proses pengiriman sejumlah besar email ke inbox email seseorang, dengan tujuan untuk mempengaruhi sistem operasi dari komputer atau jaringan.
2. **Spam**, adalah e-mail yang tidak diminta di Internet. Ini adalah bentuk surat massal, sering dikirim ke daftar yang diperoleh dari *spambot* atau daftar yang diperoleh dari suatu perusahaan yang mengkhususkan diri dalam suatu daftar distribusi email.
3. **Password Crackers**, merupakan program aplikasi yang digunakan untuk mengidentifikasi sebuah sandi yang lupa atau tidak diketahui ke komputer atau jaringan. Hal ini juga dapat digunakan untuk

membantu seorang *cracker* mendapatkan akses tidak sah ke jaringan.

4. **Botnet**, adalah jaringan komputer yang dapat dikendalikan dari jauh oleh penyerang, yang disebut botmaster atau BotHerder dan masing-masing komputer yang terinfeksi oleh bot dapat disebut sebagai Drone seperti gambar 1. Bot dikendalikan dari jauh melalui perintah yang dikirimkan melalui internet oleh botmaster menggunakan C&C server, yang merupakan singkatan dari Command and Control Server (C & C) remote control & saluran komunikasi, untuk mengirim dan menerima perintah antara BotHerder dan Zombies. tindakan botnet umum adalah Email Spamming, Serangan DDoS dan Keuangan Pelanggaran dan lain-lain (Rouse, 2012).

Sementara beberapa ancaman keamanan *cyber* yang sudah dikenal adalah[3]:

1. **Distributed Denial of Service** (DDoS), adalah jenis serangan DoS di mana beberapa sistem jaringan yang dikondisikan, yang biasanya terinfeksi oleh Trojan, yang menyebabkan jaringan menjadi lumpuh (*server down*). Seperti ditunjukkan dalam gambar 2, Korban serangan DDoS terdiri dari target akhir sistem dan semua sistem yang digunakan dan dikendalikan oleh hacker. Banjir pesan masuk ke sistem target dan dipaksa untuk menutup, sehingga menolak otorisasi pengguna yang sah. Lihat gambar 2, contoh serangan DDoS yang telah terbukti.
2. **Spoofing**; spoofing adalah e-mail tiruan dari header e-mail sehingga pesan tampaknya berasal dari seseorang atau tempat lain yang bukan berasal dari sumber yang sebenarnya. Pengirim spam sering menggunakan spoofing dalam upaya untuk mendapatkan penerima dengan tujuan untuk membuka, dan bahkan menanggapi permohonan pengirim.
3. **Phising**, adalah penipuan teknologi tinggi yang menggunakan e-mail untuk menipu agar mengungkapkan informasi secara pribadi. Jadi menempatkan informasi pribadi dan organisasi adalah beresiko.
4. Software (*code*) berbahaya, adalah perangkat lunak yang melakukan kerusakan dan / atau menciptakan perilaku yang tidak diinginkan. Kode berbahaya ini mencakup: Virus, Trojan Horse, Worms, Keyloggers, Spyware, Rootkit dan backdoors.
5. Media Penyimpanan, adalah setiap jenis perangkat penyimpanan data yang dapat ditambahkan dan dihapus dari komputer ketika sistem berjalan. Hacker dapat menggunakan media penyimpanan ini untuk mendapatkan akses ke sistem anda.

Seperti diketahui, bahwa tren serangan *cyber* lebih menargetkan sistem yang memiliki dampak yang sangat luas pada ekosistem. Misalnya, sebagai

serangan DDOS pada Estonia yang menghancurkan sebuah negara dalam hitungan hari. Selanjutnya, serangan malware Stuxnet yang melanda instrumentasi dan sistem kontrol untuk merek Siemens (produsen dari Jerman) mengakibatkan kerusakan yang signifikan pada fasilitas nuklir di Iran[1].

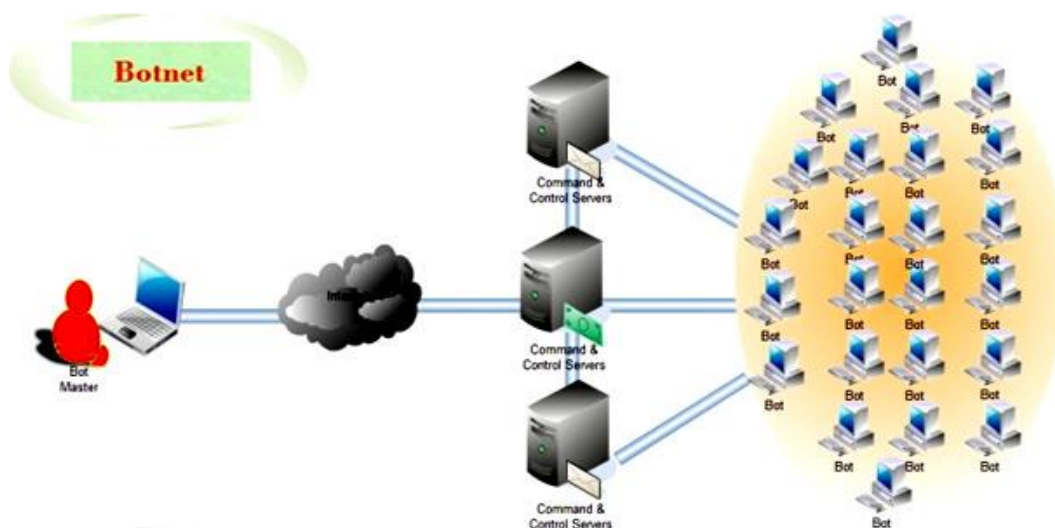
Sejak ditemukan pada Juni 2010, malware yang bernama Stuxnet langsung menggemparkan dunia. malware yang tertarik perhatian dari media dan pakar keamanan sejak menginfeksi instrumentasi dan sistem kontrol di industri dan menyebabkan kerusakan yang signifikan. Stuxnet adalah jenis canggih malware komputer yang dirancang untuk menyabotase proses industri dikendalikan oleh Siemens SIMATIC WinCC dan PCS7[4]. Bahkan malware dikembangkan untuk menyerang fasilitas nuklir Iran memiliki tujuan yang sangat spesifik dan dirancang untuk menginfeksi sistem SCADA Siemens dibentuk untuk mengontrol dan memonitor proses industri. Di Indonesia ada 3 reaktor riset yaitu Kartini di Jogjakarta, TRIGA di Bandung dan RSG GA Siwabessy di Serpong. Reaktor

terakhir memiliki kapasitas terbesar yang menggunakan instrumentasi dan sistem kontrol yang terbuat dari pabrikan Siemens.

III. METODOLOGI

Beberapa metode yang digunakan dalam melakukan kajian ini adalah:

- Penetapan latar belakang, permasalahan dan tujuan kajian;
 - Studi literatur terkait *cyber attack*;
 - Kajian dan tinjauan pustaka, terkait beberapa penelitian dan *paper* yang terkait;
 - *Lesson learn* (pembelajaran) terhadap serangan *cyber* yang mengganggu keamanan dan ketahanan nasional, seperti kasus seranga DdoS di Estonia tahun 2007;
 - Pembahasan;
- Kesimpulan.



Gambar 1. Ancaman Botnet bagian dari *cyber attack* [3]



Gambar 2. Serangan DDoS tahun 2007[2]



Gambar 3. Timeline serangan DDoS di Estonia [2]

IV. SERANGAN CYBER PADA FASILITAS NUKLIR

Beberapa tahun terakhir ini kita sering mendengar berbagai ancaman dan kerusakan yang ditimbulkan oleh *cyber crimes*, termasuk di beberapa fasilitas nuklir di seluruh dunia. Beberapa insiden terkait serangan *cyber* tersebut diantaranya adalah:

a. Pada Industri Nuklir:

- 1) PLTN Davis Besse, USA;
Insiden terjadi ketika Worm Slammer menginfeksi sistem komputer PLTN Davis Besse pada Januari 2003. Slammer menyumbat jaringan selama 4 jam 50 menit, sehingga operator tidak dapat mengakses system display parameter safety[5].
- 2) PLTN BrownsFerry, USA;
Unit 3 terpaksa dishutdown secara manual karena kegagalan pompa, hal ini karena PLC (Programmable Logic Controller) dan VFD

(Variable Frequency Drive) untuk motor pompa resirkulasi dan demineralizer gagal karena adanya paket data broadcast, menyebabkan PLC dan VFD jenuh.

- 3) PLTN Hatch, USA;
Unit 2 shutdown secara otomatis karena cadangan air terdeteksi berkurang sampai memicu untuk shutdown otomatis. Penyebabnya update pada komputer di jaringan office yang digunakan untuk mengumpulkan data operasi, diakhiri dengan proses reboot, dan mengakibatkan komputer pada system kendali juga reboot, sehingga cadangan air terbaca nol atau berkurang.
- 4) Fasilitas Pengayaan Nuklir Natanz, Iran;
Serangan Stuxnet menyebabkan kerusakan pada sistem kendali PLC Siemens S7 dan jaringan WinCC, yang bekerja mengendalikan beberapa mesin sentrifugal, dengan mengubah pengaturan

sehingga melebihi spesifikasinya. Stuxnet menginfeksi melalui USB flash disk[9].

b. Pada Industri Kesehatan:

Beberapa komputer dan sistem X-ray, serta beberapa peralatan lain di tiga rumah sakit di Amerika terinfeksi malware yang memungkinkan pemilik malware dapat bergerak bebas di jaringan rumah sakit. Malware ini berhasil mencuri data rahasia dan mengirimkannya ke pemilik malware. Analisis menunjukkan bahwa serangan tersebut dapat dimanfaatkan untuk mengatur peralatan medis menjadi mematikan, seperti pada pompa insulin, alat pacu jantung, dosis diagnosa, terapi x-ray, dsb.

Berdasarkan US NRC Regulatory Guide 5.71 tentang *Cyber Security Program for Nuclear Facility*[6], serta 10CFR 73.54(a) yang menyatakan bahwa pemegang ijin harus pemegang lisensi harus memberikan jaminan yang tinggi, dan melindungi secara memadai terhadap komputer digital, system dan jaringan komunikasi dari serangan *cyber* termasuk *Design Basis Threat* (DBT). Selain itu pemegang ijin juga harus melindungi komputer digital dan sistem komunikasi dari serangan *cyber* yang terkait dengan kategori tertentu dari fungsi dan system peralatan pendukung, yang jika terganggu, akan berdampak negatif terhadap fungsi keamanan fasilitas nuklir[7].

Meski belum terlihat dampak serangan *cyber* pada fasilitas nuklir di Indonesia, karena selain Indonesia belum memiliki PLTN, namun alangkah baiknya jika usaha pencegahan dilakukan sejak dini. Mengingat pelaku serangan *cyber* tidak pernah merasa puas dan selalu berusaha untuk memanfaatkan kelengahan sasaran korban.

V. KRONOLOGI SERANGAN DDoS di ESTONIA TAHUN 2007

Tahun 2007, terbukti serangan DDoS berhasil melumpuhkan keamanan dan ketahanan suatu negara, seperti yang terjadi di Estonia. Seperti diketahui, dalam serangan hacker ke Estonia, seluruh jaringan baik perbankan, telekomunikasi, dan jaringan vital lainnya lumpuh total. Akibatnya, aktivitas masyarakat dan negara juga menjadi lumpuh total. Serangan ini terjadi bersamaan dengan persetujuan antara Estonia dan Rusia terkait dengan rencana pemindahan makam Tallinn oleh pemerintahan Estonia, gambar-2 dan gambar-3[2].

1. Tahap I - *Emotional Response* (27-29 April 2007)

Serangan gelombang pertama terhadap Estonia dilaporkan melumpuhkan website pemerintah pada tanggal 27 April 2007 di malam hari. Tindakan awal

ini menyebar dan mempengaruhi media online yang menyiarkan berita tentang kerusakan jalanan yang sedang berlangsung dan situasi politik secara keseluruhan di negara itu. Awalnya, serangan itu dilakukan dengan metode yang relatif sederhana dan berlabel "*kerusakan cyber*" (Tikk, Kaska, & Vihulm, 2010)[9].

Fase "*Respon Emosional*" ini juga ditandai dengan kegiatan perekrutan dan partisipasi yang diduga berasal dari Rusia. Awalnya mereka diminta untuk bertindak melalui forum, blog dan chat room; disertai dengan instruksi yang tepat tentang cara berpartisipasi dalam serangan DDoS ini.

Petunjuk tersebut berisi perintah ping (uji kontak) untuk memulai serangan melalui *Internet Control Message Protocol* (ICMP). Dengan mengubah perintah ke dalam sebuah file batch dan mengunggahnya ke alamat yang diberikan web, yang mampu menyebar ke perangkat lunak dan memberikan kontribusi pada serangan *cyber* selama tiga minggu, yang hampir melumpuhkan infrastruktur informasi di Estonia.

Pemerintah Estonia merasa mendapat banyak serangan pada saat yang sama. Website pemerintah yang biasanya menerima 1.000 kunjungan per hari dilaporkan menerima 2.000 kunjungan setiap detik (Schreier 2011, p 109). Dan harus diakui bahwa serangan ini sangat canggih.

2. Tahap II - *Main Attack* (30 April-18 Mei 2007)

Tahap kedua adalah tahap yang membuktikan tingkat kecanggihan kasus serangan atas Estonia tahun 2007. Perbedaan utama dengan fase respons emosional awal adalah kinerja dari botnet yang lebih besar. Meskipun pemerintah setempat telah mengambil beberapa langkah untuk mengurangi krisis *cyber*, yaitu kombinasi dari sistem botnet yang lebih besar dibandingkan serangan dalam Tahap I menyebabkan gangguan luas pada layanan online di negara Baltik. Misalnya, server nama domain (DNS) diserang berulang kali selama periode antara 30 April dan 18 Mei (Tikk, Kaska, & Vihulm, 2010)[9].

a) Gelombang Pertama (3-4 Mei 2007)

Serangan botnet yang sangat besar dimulai tanggal 3 Mei, ketika beberapa situs dikejutkan oleh serangan DDoS. Layanan online dari beberapa bank Estonia lumpuh, sehingga melumpuhkan transaksi moneter yang besar di bank termasuk layanan perbankan internasional yang juga ikut terpengaruh (Schreier, 2011).

Di malam 4 Mei, serangan DDoS bertahan, menghancurkan website dan DNS, menampilkan tingkat presisi dan intensifikasi yang signifikan pada konsentrasi serangan, merupakan indikator yang jelas dari suatu serangan botnet.

b) Gelombang Kedua (9-11 Mei 2007)

Peningkatan serangan lain diprediksi pada *The Victory Day* (9 Mei). Pada hari ini Rusia memperingati kekalahan Nazi Jerman dalam Perang Dunia II dan itu adalah hari libur besar nasional. Relevansi sengketa yang terletak di Tallinn muncul lagi.

Pada dasarnya, harapan semua orang untuk melanjutkan permusuhan *cyber* telah terlaksana. Menurut kesaksian dari salah satu ahli keamanan asing, yang membantu pemerintah Estonia dalam menangani ancaman *cyber*; bahwa semuanya tampak normal pada jaringan. Lalu lintas yang datang ke Estonia untuk malam kali ini rata-rata sekitar 20.000 paket per detik. Namun tepat jam 11 malam, Estonia dipenuhi dengan lalu lintas paket data yang datang lebih dari 4 juta paket per detik, yang melonjak 200 kali lipat. Secara global, hampir 1 juta komputer tiba-tiba berselancar ke berbagai situs di Estonia, mulai dari kementerian luar negeri sampai ke bank-bank besar.

Dijelaskan ledakan serangan itu berupa aliran informasi diarahkan pada ratusan website di Estonia (Richards, 2009)[2]. Bukti lain melaporkan bahwa pada tanggal 9 Mei, terdapat serangan mematikan hingga 58 situs sekaligus. Gelombang serangan sebagian besar ditargetkan pada website pemerintah (termasuk saluran komunikasi resmi dari pemerintah)(Tikk, Kaska, & Vihulm 2010, p. 20)[9].

Terkait serangan *cyber* 10 Mei, Hansabank, bank komersial terbesar dari Estonia, menginformasikan bahwa layanan perbankan online yang terhenti, hubungan antara cabang Hansabank dan ATM di Estonia diputus, serta pemutusan secara online antara bank lokal dan mitra asing serta pencegahan pelanggan dari menggunakan kartu perbankan Estonia.

Untungnya, efek negatif dapat diselesaikan dalam beberapa jam (Richards, 2009)[2].

c) Gelombang Ketiga (15 Mei 2007)

Serangan *cyber* secara bertahap mulai mereda dan relatif tenang setelah 10 Mei. Namun sebuah lonjakan baru muncul kembali pada 15 Mei dengan target lembaga pemerintah. Tim Estonia Computer Emergency Response (CERT-EE) segera mengambil langkah-langkah perlindungan sehingga tidak menimbulkan kerusakan signifikan saat ini. Di antara pengecualian kecil adalah portal web dari SEB Eesti Uhispank yang tetap ditutup selama sekitar 1,5 jam (Tikk, Kaska, & Vihulm, 2010)[9].

d) Gelombang Keempat (18 Mei 2007)

Gelombang serangan DDoS yang paling kuat menghantam situs pemerintah Estonia adalah yang terakhir. Namun pada tanggal 19 Mei, serangan berhenti dan *cyber* perang pertama di dunia telah berakhir (Richards, 2009)[2]. Perlu dicatat bahwa

setelah tanggal tersebut beberapa gangguan di bank Estonia terus berkurang (Tikk, Kaska, & Vihulm, 2010).

VI. PEMBAHASAN

Saat ini, Indonesia menjadi negara dengan lalu lintas *cyber crime* tertinggi di dunia. Berdasarkan data dari Cisco, sebanyak 40% lalu lintas *cyber crime* dunia terdapat di Indonesia yang kemudian disusul oleh Tiongkok sebanyak 38%.

Saat ini, kejahatan *cyber* yang marak terjadi di Indonesia di antaranya berupa penyalahgunaan penggunaan kartu kredit, perjudian online, pemalsuan identitas, pembobolan rekening, pembajakan website, bahkan yang paling memprihatinkan adalah pemanfaatan sarana teknologi informasi oleh para terorisme untuk menyerang fasilitas nuklir maupun untuk menghancurkan keamanan dan ketahanan suatu negara. Untungnya kejadian yang terakhir disebutkan tidak atau belum terjadi di Indonesia.

Selain itu perkembangan Internet di Indonesia yang pesat saat ini, ternyata tidak diimbangi dengan sistem pengamanan informasi yang memadai. Payung hukum yang minim serta tingkat penegakannya yang kurang menyebabkan pelaku *cyber crimes* bisa bertindak lebih leluasa.

Ditambah lagi dengan kesadaran masyarakat terhadap pengamanan dalam aktivitas dunia maya yang masih sangat terbatas sehingga meningkatkan resiko terkena serangan *cyber crimes*. Selanjutnya, membentengi diri dengan produk keamanan terenkripsi yang telah teruji karena hanya metode enkripsi ini merupakan cara ampuh untuk menjamin keamanan dalam kegiatan di dunia maya.

Untuk menghambat pergerakan *cyber crimes* di Indonesia, penulis menyarankan untuk tingkat keamanan aplikasi dengan membuat *standard of procedure* (SOP) terkait security dalam mengembangkan aplikasi, salah satunya adalah penggunaan protokol HTTPS pada implementasi aplikasi berbasis web ataupun *Application Programming Interface* (API) yang diakses oleh mobile application[8]. Jika dibutuhkan, implementasi application flow juga dapat memperkecil kecerobohan pengguna aplikasi yang bisa menjadi pertimbangan seperti validasi password saat registrasi agar tidak terlalu sederhana, penggunaan "*captcha*", serta sesi login pengguna yang dapat kadaluarsa jika tidak melakukan aktivitas dalam waktu tertentu.

Namun, melihat kondisi ancaman yang begitu besar yang dapat menghancurkan fasilitas nuklir, bahkan melumpuhkan keamanan dan ketahanan suatu negara, maka sudah seharusnya Indonesia yang saat ini mempunyai tiga instalasi nuklir (reaktor penelitian) mulai memikirkan tindakan pencegahan terhadap

ancaman serangan *cyber* ini. Apalagi serangan *cyber* sengaja didisain secara khusus untuk menyerang dan melumpuhkan fasilitas pemerintah yang mempunyai dampak secara nasional. Artinya serangan yang dapat mengakibatkan ancaman bagi keamanan dan ketahanan negara.

Melihat tingkat risiko dan dampak terhadap serangan *cyber* pada fasilitas nuklir ini, maka perlu dilakukan usaha-usaha pencegahan untuk mengantisipasi dan meminimalkan serangan *cyber* ini. Rekomendasi beberapa metode yang dapat diterapkan untuk mengantisipasi ancaman serangan *cyber* diantaranya adalah:

- membentuk team *cyber security*,
- melakukan penilaian sekuriti termasuk uji penetrasi,
- melakukan verifikasi dan validasi sekuriti selama pengembangan baik perangkat lunak maupun perangkat keras, dan
- melakukan evaluasi dan penilaian sekuriti secara berkala.

VII. KESIMPULAN

Kesimpulan yang dapat diambil dari kajian ancaman *cyber security* ini adalah:

- bahwa kemajuan teknologi informasi dan komunikasi yang pesat sekaligus berpotensi menimbulkan kejahatan dunia maya (*cyber crimes*);
- beberapa teknologi kejahatan *cyber* meliputi *emailbomb*, spam, password cracker, botnet, DDoS, spoofing, phishing, dsb.
- *Cyber attack* terbukti telah berhasil membuat kerusakan pada beberapa fasilitas nuklir di seluruh dunia.
- Bahkan serangan DDoS berhasil melumpuhkan keamanan dan ketahanan suatu negara, seperti kasus di Estonia pada tahun 2007.
- Metode yang dapat diterapkan untuk mengantisipasi dan meminimalkan ancaman serangan *cyber* diantaranya adalah membentuk team *cyber security*, melakukan penilaian sekuriti termasuk uji penetrasi, melakukan verifikasi dan validasi sekuriti selama pengembangan baik perangkat lunak maupun perangkat keras, dan melakukan evaluasi dan penilaian sekuriti secara berkala.

DAFTAR PUSTAKA

1. Yulia Cherdantseva; *A review of cyber security risk assessment methods for SCADA systems*; Elsevier; 2015.
2. Dimitar Kostadinov; Richards, J. (2009). *Denial-of-Service: The Estonian Cyberwar and Its Implications for U.S. National Security*.
3. Janczewski, L. & Colarik A. (Eds.). (2008). *Cyber Warfare and Cyber Terrorism*. Hershey, USA: IGI Global.
4. Naiara Moreira, Elias Molina; *Cyber Security in Substation Automation Systems*; Elsevier; 2016.
5. Do-Yeon Kim; *Cyber Security Issues Imposed on Nuclear Power Plant*; Elsevier, 2014.
6. US NRC Regulatory Guide 5.71: *Cyber Security Program for Nuclear Facilities*.
7. 10 CFR 73.54: *Protection of Digital Computer and Communication Systems and Networks*.
8. JaeKwan Park, YongSuk Suh, Cheol Park; *Implementation of Cyber Security for Safety Systems of Nuclear Facilities*; Elsevier; 2016.
9. Tikk, E., Kaska, K. & Vihul L., (2010). *International Cyber Incidents: Legal Considerations*.



KOMITMEN PEMERINTAH INDONESIA DALAM MEMPERKUAT KEAMANAN NUKLIR

Mohamad Mamat dan Angga Kautsar

Direktorat Pengaturan Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir - BAPETEN

m.mamat@bapeten.go.id

ABSTRAK

KOMITMEN PEMERINTAH INDONESIA DALAM MEMPERKUAT KEAMANAN NUKLIR. Kondisi geografis Indonesia berupa negara kepulauan yang sangat luas dan memiliki ribuan pulau menjadikan Indonesia sangat mudah terhadap keluar-masuknya zat radioaktif/bahan nuklir secara ilegal, terjadinya illicit trafficking, terorisme nuklir, sabotase instalasi nuklir/radiasi untuk dapat disalahgunakan oleh pihak-pihak yang tidak bertanggungjawab sehingga dapat menimbulkan ancaman keamanan nuklir yang dapat mengancam keamanan nasional dan global. Pada KTT Keamanan Nuklir yang kedua di Seoul, Korea Selatan, Pemerintah Indonesia melalui Kementerian/Lembaga telah menyusun upaya-upaya untuk memperkuat keamanan nuklir sebagai bentuk komitmen Pemerintah Indonesia untuk memperkuat keamanan nuklir global. Dalam mewujudkan komitmennya Pemerintah Indonesia menghadapi tantangan, diantaranya adalah lemahnya legislasi nasional, kurangnya sistem pengawasan keamanan nuklir dan kurangnya koordinasi antar Kementerian/Lembaga dan kurangnya infrastruktur terkait keamanan nuklir. Tantangan tersebut membatasi ruang gerak dari Kementerian/Lembaga terkait keamanan nuklir dalam membangun dan mengembangkan infrastruktur, sehingga harus ditindaklanjuti dengan rencana aksi melalui Kementerian/Lembaga terkait keamanan nuklir sebagai upaya dalam memperkuat keamanan nuklir.

Kata kunci: tantangan, komitmen, rencana aksi, keamanan nuklir.

ABSTRACT

INDONESIAN GOVERNMENT COMMITMENT IN STRENGTHENING THE NUCLEAR SECURITY.

The geographical condition of Indonesia in the form of an archipelago is very spacious and has thousands of islands so that it can be a very easy access to the exit-entry of radioactive material / nuclear materials illegally, the illicit trafficking, nuclear terrorism, sabotage of nuclear installations / radiation to be abused so can pose a threat to nuclear security that may threaten national and global security. At the second summit in Seoul, South Korea, the Government of Indonesia has drawn up efforts to strengthen nuclear security as a commitment of the Government of Indonesia to strengthen global nuclear security. In realizing the commitment, the Government of Indonesia face challenges, including the weakness of national legislation, the lack of nuclear safety control system and lack of coordination between Ministry / Agency and the lack of infrastructure related to nuclear security. These challenges limit the capabilities of the Ministry / Agencies related to nuclear security in building and developing the infrastructure, so it has to be followed up by an action plan by the Ministry / Agencies related to nuclear security in an effort to strengthen nuclear security.

Keywords: challenge, commitment, action plans, nuclear security.

I. PENDAHULUAN

Konferensi Tingkat Tinggi (KTT) keamanan nuklir adalah konferensi pemimpin dunia yang bertujuan untuk mencegah terorisme nuklir di seluruh dunia. Pertemuan pertama diadakan di Washington, DC, Amerika Serikat, pada 12-13 April 2010.

Pada KTT keamanan nuklir kedua di Seoul, yang dihadiri langsung oleh Presiden Indonesia waktu itu, Susilo Bambang Yudhoyono, Pemerintah Indonesia tidak hanya sebagai peserta melainkan sebagai negara yang berkontribusi pada KTT tersebut, dimana Pemerintah Indonesia berinisiatif untuk mewujudkan penguatan keamanan nuklir global melalui komitmen.

Dalam Komunike bersama tersebut disepakati:

1. Akses konvensi dalam perlindungan terhadap proteksi fisik pada bahan nuklir, atau dikenal dengan *Convention on the Physical Protection of Nuclear Material* (CPPNM) sebelum tahun 2014.
2. Selain itu, disepakati dalam komunike bersama adalah mendorong PBB untuk lebih berperan dalam memperjuangkan keamanan nuklir dunia.
3. Negara-negara peserta juga meminta IAEA lebih diperkuat dalam kerangka menjamin keamanan nuklir global.
4. Peserta juga sepakat untuk melakukan pengurangan atau bahkan melakukan pengurangan

uranium yang diperkaya atau *Highly Enriched Uranium* (HEU).

5. Lingkup akhir dari komunikasi tersebut adalah segera mengatur penyebaran dan penjualan bahan bakar nuklir, yang selanjutnya agar negara peserta untuk dapat membangun kemampuan nasionalnya dalam melakukan pencegahan, pendeteksian, bahkan penuntutan dalam penyebaran dan perdagangan bahan nuklir yang di luar dari mekanisme dan aturan internasional.

Selain itu, komunikasi ini juga menggarisbawahi tentang pentingnya keamanan dalam mencegah material nuklir jatuh ke tangan yang salah, sehingga akan memunculkan nuklir terorisme.

Perkembangan pemanfaatan tenaga nuklir dengan menggunakan zat radioaktif dan bahan nuklir di Indonesia semakin luas disegala bidang baik di bidang kesehatan, penelitian dan pengembangan, dan industri. KTT kedua diadakan di Seoul, Korea Selatan, pada tahun 2012. KTT ketiga diselenggarakan di Den Haag, Belanda, pada Maret 24- 25, 2014. KTT keempat diadakan di Washington, DC pada 31 Maret-1 April, 2016.

Pemerintah Indonesia melalui Kementerian/Lembaga (K/L) telah menyusun upaya-upaya untuk memperkuat keamanan nuklir sebagai bentuk komitmen Pemerintah Indonesia untuk memperkuat keamanan nuklir global.

II. METODE / METODOLOGI / LANDASAN TEORI / POKOK BAHASAN

Pokok permasalahan yang akan dibahas dalam makalah ini adalah tantangan yang teridentifikasi dalam mewujudkan komitmen Pemerintah Indonesia dalam memperkuat keamanan nuklir serta rencana aksi apa saja yang dapat dilakukan K/L terkait keamanan nuklir untuk menghadapi tantangan yang ada.

Adapun beberapa tantangan yang teridentifikasi dalam mewujudkan komitmen Pemerintah Indonesia dalam memperkuat keamanan nuklir adalah:

A. Lemahnya Legislasi Nasional

Legislasi nasional terkait nuklir baru terdapat dalam Undang-Undang Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaga nukliran (UUK). Pengaturan dalam UUK lebih menonjolkan aspek keselamatan nuklir. Sebagai contoh, ketentuan pidana dalam UU dimaksud lebih banyak menyentuh aspek pelanggaran izin dan keselamatan, serta belum mengatur kriminalisasi penyalahgunaan bahan nuklir dan radioaktif, termasuk kriminalisasi untuk penyalahgunaan bahan nuklir dan sumber radioaktif yang berada di luar pengawasan (*out of regulatory control*).

Sementara itu pengaturan di level peraturan pelaksana, aspek keamanan nuklir yang diatur sebatas

keamanan sumber radioaktif dan bahan nuklir untuk pemegang izin.

B. Kurangnya Sistem Pengawasan Keamanan Nuklir

Kondisi geografis Indonesia berupa negara kepulauan yang sangat luas dan memiliki ribuan pulau dapat menjadi akses yang sangat mudah terhadap keluar-masuknya sumber radioaktif dan bahan nuklir secara ilegal, terjadinya *illicit trafficking*, terorisme nuklir, sabotase instalasi nuklir/radiasi untuk dapat disalahgunakan oleh pihak-pihak yang tidak bertanggungjawab sehingga dapat menimbulkan ancaman keamanan nuklir yang dapat mengancam keamanan nasional dan global.

Upaya untuk memperkuat pengawasan keluar-masuknya sumber radioaktif dan bahan nuklir terbentur oleh belum adanya peraturan perundang-undangan yang memayungi kegiatan tersebut, sehingga membatasi ruang gerak K/L terkait keamanan nuklir dalam melakukan kegiatan pencegahan, deteksi dan respons keamanan nuklir.

C. Kurangnya Koordinasi Antar K/L dan Kurangnya Infrastruktur terkait Keamanan Nuklir

Luas dan banyaknya akses keluar-masuk wilayah Negara Indonesia memerlukan kerjasama dari semua K/L terkait dalam melaksanakan upaya terkait keamanan nuklir. Masing-masing K/L harus mempunyai peran yang jelas dan tidak saling tumpang tindih. Kondisi saat ini belum memperlihatkan kerja sama antar K/L yang ada.

K/L yang terkait dalam pelaksanaan upaya Keamanan Nuklir perlu didukung dengan infrastruktur yang kuat. Infrastruktur keamanan nuklir berupa sumber daya manusia (SDM) keamanan nuklir, fasilitas dan peralatan keamanan nuklir.

Metodologi yang dilakukan dalam penulisan makalah ini adalah melakukan review melalui pengumpulan informasi mengenai upaya yang telah dilakukan K/L terkait keamanan nuklir dalam memperkuat keamanan nuklir.

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Dalam mewujudkan komitmennya, Pemerintah Indonesia melalui K/L terkait keamanan nuklir menyatakan komitmen dan rencana aksi sebagai berikut:

A. Penguatan Legislasi Nasional

1. Rancangan Undang-Undang tentang Keamanan Nuklir

Dalam upaya penguatan legislasi nasional, Pemerintah Indonesia melalui Kementerian Luar

Negeri dan (Badan Pengawas Tenaga Nuklir) BAPETEN pada tahun 2012 berinisiatif untuk menyusun Rancangan Undang-Undang (RUU) tentang Keamanan Nuklir sebagai penjawantahan dari langkah untuk memperkuat legislasi nasional. BAPETEN menjadi *leading sector* dalam penyusunan RUU ini, dimulai dari tahun 2012 dimana kegiatan difokuskan pada penyusunan naskah akademik dan dilanjutkan penyusunan RUU-nya pada tahun 2013 [1]. Namun karena ditolaknya penyusunan RUU ini dalam mendapatkan izin prakarsa akhirnya RUU ini direncanakan untuk masuk ke dalam Program Legislasi Nasional (prolegnas) 2015-2019, tetapi pada kenyataannya RUU ini juga tidak masuk ke dalam prolegnas 2015-2019, sehingga sampai saat ini prosesnya hanya masih sebatas perencanaan dalam hal administratif untuk mendapatkan izin prakarsa atau masuk ke dalam prolegnas untuk memulai penyusunan bersama tim panitia antar Kementerian/Lembaga (K/L), walaupun sejatinya muatan RUU ini sudah disusun bersama perwakilan K/L terkait semenjak tahun 2013 hingga saat ini dan telah dikonsultasikan ke berbagai daerah di Indonesia, dan mendapatkan repons yang baik untuk segera dapat dibahas agar dapat mengisi kekosongan hukum yang ada.

Tentunya dengan adanya usaha yang telah dilaksanakan semenjak tahun 2012 demi menyelesaikan penyusunan RUU ini serta mengingat adanya urgensi dari penyusunannya, diharapkan proses penyusunannya dapat segera diselesaikan dan dapat segera diundangkan. Dimana RUU ini ditujukan untuk mengatur keamanan nuklir di luar hal-hal yang sudah diatur dalam Undang-Undang Ketenaganukliran (*out of regulatory control*) dan juga mengatur sanksi pidana dari penyalahgunaan bahan nuklir atau zat radioaktif oleh pihak yang tidak bertanggung jawab yang dapat mengakibatkan kejadian keamanan nuklir (*nuclear security event*).

RUU Keamanan Nuklir ini diharapkan menjadi payung hukum untuk berbagai upaya dalam rangka memperkuat keamanan nuklir.

2. Pengesahan *International Convention for The Suppression of Acts on Nuclear Terrorism*

Pemerintah Indonesia menyadari bahwa maraknya tindakan terorisme pada beberapa dekade terakhir telah membuat berbagai negara semakin khawatir akan keselamatan warga negara dan kestabilan keamanan dalam negeri maupun internasional. Terorisme yang terjadi belakangan semakin canggih metodenya karena para pelaku mampu mengikuti perkembangan teknologi serta kondisi sosial masyarakat terkini, sehingga tindakan terorisme mampu menciptakan rasa takut di masyarakat. Naskah *International Convention for the Suppression of Acts of Nuclear Terrorism* (Konvensi Internasional Penanggulangan Tindakan Terorisme Nuklir atau disebut juga sebagai Konvensi Terorisme Nuklir) pertama kali diajukan pada sesi pertama Komite Ad Hoc PBB yang lahir berdasarkan

Resolusi Majelis Umum PBB Nomor 51/210. Pada saat itu, instrumen internasional yang ada belum mengatur mengenai upaya pencegahan dan pemberantasan terorisme nuklir. Konvensi proteksi fisik bahan nuklir, yang saat itu merupakan satu-satunya instrumen hukum nuklir yang dapat diacu, terbatas pada pengaturan proteksi fisik bahan nuklir dan instalasi nuklir termasuk pengangkutan internasional bahan nuklir dan karenanya tidak mengatur zat radioaktif dan fasilitas radiasi yang dapat menjadi target tindakan terorisme.

Indonesia menyadari bahwa pengesahan Konvensi akan bermanfaat bagi kepentingan nasional dan sekaligus menunjukkan komitmen Indonesia untuk menjaga keamanan dan perdamaian dunia dan sesuai dengan tujuan politik bebas aktif Indonesia. Implementasi pengesahan Konvensi ini akan memperkuat fondasi hukum dan kerangka hukum di Indonesia. Dengan disahkannya Konvensi ini, dimungkinkan adanya penguatan infrastruktur yang berkaitan dengan keamanan nuklir, kerja sama multilateral dan kolaborasi dengan negara anggota dan organisasi internasional dalam hal kerangka hukum pencegahan dan penanggulangan terorisme. Pengesahan Konvensi Terorisme Nuklir membuka pula kemungkinan bantuan teknis dari dunia internasional dalam hal *capacity building*, penguatan infrastruktur terkait keamanan nuklir, penguatan koordinasi dan kelembagaan, serta kerahasiaan informasi.

Dengan dilatarbelakangi alasan di atas, kementerian luar negeri dan BAPETEN pada tahun 2013 menyusun rancangan undang-undang untuk mengesahkan/meratifikasi konvensi tersebut, dan akhirnya menjadi undang-undang dengan diterbitkannya Undang-Undang No. 10 tahun 2014 tentang Pengesahan *International Convention for the Suppression of Acts of Nuclear Terrorism* (Konvensi Internasional Penanggulangan Tindakan Terorisme Nuklir) [2].

3. Penyusunan *National Legislation Implementation Kit on Nuclear Security*

Pemerintah Indonesia menyusun NLIK sebagai hadiah untuk KTT ketiga Keamanan Nuklir (NSS III) di Den Haag. Penyusunan NLIK dilakukan secara bersama-sama oleh Kementerian Luar Negeri, BAPETEN serta VERTIC. BAPETEN ikut berperan aktif dalam penyusunan *National Legislation Implementation Kit* (NLIK) tersebut pada tahun 2013. Materi muatan disusun sejalan dengan muatan RUU Keamanan Nuklir yang juga sedang disusun.

NLIK bersifat tidak mengikat secara hukum dan bertujuan untuk membantu suatu negara mengembangkan legislasi nasional yang komprehensif tentang keamanan nuklir, disesuaikan dengan budaya hukum dan proses penyusunan legislasi internal negara masing-masing; serta untuk menyediakan referensi dari berbagai instrumen hukum dan dokumen pedoman

internasional yang relevan yang bersama-sama membangun kerangka global untuk keamanan nuklir.

Pada bagian III NLIK berisi Model Hukum yang mempertimbang referensi mengenai keamanan nuklir global yang sudah ada. Bagian III NLIK ini memberi usulan Model Hukum untuk mengimplementasikan instrumen internasional, untuk membantu suatu negara memperkuat kerangka hukumnya terkait keamanan nuklir. Selain itu, duplikasi kewajiban penerapan antara instrumen ini, terutama di bidang persiapan penuntutan, yurisdiksi, proses pidana dan kerjasama internasional, telah diharmonisasikan dalam Model ini.

Model hukum tersebut terdiri dari tujuan, ruang lingkup dan sistematika; definisi; ketentuan untuk peraturan nasional terkait keamanan nuklir, termasuk pembentukan lembaga yang berwenang; proteksi fisik dan keamanan bahan nuklir dan radioaktif lainnya serta fasilitas nuklir, keamanan sumber radioaktif, notifikasi insiden, pengangkutan, impor, ekspor dan transit bahan nuklir dan sumber radioaktif; penuntutan dan sanksi; yurisdiksi; dan proses pidana dan kerjasama internasional. Otoritas internasional yang relevan (misalnya, perjanjian, kode, pedoman) untuk setiap ketentuan yang jelas ditunjukkan dalam catatan kaki yang menyertainya.

Model hukum berfokus pada langkah-langkah untuk pencegahan, deteksi dan respon terhadap tindakan kriminal atau tindakan tidak sah yang disengaja yang ditujukan terhadap bahan nuklir dan bahan radioaktif lainnya, fasilitas nuklir atau fasilitas yang terkait dengan pengelolaan sumber radioaktif, namun tidak membahas implementasi nasional dari instrumen internasional yang terkait dengan pertanggungjawaban kerugian nuklir, keselamatan dan garda aman [3].

B. Peningkatan Sistem Pengawasan Bahan Nuklir dan Sumber Radioaktif

Sejak Tahun 2010, BAPETEN telah memberlakukan sistem keamanan terhadap bahan nuklir dan sumber radioaktif dalam sistem pengawasan BAPETEN, yang antara lain berupa:

1. Pengawasan barang impor dan ekspor melalui Indonesian National Single Window (INSW)

INSW ini adalah salah satu upaya pemerintah untuk dapat mendorong kelancaran dan kecepatan arus barang ekspor-impor, sehingga diharapkan akan mampu menggerakkan perekonomian nasional, meningkatkan daya saing nasional dan merangsang masuknya investasi. Sedangkan tujuan INSW adalah mewujudkan pelayanan dan kegiatan operasional di pelabuhan secara efisien dan efektif untuk meningkatkan kelancaran arus barang dalam rangka mendukung upaya penurunan biaya logistik nasional Indonesia dalam hal proses perizinan untuk

mengurangi angka dwelling time dan biaya [4]. Untuk setiap impor dan ekspor bahan nuklir ataupun sumber radioaktif harus mendapat persetujuan dari BAPETEN sebagai salah satu cara pelaksanaan pengawasan.

2. Sistem Pemantau Sumber Radioaktif

Pada Tahun 2011, BAPETEN telah mulai menerapkan sistem pemantau sumber radioaktif (*Radioactive Source Tracking System*) untuk mengetahui keberadaan sumber-sumber radioaktif yang digunakan secara mobile oleh pengguna izin di seluruh wilayah Indonesia. Dengan sistem ini, diharapkan upaya penyalahgunaan sumber radioaktif dapat dicegah karena dapat dimonitor secara real time oleh BAPETEN.

3. Pemasangan Radiation Portal Monitor

BAPETEN dan IAEA bekerja sama dengan mengupayakan dipasangnya Radiation Portal Monitor (RPM) di pelabuhan-pelabuhan besar di Indonesia untuk mendeteksi keluar masuknya bahan nuklir dan/atau sumber radioaktif. Hal tersebut ditindaklanjuti dengan arahan Presiden untuk mengambil langkah-langkah yang diperlukan guna memasang RPM di seluruh pelabuhan internasional, bandar udara internasional dan pos lintas batas negara, sebagai bentuk pengawasan dan pencegahan zat radioaktif atau nuklir masuk dan keluar wilayah Indonesia secara ilegal. Sampai saat ini sudah terpasang enam RPM di Indonesia, yaitu di:

- a. Pelabuhan Belawan, Medan
- b. Pelabuhan Bitung
- c. Pelabuhan Makasar
- d. Pelabuhan Tanjung Priok, Jakarta
- e. Pelabuhan Tanjung Perak, Surabaya, dan
- f. Bandar Udara Soekarno Hatta, Cengkareng.

C. Peningkatan Koordinasi Antar K/L dan Kurangnya Infrastruktur terkait Keamanan Nuklir

Pada Tahun 2012, BAPETEN mendorong dibentuknya Tim Antar K/L dalam hal pencegahan dan pemberantasan perdagangan gelap, penyelundupan, dan *illicit trafficking* bahan nuklir atau sumber radioaktif di pelabuhan, bandara, dan batas negara. Dalam hal ini BAPETEN juga telah menandatangani beberapa Nota Kesepahaman (MoU) dengan beberapa K/L terkait untuk melaksanakan kerjasama dalam bidang pengawasan radioaktif di wilayah Indonesia, antara lain dalam rangka mencegah perdagangan gelap, penyelundupan, dan *illicit trafficking* bahan nuklir atau sumber radioaktif.

Puncaknya adalah dengan peresmian Indonesia *Center of Excellence on Nuclear Security and Emergency Preparedness (I-CoNSEP)* di Yogyakarta pada 19 Agustus 2014 lalu, berawal dari gagasan BAPETEN bersama-sama dengan K/L terkait yang

terlibat dalam keamanan nuklir dan kesiapsiagaan nuklir. I-CoNSEP bertujuan menjadi wadah koordinasi antar lembaga dalam penanganan isu-isu terkait keamanan nuklir maupun kesiapsiagaan nuklir di tingkat nasional, sehingga seluruh upaya dan kemampuan dalam bidang keamanan nuklir dan kesiapsiagaan nuklir dapat dilaksanakan secara sinergis. Sebagai wadah koordinasi antar lembaga, I-CoNSEP memerlukan suatu tempat sebagai sarana untuk mempermudah seluruh pemangku kepentingan dalam melaksanakan koordinasi, peningkatan kemampuan SDM serta penyediaan dukungan sarana prasarana.

I-CoNSEP adalah pusat keunggulan yang mengutamakan koordinasi antarlembaga dalam meningkatkan kemampuan nasional di bidang keselamatan nuklir dan kesiapan darurat. I-CoNSEP diharapkan dapat memenuhi kebutuhan sumber daya manusia dan infrastruktur yang dibutuhkan semua pemangku kepentingan di Indonesia. Dengan adanya I-CoNSEP, sinergi dan kerjasama antarlembaga dalam memperkuat keamanan nuklir dan infrastruktur kesiapsiagaan darurat nasional dapat ditingkatkan. Selain itu, I-CoNSEP diharapkan menjadi patokan dalam keamanan dan darurat kesiapan nuklir, baik di tingkat nasional, regional dan internasional [5].

Adapun K/L terkait keamanan nuklir, diantaranya adalah Kementerian Luar Negeri, Kementerian Keuangan, Kementerian Pertahanan, Kementerian Kesehatan, Kementerian Perhubungan, TNI Angkatan Darat, Kepolisian Negara Republik Indonesia, BAPETEN, Badan Nasional Penanggulangan Terorisme (BNPT), Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN), Badan Keamanan Laut, Badan Nasional Penanggulangan Bencana (BNPB), Badan Meteorologi, Klimatologi, Dan Geofisika (BMKG), dan Badan Intelijen Negara (BIN).

IV. KESIMPULAN

Tantangan aspek keamanan nuklir yang sejauh ini teridentifikasi diantaranya adalah lemahnya legislasi nasional, kurangnya sistem pengawasan keamanan nuklir dan kurangnya koordinasi antar k/l dan kurangnya infrastruktur terkait keamanan nuklir. Tantangan tersebut membatasi ruang gerak dari K/L terkait keamanan nuklir dalam membangun dan mengembangkan infrastruktur.

Adapun upaya yang dilakukan Pemerintah Indonesia untuk menghadapi tantangan yang ada antara lain melalui penguatan legislasi nasional, kurangnya sistem pengawasan keamanan nuklir dan kurangnya koordinasi antar K/L dan kurangnya infrastruktur terkait keamanan nuklir.

Sedangkan rencana aksi yang telah atau sedang dilakukan oleh Pemerintah Indonesia yang coba penulis identifikasi dalam upaya yang dilakukan untuk menghadapi tantangan yang ada dalam hal mengenai

tantangan lemahnya legislasi nasional adalah melalui penguatan legislasi nasional dengan melalui penyusunan Rancangan Undang-Undang tentang Keamanan Nuklir, pengesahan *International Convention for The Suppression of Acts on Nuclear Terrorism*, dan penyusunan *National Legislation Implementation Kit on Nuclear Security*.

Upaya yang dilakukan untuk menghadapi tantangan yang ada dalam hal mengenai tantangan kurangnya sistem pengawasan keamanan nuklir adalah melalui pengawasan barang impor dan ekspor melalui INSW, pemasangan RPM, dan peningkatan koordinasi antar K/L dan kurangnya infrastruktur terkait keamanan nuklir.

Upaya yang dilakukan untuk menghadapi tantangan yang ada dalam hal mengenai tantangan kurangnya koordinasi antar K/L dan kurangnya infrastruktur terkait keamanan nuklir adalah melalui peresmian Indonesia *Center of Excellence on Nuclear Security and Emergency Preparedness (I-CoNSEP)*.

Uraian di atas dapat disimpulkan melalui Tabel 1 sebagai berikut.

Tabel 1. Rencana Aksi Keamanan Nuklir

NO	Tantangan	Upaya Keamanan Nuklir	Rencana Aksi
1.	Lemahnya Legislasi Nasional	Penguatan Legislasi Nasional	<ul style="list-style-type: none"> •Rancangan Undang-Undang tentang Keamanan Nuklir •Pengesahan <i>International Convention for The Suppression of Acts on Nuclear Terrorism</i> •Penyusunan <i>National Legislation Implementation Kit on Nuclear Security</i>
2.	Kurangnya Sistem Pengawasan Keamanan Nuklir	Peningkatan Pengawasan Bahan Nuklir dan Sumber Radioaktif	<ul style="list-style-type: none"> •Pengawasan barang impor dan ekspor melalui Indonesian National Single Window (INSW) •Sistem Pemantau Sumber Radioaktif •Pemasangan Radiation Portal Monitor
3.	Kurangnya Koordinasi Antar K/L dan Kurangnya Infrastruktur terkait Keamanan Nuklir	Peningkatan Koordinasi Antar K/L dan Kurangnya Infrastruktur terkait Keamanan Nuklir	<ul style="list-style-type: none"> •Pembentukan I-CoNSEP

DAFTAR PUSTAKA

1. Draf RUU tentang Keamanan Nuklir
2. Lembar Negara (2014), Undang-Undang No. 12 tentang tentang Pengesahan *International Convention for the Suppression of Acts of Nuclear Terrorism* (Konvensi Internasional Penanggulangan Tindakan Terorisme Nuklir), Indonesia
3. Nuclear Legislation Implementation Kit on Nuclear Security, www.vertic.org

4. www.insw.go.id
5. www.bapeten.go.id

TANYA JAWAB DISKUSI

1. Penanya: Alfa Gunawan

Pertanyaan:

Muara/ujung untuk memperkuat keamanan nuklir di Indonesia adalah belum adanya payung hukum yang mengatur koordinasi antara K/L, kewajiban pemasangan KPM dll. Pertanyaannya adalah sudah dalam tahap mana/sejauh mana proses pengurusan rancangan undang-undang tentang keamanan nuklir?

Jawaban:

Proses pengurusan RUU tentang keamanan nuklir sudah pada tahap administrasi untuk mendapatkan izin pembahasan antar kementerian/lembaga. Sedangkan pembahasan Naskah Akademik dan muatan Pengaturan RUU ini sudah melibatkan stakeholder dari K/L terkait, sehingga muatan pengaturan RUU ini sudah siap dibahas di antara K/L hingga pada waktunya siap dimasukkan ke dalam Program Legislasi Nasional (Prolegnas) untuk dibahas bersama dengan DPR .



TINJAUAN KOMUNIKASI BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR DALAM PERATURAN DI INDONESIA

Dedi Hermawan¹ dan Mohamad Mamat²

¹Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir - BAPETEN

²Direktorat Pengaturan Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir - BAPETEN

d.hermawan@bapeten.go.id

ABSTRAK

TINJAUAN KOMUNIKASI BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR DALAM PERATURAN DI INDONESIA. Badan pengawas tenaga nuklir menurut IAEA memiliki beberapa fungsi yaitu membuat peraturan dan pedoman, menyelenggarakan proses perizinan, melakukan reviu dan pengkajian, melakukan inspeksi serta melakukan penegakan hukum. Meskipun demikian, IAEA juga menyebutkan bahwa badan pengawas juga memiliki fungsi lainnya yaitu melakukan komunikasi dan konsultasi. Peran ini juga banyak disebutkan dalam beberapa dokumen di IAEA. Dengan banyaknya rekomendasi yang terkait dengan fungsi dan peran badan pengawas dalam melakukan komunikasi dan konsultasi tersebut, perlu untuk ditelaah apakah fungsi-fungsi tersebut telah tercakup atau telah diterapkan dalam peraturan ketenaganukliran di Indonesia. Dalam makalah ini dilakukan telaah terkait komunikasi badan pengawas di dalam peraturan di Indonesia yang dibandingkan dengan dokumen rekomendasi IAEA. Hasil telaah menghasilkan bahwa belum terdapat aturan yang secara tegas terkait dengan peran komunikasi badan pengawas dalam peraturan ketenaganukliran di Indonesia. Meskipun demikian, pada kenyataannya BAPETEN telah mengikuti rekomendasi IAEA dengan melakukan beberapa good practice terkait dengan peran komunikasi ini.

Kata kunci : badan pengawas, komunikasi, IAEA, peraturan.

ABSTRACT

REVIEW OF NUCLEAR ENERGY REGULATORY AGENCY COMMUNICATION IN NUCLEAR ENERGY REGULATION IN INDONESIA. Nuclear energy regulatory bodies, based in IAEA document, have several functions such as making regulation, conducting licensing process, performing review and assessment, conducting inspection and law enforcement. However, IAEA states that the regulatory body also has another functions regarding communication and consultation. This role is also mentioned in a number of IAEA documents. With a number of recommendations related to the functions and role of regulatory bodies regarding communication and consultation, it needs to be explored whether these functions have been covered or have been applied in Indonesia's nuclear regulations. This paper carry out an assessment regarding communication of regulatory body in Indonesia's regulations compared with the IAEA recommendation document. The assessment showed that the communication of regulatory body has not been explicitly stated in Indonesia's nuclear regulations. Eventhough, in fact, BAPETEN has followed the IAEA recommendation regarding communication of regulatory body, as a good practice, in its activities.

Keywords: regulatory body, communication, IAEA, regulation.

I. PENDAHULUAN

Penggunaan tenaga nuklir di dunia telah banyak dilakukan di berbagai bidang pemanfaatan seperti untuk tenaga listrik, kedokteran, pertanian, pertambangan ataupun bidang lainnya. Meskipun memiliki berbagai kegunaan, penggunaan tenaga nuklir membutuhkan pengawasan yang sangat ketat karena memiliki potensi resiko yang cukup besar.

Oleh sebab itu, diperlukan suatu badan pengawas untuk memastikan bahwa penggunaan tenaga nuklir dapat dilakukan secara selamat dan aman.

Di Indonesia, peran badan pengawas dilakukan oleh Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN), berdasarkan Undang-Undang No. 10 tahun 1997.

Dalam dokumen *safety fundamental*, IAEA menyebutkan bahwa badan pengawas memiliki beberapa fungsi yang terkait dengan penggunaan tenaga nuklir yaitu membuat peraturan dan pedoman,

menyelenggarakan proses perizinan, melakukan reviu dan pengkajian, melakukan inspeksi serta melakukan penegakan hukum [1]. Meskipun demikian, dalam dokumen lainnya, IAEA juga menyebutkan bahwa badan pengawas juga memiliki fungsi lainnya yaitu melakukan komunikasi dan konsultasi [2].

Peran badan pengawas terkait komunikasi dan konsultasi juga banyak disebutkan di beberapa dokumen di IAEA. Bahkan IAEA juga akan menerbitkan suatu *safety guide* tersendiri yang membahas khusus tentang peran badan pengawas di bidang komunikasi dan konsultasi [3]. Saat ini draft tersebut berjudul *Communication and Consultation with Interested Parties by the Regulatory Body* dengan nomor DS 460 yang direncanakan akan diterbitkan pada tahun 2016 ini.

Dengan banyaknya rekomendasi yang terkait dengan fungsi dan peran badan pengawas dalam

melakukan komunikasi dan konsultasi tersebut, perlu untuk ditelaah apakah fungsi-fungsi tersebut telah tercakup atau telah diterapkan dalam peraturan ketenaganukliran di Indonesia.

Sampai saat ini belum terdapat suatu publikasi yang membahas tentang peran komunikasi badan pengawas tenaga nuklir berdasarkan rekomendasi IAEA serta penerapannya di Indonesia. Oleh sebab itu, dalam makalah ini akan dilakukan telaah terkait kerangka komunikasi di dalam peraturan ketenaganukliran di Indonesia yang dibandingkan dengan dokumen standar rekomendasi yang dikeluarkan oleh IAEA.

Dengan melakukan telaah ini, diharapkan dapat diketahui kondisi peraturan ketenaganukliran di Indonesia yang ditinjau dari peran badan pengawas dalam melakukan komunikasi dan konsultasi.

II. POKOK BAHASAN

Beberapa pokok permasalahan yang akan dibahas dalam makalah ini adalah:

- 2.1. Rekomendasi IAEA terkait komunikasi pada badan pengawas pada beberapa dokumen standar IAEA
- 2.2. Telaah kerangka aturan komunikasi dalam aturan ketenaganukliran di Indonesia
- 2.3. Praktek komunikasi yang dilakukan oleh BAPETEN

Metodologi yang dilakukan dalam penulisan makalah ini adalah dengan melakukan studi pustaka terhadap beberapa dokumen standar IAEA terkait dengan komunikasi badan pengawas serta membandingkannya dengan peraturan ketenaganukliran yang ada di Indonesia. Selain itu akan dijabarkan juga beberapa praktek peran komunikasi BAPETEN yang telah dilakukan selama ini.

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

3.1. Komunikasi dalam standar IAEA

Komunikasi dan konsultasi telah lama menjadi perhatian di IAEA. Hal ini dapat dilihat dari berbagai rekomendasi terkait komunikasi oleh badan pengawas yang terdapat di beberapa dokumen publikasi IAEA.

Hal ini menegaskan bahwa fungsi badan pengawas bukanlah hanya terkait dengan proses-proses pengaturan, perizinan dan inspeksi saja, namun juga mencakup fungsi lainnya yaitu melakukan komunikasi dan konsultasi.

Bahkan IAEA akan segera menerbitkan secara khusus peran badan pengawas dalam dokumen standar tersendiri tentang komunikasi dan konsultasi yang sebaiknya dilakukan oleh badan pengawas. Saat ini draft dokumen tersebut bernomor DS 460 dan sedang dalam proses penerbitan di IAEA.

Secara umum, struktur dokumen publikasi yang diterbitkan oleh IAEA terdiri dari beberapa tingkatan seperti yang dapat dilihat pada Gambar 1 berikut.



Gambar 1. Struktur Dokumen Publikasi IAEA

Safety Fundamental memberikan tujuan dan prinsip keselamatan dasar untuk proteksi dan keselamatan, serta menjadi dasar bagi *safety requirement*.

Pada *Safety Requirement* akan dijabarkan persyaratan-persyaratan yang harus dipenuhi untuk memastikan proteksi terhadap manusia dan lingkungan, baik sekarang ataupun di masa yang akan datang.

Sedangkan *Safety Guide* akan berisi rekomendasi dan panduan tentang bagaimana untuk memenuhi persyaratan keselamatan, yang merupakan consensus internasional terkait tindakan yang direkomendasikan (atau tindakan alternatif lainnya).

Pada beberapa bagian berikutnya, akan disampaikan beberapa hal yang terkait dengan peran badan pengawas dalam hal komunikasi dan konsultasi yang terdapat pada beberapa dokumen publikasi IAEA.

SF-1 Fundamental Safety Principles

Prinsip 2 : Peran Pemerintah

3.10. Badan Pengawas harus:

- Membuat cara yang tepat untuk menginformasikan kelompok di sekitar tapak, masyarakat dan pihak berkepentingan lainnya, serta media informasi terkait dengan aspek keselamatan (termasuk aspek kesehatan dan lingkungan) dari fasilitas dan aktivitas serta terkait proses pengawasan.
- Berkonsultasi dengan kelompok di sekitar tapak, masyarakat dan pihak berkepentingan lainnya, yang sesuai, dalam proses yang terbuka dan inklusif.

GSR Part 1 (Rev. 1) tentang Governmental, Legal and Regulatory Framework for Safety

Pada dokumen ini terdapat beberapa hal yang terkait dengan peran negara ataupun badan pengawas terkait dengan komunikasi ataupun konsultasi.

Bagian 2. Fungsi dan Tanggung Jawab Pemerintah
 Persyaratan 2: Penetapan Kerangka Keselamatan

2.5. Pemerintah harus menyebarluaskan hukum dan undang-undang untuk membuat ketentuan keselamatan yang efektif pada kerangka pemerintah, hukum dan pengaturan. Kerangka kerja untuk keselamatan tersebut harus ditetapkan sebagai berikut:

- (5) Ketentuan untuk keterlibatan pihak yang berkepentingan dan masukannya dalam pengambilan keputusan;

Bagian 4. Fungsi dan Tanggung Jawab Badan Pengawas

Persyaratan 36 : Komunikasi dan Konsultasi dengan Pihak yang Berkepentingan

Badan Pengawas harus mendorong pengembangan cara yang tepat untuk memberi informasi atau melakukan konsultasi dengan pihak yang berkepentingan serta masyarakat tentang resiko radiasi yang mungkin terkait dengan aktivitas dan fasilitas, dan tentang proses serta keputusan badan pengawas.

4.66. Badan pengawas harus membuat, secara langsung ataupun melalui pemegang izin, ketentuan untuk mekanisme komunikasi yang efektif, dan itu harus menyelenggarakan pertemuan untuk menginformasikan pihak yang berkepentingan serta masyarakat dan untuk menginformasikan proses pengambilan keputusan. Komunikasi ini harus mencakup hubungan seperti:

- a. komunikasi dengan pihak yang berkepentingan serta masyarakat terkait pertimbangan dan keputusan pengaturan.
- b. Komunikasi langsung dengan pihak pemerintah tingkat tinggi ketika komunikasi tersebut diperlukan dalam melakukan fungsi badan pengawas yang efektif.
- c. Komunikasi terkait dokumen dan opini dari orang atau organisasi swasta dan masyarakat terhadap badan pengawas ketika memang diperlukan dan tepat.
- d. komunikasi terkait persyaratan, pertimbangan dan keputusan badan pengawas, serta hal yang mendasarinya, kepada masyarakat.
- e. Membuat informasi terkait insiden pada aktivitas dan fasilitas, termasuk kecelakaan dan kejadian abnormal, dan informasi lainnya, yang tepat, tersedia bagi pemegang izin, badan pemerintah, organisasi nasional dan internasional serta masyarakat.

4.67. badan pengawas, dalam aktivitas dan konsultasi informasi publik, harus membuat cara yang tepat untuk menginformasikan pada pihak yang berkepentingan, masyarakat dan media berita tentang resiko radiasi

yang terkait aktivitas dan fasilitas, persyaratan untuk melindungi manusia dan lingkungan, serta proses pada badan pengawas.

Secara khusus, harus ada konsultasi melalui sebuah proses yang terbuka dan inklusif dengan pihak yang berkepentingan yang berada di sekitar fasilitas dan aktivitas pemegang izin, dan pihak berkepentingan lainnya, yang sesuai.

Pihak yang berkepentingan termasuk masyarakat harus memiliki kesempatan untuk berkonsultasi dalam proses untuk membuat keputusan peraturan yang signifikan, yang tunduk pada undang-undang nasional dan kewajiban internasional. Hasil konsultasi ini harus dipertimbangkan oleh badan pengawas secara transparan.

4.68 Pemegang izin harus menginformasikan pada masyarakat tentang resiko radiasi yang mungkin (yang timbul dari kondisi pengoperasian dan kecelakaan, termasuk kejadian dengan kemungkinan terjadi yang sangat kecil) terkait dengan pengoperasian fasilitas atau kegiatan yang dilakukan.

4.69 kegiatan informasi publik harus mencerminkan risiko radiasi yang terkait dengan fasilitas dan kegiatan, sesuai dengan pendekatan bertingkat.

GSR Part 3 tentang Proteksi dan Keselamatan Radiasi dari Sumber Radiasi

Persyaratan 3: Tanggung jawab Badan Pengawas

2.30. badan pengawas harus mengembangkan sistem pengaturan untuk perlindungan dan keselamatan yang mencakup:

- (f) ketentuan informasi bagi, dan konsultasi dengan, pihak yang terpengaruh oleh keputusannya serta, yang sesuai, masyarakat dan pihak berkepentingan lainnya [4].

GSR Part 5 Manajemen predisposal Limbah Radioaktif

Bagian 3. Tanggung Jawab Terkait dengan Manajemen predisposal Limbah Radioaktif [5]

Persyaratan 1. Kerangka Hukum dan Pengaturan

3.4. Hal-hal yang perlu dipertimbangkan oleh pemerintah mencakup:

- mendefinisikan serta menempatkan proses keseluruhan untuk pengembangan, pengoperasian dan penutupan atau dekomisioning fasilitas, termasuk persyaratan hukum pada setiap tahapan, proses pengambilan keputusan dan proses untuk keterlibatan pihak yang berkepentingan.

Persyaratan 3 : Tanggung Jawab Badan pengawas

3.8. Untuk memfasilitasi pemenuhan persyaratan peraturan, badan pengawas harus melakukan:

- mendorong dialog diantara serta berpartisipasi dalam dialog dengan operator dan pihak berkepentingan lainnya

Dari beberapa dokumen IAEA yang mencakup komunikasi serta konsultasi pada bagian sebelumnya dapat dilihat bahwa Badan Pengawas juga berperan penting untuk melakukan peran komunikasi dan konsultasi.

Secara umum, dari beberapa dokumen rekomendasi IAEA yang telah dibahas disebutkan di atas dapat disimpulkan beberapa peran badan pengawas dalam hal komunikasi dan konsultasi, yang diantaranya adalah:

- Memberikan informasi bagi pihak yang berkepentingan terkait resiko radiasi yang mungkin diterima akibat fasilitas dan aktivitas, proses pengawasan dan keputusannya
- Mengembangkan sistem pengaturan yang mencakup ketentuan informasi bagi pihak yang berkepentingan, dengan pengecualian hukum nasional, termasuk:
 - Persyaratan keselamatan, proses pengaturan, pertimbangan dan keputusan serta hal yang mendasarinya
 - Resiko radiasi, kejadian abnormal dan kecelakaan
 - Hasil dari program pemantauan sumber dan lingkungan serta kajian dosis terhadap paparan masyarakat
 - Memberikan informasi dan menyediakan pada pihak berkepentingan terkait peraturan dan pedoman keselamatan.

3.2. Komunikasi Badan Pengawas dalam Peraturan di Indonesia

III.2.1. Peraturan terkait Komunikasi Badan Pengawas di Indonesia

Peraturan yang terkait dengan komunikasi badan pengawas dapat berasal dari peraturan ketenaganukliran yang dikeluarkan oleh BAPETEN ataupun dapat tercakup oleh peraturan umum lainnya di Indonesia.

Untuk peraturan di BAPETEN, tidak terdapat Peraturan Kepala BAPETEN yang secara tegas mengamanatkan kepada unit kerja di lingkungan BAPETEN untuk melakukan konsultasi dan pemberian informasi bagi publik dan pihak berkepentingan yang akan terkena dampak dari keputusan seperti pemberian izin untuk suatu instalasi. Pada Undang-Undang No. 10 tahun 1997 tentang Ketenaganukliran pun tidak ada amanat untuk melakukan pemberian informasi dan konsultasi bagi

publik dan pihak berkepentingan, yang ada hanya adanya kewajiban melakukan konsultasi dengan Dewan Perwakilan Rakyat (DPR) dalam hal pembangunan reaktor nuklir komersial berupa PLTN [6].

Proses komunikasi BAPETEN dengan publik dan pihak berkepentingan serta lainnya yang dipandu oleh pernyataan kebijakan internal BAPETEN pada layanan informasi publik. Sesuai dengan Undang-Undang No. 14 tahun 2008 tentang Keterbukaan Informasi Publik, dimana pada Pasal 4 ayat (1) disebutkan bahwa Setiap Orang berhak memperoleh Informasi Publik sesuai dengan ketentuan Undang-Undang ini [7]. Terkait dengan hal ini, BAPETEN telah menerbitkan Peraturan Kepala (Perka) BAPETEN No. 9 tahun 2012 tentang Standar Layanan Pengelolaan Informasi Publik di Lingkungan Badan Pengawas Tenaga Nuklir. Perka BAPETEN tersebut memiliki tujuan yaitu untuk menjamin pemenuhan hak warga negara untuk memperoleh akses Informasi Publik di BAPETEN dan dapat menjamin terwujudnya tujuan penyelenggaraan keterbukaan Informasi Publik. Sehingga warga negara dapat mengetahui kegiatan dan apa yang dikerjakan oleh BAPETEN sebagai badan publik [8].

Adapun informasi yang wajib disediakan dan dirumuskan oleh badan publik, diantaranya:

1. informasi yang wajib disediakan dan dirumuskan secara berkala
2. informasi yang wajib diumumkan serta merta
3. informasi yang wajib tersedia setiap saat, dan
4. informasi resume pelayanan

BAPETEN memperkenalkan proses penanganan bertanya publik (melalui sistem manajemen). Proses formal ini meliputi prosedur khusus untuk berbagai bentuk pertanyaan publik (tertulis, surel, telepon). Antara lain, prosedur khusus ini menentukan tenggat waktu untuk menanggapi berbagai jenis bertanya (4 sampai 5 hari kerja), kriteria penolakan, bentuk, sistem pengumpulan data, dan lainnya. Informasi tentang keamanan, bahan nuklir, detail pada desain nuklir, data pribadi, dan lainnya, tidak akan dipublikasikan. Sesuai dengan UU keterbukaan informasi publik penolakan untuk informasi dapat mengajukan banding ke Komisi Informasi Publik, sebuah badan pemerintah di tingkat BAPETEN, yang akan membuat keputusan akhir tentang pengungkapan atau penolakan informasi. Sesuai dengan Berita Acara Uji Konsekuensi Nomor 1092A/BHO/X-2014, terdapat 19 (sembilan belas) materi informasi dan data yang dikecualikan, yaitu:

1. Informasi pengembangan RDBMS untuk SERASI, Perijinan FRZR, Inspeksi FRZR, Pekerja Radiasi, Evaluasi Dosis dan Perijinan IBN.
2. Informasi Pengembangan RDBMS untuk Balis Online.
3. Rencana Penyelenggaraan Inspeksi Sewaktu-waktu.
4. Dokumen Laporan Hasil Inspeksi.

5. Dokumen Data sumber radioaktif dan bahan nuklir.
6. Data sistem proteksi fisik/security.
7. Daftar informasi desain bahan nuklir (DIQ).
8. Informasi tentang Jumlah dan kategori bahan nuklir.
9. Laporan Hasil Kajian (LHK) yang dapat mengakibatkan kerugian pada pihak lain.
10. Dokumen program kedaruratan nuklir pemegang izin.
11. Dokumen LAK pemegang ijin terkait program kedaruratan nuklir.
12. Dokumen Program Jaminan Mutu (PJM) pemegang izin.
13. Dokumen dan Data yang berhubungan keamanan (proteksi fisik) dengan instalasi pemegang izin.
14. Dokumen Hasil audit mutu PJM pemegang izin.
15. Daftar pelaksanaan penilaian pekerjaan (DP3).
16. Proses berita acara pemeriksaan hukuman disiplin pegawai.
17. Dokumen arsip personal pegawai.
18. Data hasil pemantauan kesehatan.
19. Proses Berita Acara Pertimbangan Jabatan dan Kepangkatan.

Untuk komunikasi dan konsultasi dengan lembaga / negara pemerintah, pemerintah daerah dan lokal dan kota, berlaku Undang-Undang No. 30 tahun 2014 tentang Administrasi Pemerintahan. Implementasi UU baru ini membawa pendekatan publik sebagai item baru untuk kegiatan komunikasi BAPETEN. Untuk hal ini BAPETEN berencana melakukan kampanye penjangkauan, seperti salah satunya diarahkan ke otoritas lokal di daerah yang terkena dampak kegiatan penambangan uranium.

Terkait informasi bagi publik pada saat penanggulangan kedaruratan nuklir, BAPETEN telah menerbitkan Peraturan Pemerintah (PP) No. 54 tahun 2012 tentang Keselamatan dan Keamanan Instalasi Nuklir pada Pasal 78 ayat (2) huruf e disebutkan pengaturan mengenai salah satu kewajiban pemegang izin pada saat penanggulangan kedaruratan nuklir yaitu pemberian informasi dan instruksi kepada pekerja dan masyarakat sekitar secara cepat dan tepat dan pemberian informasi kepada media [9].

III.2.2. Praktek Komunikasi Badan Pengawas di Indonesia

Walaupun belum tercantum secara spesifik terkait peran BAPETEN dalam hal komunikasi dalam peraturan ketenaganukliran, pada kenyataannya unit kerja di lingkungan BAPETEN telah melakukan beberapa *good practice* terkait hal ini.

Salah satunya adalah terdapatnya proses konsultasi publik dalam penyusunan peraturan perundang-undangan, dimana BAPETEN mengundang pihak berkepentingan seperti masyarakat, akademisi, pemegang izin, instansi terkait dalam hal untuk

mendapatkan masukan terhadap rancangan peraturan perundang-undangan yang sedang disusun. Hal tersebut didasarkan pada UU No. 12 tahun 2011 tentang Pembentukan Peraturan Perundang-undangan. Disana terdapat pengaturan mengenai partisipasi masyarakat, seperti yang terdapat pada Pasal 96 ayat (1) dimana adanya jaminan bahwa masyarakat berhak memberikan masukan secara lisan dan/atau tertulis dalam pembentukan peraturan perundang-undangan dan pada ayat (2) masukan secara lisan dan/tertulis dapat dilakukan melalui antara lain rapat dengar pendapat umum yang dapat diartikan sebagai *public hearing* [10].

Partisipasi masyarakat dalam pembuatan peraturan juga dimungkinkan dimana draft peraturan dikemukakan melalui website BAPETEN untuk mendapatkan masukan dari pihak eksternal terhadap peraturan yang sedang disusun.

Ada juga pelaksanaan sosialisasi dan komunikasi, dimana unit kerja di BAPETEN melakukan sosialisasi dan komunikasi kepada publik dan pihak berkepentingan di sekitar instalasi nuklir/radiasi baik yang akan dibangun maupun yang sudah dibangun tentang resiko radiasi yang mungkin terkait dengan fasilitas dan kegiatan apabila terjadi kecelakaan nuklir/radiasi. Pada kegiatan ini publik dan pihak berkepentingan diberikan pengetahuan mengenai instalasi apa yang akan dibangun/sudah dibangun dan dibangun tentang resiko radiasi yang mungkin terkait dengan fasilitas dan kegiatan apabila terjadi kecelakaan nuklir/radiasi dan langkah-langkah apa yang perlu dilakukan pada saat penanggulangan kedaruratan nuklir/radiasi. tentang risiko radiasi. Sedangkan khusus untuk sosialisasi dan komunikasi dalam rangka rencana pembangunan suatu instalasi nuklir/radiasi maka dijelaskan juga tentang proses perizinan dan keputusan dari badan pengawas.

Walaupun demikian, berdasarkan *Safety Standards Series* IAEA GS-G-1.3 BAPETEN disarankan untuk mempertimbangkan sarana bagi publik untuk dapat mengakses informasi tentang laporan inspeksi, prosedur, dan temuan untuk menjaga kepercayaan publik kepada BAPETEN, seperti halnya dilakukan negara-negara lain sebagai *good practice*. Untuk mengakomodasi hal ini BAPETEN akan menindaklanjuti hal tersebut dengan menyediakan ikhtisar laporan inspeksi ke publik melalui website BAPETEN, membagi status (indeks keselamatan dan keamanan) fasilitas radiasi dan zat radioaktif, dan menyediakan prosedur inspeksi kepada *interested parties* ketika diminta.

BAPETEN juga menerbitkan laporan tahunan, laporan keselamatan tahunan, akuntabilitas dan laporan kinerja, dan laporan negara untuk IAEA secara periodik.

Situs web BAPETEN digunakan untuk segala macam komunikasi dan konsultasi dengan pihak yang

berkepentingan. Misalnya, melalui situs web adalah mungkin berlaku secara elektronik untuk proses perizinan / persetujuan / izin tertentu. Informasi tentang berbagai aktivitas diterbitkan di sana juga.

Terkait dengan keterbukaan informasi publik, BAPETEN telah menyediakan portal pada laman BAPETEN yang memungkinkan dan memudahkan pihak berkepentingan meminta informasi yang diperlukan. Pada tabel 1 berikut dapat dilihat ringkasan dari permohonan layanan informasi publik yang ditujukan kepada BAPETEN pada tahun 2015, baik itu melalui lisan, tulisan ataupun email. Dari seluruh permohonan informasi yang diajukan pada tahun 2015 dapat dilihat bahwa sebagian besar informasi yang diajukan telah ditindaklanjuti kepada pemohon. Meskipun demikian, apabila informasi yang diminta merupakan hal yang dikecualikan, maka BAPETEN memiliki kewenangan untuk tidak memberikan informasi yang dimaksud.

Tabel 1. Ringkasan Layanan Informasi Publik tahun 2015 [11]

Waktu	Jumlah Permohonan	Jumlah yang Dikabulkan
TW 1	1076	1076
TW 2	1715	1714
TW 3	954	954
TW 4	1673	1673

Upaya-upaya seperti ini membantu untuk meningkatkan visibilitas BAPETEN di kalangan masyarakat Indonesia. Peningkatan dan pengembangan terus-menerus dalam hal komunikasi dan konsultasi melalui website juga akan mengembangkan budaya transparansi, akuntabilitas dan integritas yang akan mempromosikan persepsi BAPETEN sebagai badan pengawas yang kompeten dan independen.

IV. KESIMPULAN

Dari hasil penelaahan terhadap beberapa rekomendasi IAEA terkait peran badan pengawas dalam hal komunikasi, serta membandingkannya dengan peraturan yang ada di Indonesia maka dapat diambil beberapa kesimpulan sebagai berikut:

- Peran badan pengawas dalam hal komunikasi merupakan hal yang penting dan telah banyak terdapat dalam dokumen rekomendasi IAEA.
- Belum terdapat aturan yang secara tegas terkait dengan peran komunikasi badan pengawas dalam peraturan ketenaganukliran di Indonesia.
- Meskipun demikian, pada prakteknya, BAPETEN telah melaksanakan rekomendasi IAEA terkait dengan peran komunikasi badan pengawas.

DAFTAR PUSTAKA

1. IAEA (2006), SF - 1 – Fundamental Safety Principles, Vienna
2. IAEA (2016), GSR Part 1 (rev 1) - Governmental, Legal and Regulatory Framework for Safety, Vienna
3. IAEA (2014), DS 460 - Communication and Consultation with Interested Parties by the Regulatory Body, Vienna
4. IAEA (2014), GSR Part 3 - Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards, Vienna
5. IAEA (2009), GSR Part 5 - Predisposal Management of Radioactive Waste, Vienna
6. Lembar Negara (1999), Undang-Undang No. 10 tentang Ketenaganukliran, Indonesia
7. Lembar Negara (2008), Undang-Undang No. 14 tentang Keterbukaan Informasi Publik, Indonesia
8. BAPETEN (2012), Peraturan Kepala BAPETEN No. 9 tahun 2012 tentang Standar Layanan Pengelolaan Informasi Publik di Lingkungan Badan Pengawas Tenaga Nuklir, Indonesia
9. Lembar Negara (2012), Peraturan Pemerintah No. 54 tahun 2012 tentang Keselamatan dan Keamanan Instalasi Nuklir, Indonesia
10. Lembar Negara (2011), Undang-Undang No. 12 tentang Pembentukan Peraturan Perundang-undangan, Indonesia
11. http://www.bapeten.go.id/?page_id=14953



PENERAPAN MANAJEMEN PENGETAHUAN DI BAPETEN SEBAGAI IMPLEMENTASI DARI AMANAH REFORMASI BIROKRASI

Manda Fermilia, Donni Taufiq, Widi Laksmono

Direktorat Pengaturan Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir – BAPETEN

m.fermilia@bapeten.go.id

ABSTRAK

PENERAPAN MANAJEMEN PENGETAHUAN DI BAPETEN SEBAGAI IMPLEMENTASI DARI AMANAH REFORMASI BIROKRASI. Pengertian pengetahuan (*knowledge*) dan manajemen pengetahuan (*knowledge management*) sulit untuk didefinisikan. Masing-masing memiliki arti tersendiri. Makalah ini menyediakan kerangka kerja bagi badan pengawas khususnya BAPETEN untuk dapat mengimplementasikan manajemen pengetahuan di semua lini organisasi termasuk diantaranya adalah mengkarakterisasi berbagai alat dan teknik manajemen pengetahuan yang cocok untuk organisasi. BAPETEN sebagai badan pengawas pemanfaatan tenaga nuklir yang statusnya adalah lembaga pemerintahan sebaiknya mulai menerapkan manajemen pengetahuan agar manusia dan pengetahuan sebagai aset yang sangat penting saat ini tidak hilang dimasa mendatang. Lembaga pemerintahan yang statusnya bukan lembaga profit memiliki kekhasan tersendiri yang tidak mungkin disamakan dengan lembaga profit dalam mengimplementasikan manajemen pengetahuan. Alat dan teknik yang digunakan untuk mengaplikasikan manajemen pengetahuan dalam badan pengawas disesuaikan dengan kekhususan pengetahuan dan pegawai dalam hal ini aset yang dimiliki oleh BAPETEN. Penerapan manajemen pengetahuan diawali dengan proses SECI (Socialization, Eksternalization, Combination dan Internalization) yang mampu merubah *tacit knowledge* menjadi *explicit knowledge* pada prosesnya. Selanjutnya penerapan tersebut diikuti dengan budaya *sharing knowledge* dan penerapan sistem manajemen pengetahuan dalam organisasi.

Kata kunci: manajemen pengetahuan (*knowledge management*), *tacit knowledge*, *explicit knowledge*, *sharing knowledge*.

ABSTRACT

APPLICATION OF KNOWLEDGE MANAGEMENT IN BAPETEN AS IMPLEMENTATION TRUSTEES OF BUREAUCRACY REFORM. Understanding knowledge and knowledge management is difficult to define. Each part has its own meaning. This paper provides a framework for the regulatory especially BAPETEN to be able to implement knowledge management organizations in all lines including the characterization of a variety of knowledge management tools and techniques suitable for the organization. BAPETEN as watchdog utilization of nuclear power whose status is government agencies should begin to implement knowledge management so the knowledge of the employee will not lose in the future. Government agencies which is not a profit agency has its own peculiarities that may not be equal to profit agency in the implementation of knowledge management. Tools used for knowledge management in the regulatory body adapted is specific to the knowledge and employee in this case the assets owned by BAPETEN. Implementation of knowledge management process begins with the SECI (Socialization, Eksternalization, Combination and Internalization) which is able to transform *tacit knowledge* into *explicit knowledge* in the process. The process will follow with *sharing knowledge* and application of knowledge management systems in organization.

Keywords: *knowledge management*, *tacit knowledge*, *explicit knowledge*, *sharing knowledge*.

I. PENDAHULUAN

Konsep Knowledge Management

Terminologi pengetahuan (*knowledge*) telah diperkenalkan oleh Henry pada tahun 1974 pertama kalinya. Pengetahuan (*knowledge*) dapat dibagi menjadi dua: (pertama) *tacit knowledge* yaitu pengetahuan yang berbentuk *know-how*, berdasarkan pengalaman, kemampuan dan pemahaman seseorang terhadap suatu masalah yang pernah dihadapi dan (kedua) *explicit knowledge* yaitu pengetahuan yang tertulis, tersip, tersebar baik cetak maupun elektronik dan bisa sebagai bahan pembelajaran untuk orang lain.

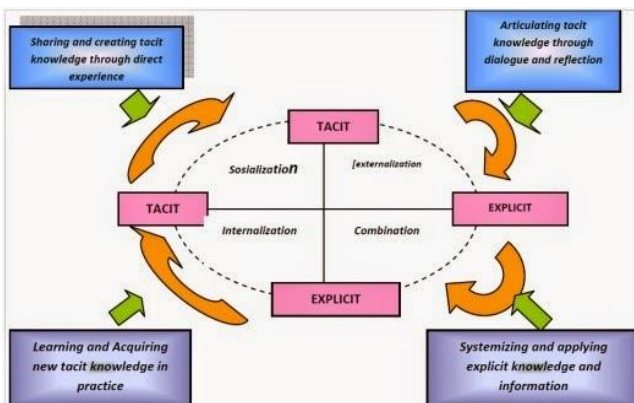
Pengelolaan dari *explicit knowledge* ini lebih mudah karena sudah tercetak dalam bentuk buku, dokumentasi yang tersimpan di dalam perusahaan ataupun dalam sarana blog yang dewasa ini begitu menjamur. Sedangkan pengelolaan untuk *tacit knowledge* lebih sulit karena masih tersimpan dalam pikiran beberapa orang. Sehingga memerlukan perlakuan khusus dalam menanganinya.

Istilah yang dikemukakan Groff & Jones (2003:2) mengemukakan definisi *knowledge management* bahwa, "*knowledge management is taken as tools, techniques and strategies to retain, analyze, organize,*

improve and share business expertise.” Knowledge management adalah alat, teknik, strategi untuk menyimpan, menganalisis, mengorganisir, meningkatkan dan membagikan pengalaman bisnis. Adapun istilah manajemen pengetahuan (*knowledge management*) yang dikenal luas di dunia bisnis adalah suatu pengelolaan sumber daya untuk dapat menangkap, menyimpan, menyebarluaskan dan menggunakan pengetahuan-pengetahuan yang dimiliki organisasi untuk menjadikan organisasi lebih baik dari waktu ke waktu (Smith, 1971 dalam Wallace 2007; Dalkir, 2005; Nonaka dan Takeuchi, 1995).

Dari pendapat beberapa ahli di atas, dapat kita ambil kesimpulan bahwa konsep *knowledge management* yaitu suatu sistem atau alat untuk mengelola sumber daya (aset organisasi) tidak berwujud (pengetahuan) untuk mencapai tujuan organisasi baik itu organisasi profit maupun non profit. Menurut Liebowitz (1999), dalam penerapan *knowledge management* terdapat tiga proses dasar yaitu : (pertama) penciptaan pengetahuan (*knowledge creation*), (kedua) pembagian pengetahuan (*knowledge sharing*), dan (ketiga) penerapan pengetahuan (*knowledge implementing*).

- Penciptaan pengetahuan, dilakukan dengan proses berikut ini :



Gambar 1 : Penciptaan Knowledge Management

Sumber : Nonaka dan Takeuchi (2004), Tenry (2014)

Berdasarkan gambar di atas, proses penciptaan pengetahuan terdiri dari : *socialization* (sosialisasi), *externalization* (eksternalisasi), *combination* (kombinasi), dan *internalization* (internalisasi) atau dalam dunia manajemen dikenal dengan SECI.

Proses **sosialisasi** merupakan perubahan pengetahuan dari *tacit knowledge* orang perseorangan ke *tacit knowledge* suatu kelompok. Proses sosialisasi dapat dilakukan dengan banyak cara antara lain melalui pertemuan tatap muka seperti rapat, diskusi, pertemuan bulanan, pendidikan dan pelatihan (*training*) dengan mengubah *tacit trainer* menjadi *tacit knowledge* para karyawan. Selanjutnya proses

eksternalisasi merupakan perubahan pengetahuan dari *tacit knowledge* ke *explicit knowledge*. Proses eksternalisasi dapat terwujud di antaranya melalui pendokumentasian notulen rapat atau hasil diskusi (yang merupakan bentuk eksplisit dari *knowledge* yang tercipta saat diadakannya pertemuan/sosialisasi) ke dalam bentuk elektronik untuk kemudian disimpan dan dipublikasikan bagi yang membutuhkan melalui sistem informasi yang ada di organisasi. Kemudian untuk proses **kombinasi** terjadi ketika *knowledge* yang bersifat *explicit* ditransfer menjadi *explicit knowledge*. Sedangkan proses terakhir yaitu **internalisasi** terbentuk melalui perubahan *explicit knowledge* ke *tacit knowledge*.

Knowledge Management pada lembaga Pemerintahan

Dalam terminologi lembaga pemerintahan atau organisasi publik, perubahan yang terjadi di era globalisasi dan otonomi daerah dewasa ini menjadi tantangan dan tanggung jawab besar pemerintah dalam melaksanakan pelayanan publik. Hal ini menuntut terciptanya organisasi pemerintah yang semakin cerdas dan mampu melakukan berbagai inovasi.

Manajemen pengetahuan (*knowledge management*) saat ini tidak hanya dikenal dalam perusahaan swasta, tetapi juga sudah dikenal pada organisasi pemerintahan (*public sector*). Setiadi, dkk (2011) mengungkapkan bahwa penerapan manajemen pengetahuan (*knowledge management*) di organisasi pemerintahan hampir sama dengan organisasi swasta. Namun yang menjadi pembedanya adalah tujuan akhirnya, organisasi swasta tujuannya adalah profit, sedangkan organisasi pemerintahan tujuan akhirnya adalah peningkatan layanan publik. Inisiasi penerapan manajemen pengetahuan dalam organisasi pemerintahan telah ditunjukkan sejumlah literatur. Tujuan penerapan manajemen pengetahuan (*knowledge management*) pada organisasi pemerintahan untuk mempermudah proses penciptaan, pengumpulan, penyimpanan, dan berbagi-tukar pengetahuan (*knowledge sharing*), menutup kesenjangan pengetahuan antara satu karyawan dengan karyawan lainnya dan meningkatkan kemampuan organisasi dalam mengelola aset intelektual, pengetahuan dan pengalaman yang ada (Bappenas, 2011; Ningky, 2010, Tenry Nur Amriani 2014).

Pedoman pelaksanaan program manajemen pengetahuan oleh Menteri Negara Pendayagunaan Aparatur Negara dan reformasi Birokrasi baru diterbitkan, pada tahun 2011, hal tersebut sebagai salah satu sebab penerapan manajemen pengetahuan (*knowledge management*), khususnya pada organisasi pemerintahan di Indonesia sampai awal tahun 2014 belum begitu terdengar. Selain itu penerapan manajemen pengetahuan masih diperuntukkan untuk Unit Pengelola Reformasi Birokrasi Nasional (UPRBN) dalam mengelola forum manajemen pengetahuan yang dapat dimanfaatkan sebagai

knowledge sharing yang berguna baik dalam perumusan kebijakan reformasi birokrasi nasional dan juga sebagai *benchmarking* bagi Kementerian/Lembaga dan Pemerintah Daerah (Menteri Negara Pendayagunaan Aparatur Negara dan Reformasi Birokrasi, 2011) sehingga penerapan manajemen pengetahuan belum menyentuh ke unit-unit organisasi pemerintahan, yakni Kantor/Lembaga/Pemerintah Daerah/Instansi (K/L/D/I). Padahal idealnya, dapat diterapkan pada seluruh atau sebagian K/L/D/I yang banyak mengelola pengetahuan dalam bentuk inovasi atau peraturan-peraturan.

BAPETEN sebagai salah satu instansi yang banyak mengelola pengetahuan dalam bentuk peraturan-peraturan hendaknya sudah mulai menerapkan manajemen pengetahuan (*knowledge management*) agar organisasi BAPETEN mampu melaksanakan fungsinya secara efektif akibat tidak adanya *gap* pengetahuan pada setiap elemen organisasi.

II. HASIL DAN PEMBAHASAN

Implementasi manajemen pengetahuan (km) di BAPETEN

Saat ini BAPETEN sebagai badan Regulasi Indonesia memiliki 416 staf total dengan 212 staf dialokasikan untuk unit teknis terkait dengan fungsi regulasi dan 204 staf dialokasikan untuk unit administratif. Untuk unit teknis, 94 staf bekerja di instalasi dan bahan nuklir, 99 staf bekerja di fasilitas radiasi dan radioaktif dan 19 staf bekerja di bidang yang terkait dengan dukungan keteknikan, sistem manajemen dan kesiapsiagaan nuklir. Latar belakang pendidikan karyawan yang bergelar doktor 10 orang, master 111 orang, dan sarjana 209 orang. Dan semua pada rentang usia antara 31 dan 40 tahun (62%). Hanya 9% dari karyawan BAPETEN berada di usia antara 21 dan 30 tahun. Dalam usianya yang menginjak 18 tahun pada tahun 2016 ini, sudah banyak karyawan BAPETEN yang menjalani masa pensiun. Banyak pengetahuan *tacit* mereka yang belum sempat didokumentasikan menjadi pengetahuan *explicit* dikarenakan pada waktu itu BAPETEN belum memiliki suatu sistem manajemen pengetahuan.

Berdasarkan pemaparan teori dan konsep KM di atas, berikut ini beberapa metode dan tahapan penerapan atau implementasi KM organisasi publik atau pemerintah khususnya BAPETEN.

1. Kegiatan Penciptaan Pengetahuan (*Knowledge Creation*)

Kegiatan penciptaan pengetahuan dilakukan melalui kegiatan SECI (Sosialisasi, Eksternalisasi, Kombinasi dan Internalisasi).

a. Proses sosialisasi dilakukan melalui pembicaraan informal (seperti diskusi tukar pikiran pengalaman baru (*best practices exchange*) di antara karyawan), observasi, dialog dengan para *stakeholders* dan

pengalaman lembaga lainnya. Proses sosialisasi tersebut telah sering dilakukan di BAPETEN baik dalam forum pimpinan maupun forum-forum diskusi teknis. Sosialisasi dalam bentuk lain yang telah dilakukan adalah sosialisasi dari karyawan yang telah mengikuti diklat atau *training*. Karyawan tersebut dapat membagikan ilmu ataupun informasi yang didapatkan dari diklat atau *training* kepada karyawan lainnya. Dengan demikian, *knowledge* atau pengetahuan karyawan tersebut dapat ditransfer menjadi pengetahuan bersama.

- b. Proses eksternalisasi dilakukan melalui pendokumentasian notulen rapat atau hasil diskusi (yang merupakan bentuk eksplisit dari *knowledge* yang tercipta saat diadakannya pertemuan/sosialisasi) ke dalam bentuk file dokumentasi atau elektronik. Upaya mendokumentasikan hasil kegiatan *knowledge sharing* melalui sosialisasi yang sudah dilakukan karyawan itu, perlu mendapatkan perhatian khusus baik pada tingkat pimpinan agar dapat dijadikan sebagai modal *organizational knowledge*. Untuk mendokumentasikan hasil *knowledge sharing* yang baik jelas dibutuhkan suatu repository atau tempat penyimpanan khusus. Saat ini tempat penyimpanan khusus yang menjadi bagian penting dalam sistem manajemen pengetahuan belum terbentuk.
- c. Proses kombinasi dilakukan dengan melakukan penyusunan sistem *knowledge management* berdasarkan pada topik, penerapan konsep dalam misi dan operasionalisasi konsep dalam fungsi manajemen. Dapat dilakukan dengan cara melakukan pertukaran dokumen kerja yang dilakukan antar karyawan. Jadi pengetahuan yang sudah terdokumentasikan melalui proses eksternalisasi di atas seperti hasil rapat, hasil diklat atau *training*, kembali disharing atau dibagikan kepada rekan kerja lain untuk saling bertukar informasi atau pengetahuan. Proses kombinasi itu dapat dimediasi melalui intranet atau forum diskusi, database organisasi dan internet. Di beberapa unit kerja teknis sudah ada yang mengaplikasikan proses pertukaran dokumen kerja melalui media internet. Sehingga siapapun yang membutuhkan dokumen tertentu langsung dapat mengakses melalui internet.
- d. Proses internalisasi merupakan perubahan dari *explicit knowledge* ke *tacit knowledge* yang dapat dilakukan dengan cara memperoleh pengetahuan atau informasi melalui media intranet (database organisasi), internet ataupun media massa (majalah, koran dan lainnya). Proses internalisasi ini menjadi salah satu bagian dari *knowledge creation* yang cukup penting juga karena melalui pencarian informasi yang beragam dengan berbagai media yang digunakan tidak hanya bisa menambah pengetahuan yang dimiliki seorang

karyawan tapi juga bisa untuk di-sharingkan kepada rekan kerjanya.

2. Kegiatan Berbagi Pengetahuan (*Knowledge Sharing*)

Kegiatan berbagi pengetahuan dapat dilakukan di antaranya dengan cara :

- a. Penggunaan weblog baik pribadi maupun institusi. Blog ini berisi tulisan, artikel atau pengalaman untuk melakukan *sharing knowledge*. Namun, rendahnya interaksi melalui media IT, blog atau chat relatif dirasakan kurang praktis oleh sebagian karyawan sehingga cenderung memilih *sharing* dan berinteraksi langsung menggunakan media telepon atau telepon genggam.
- b. Penggunaan media interaktif melalui sistem informasi yang ada di organisasi dan disesuaikan sesuai dengan kebutuhan organisasi, seperti : *tele-conference*, email, intranet, *mailing list*, *web discussion-forum*, *web conference*.
- c. Dokumentasi hasil rapat, seminar, workshop atau training dalam bentuk prosiding dan lainnya yang selanjutnya disebarluaskan kepada unsur-unsur organisasi pemerintah.

Ketiga sarana *sharing knowledge* telah diterapkan di BAPETEN, meskipun masih membutuhkan beberapa perbaikan berkesinambungan terkait dengan pembiasaan diri karyawan dan pemeliharaan sarana media interaktif.

3. Kegiatan Penerapan Pengetahuan (*Knowledge Implementing*)

Kegiatan penerapan *knowledge management* dilakukan dengan langkah-langkah sebagai berikut :



Gambar 2: Tahapan Penerapan *Knowledge Management*

Sumber: Amrit Tiwana (2002), Tenry (2014) (dimodifikasi)

Berdasarkan gambar di atas, penerapan *Knowledge Management* dapat dilakukan melalui empat tahapan :

- 1. Tahap evaluasi infrastruktur, yang terdiri dari menganalisis infrastruktur yang tersedia dan menyesuaikan dengan strategi bisnis organisasi yang ingin dicapai ;
- 2. Tahap merancang desain *Knowledge Management System* (KMS) yang terdiri dari mendesain infrastruktur KMS, menilai pengetahuan-pengetahuan yang ada, mendesain tim KMS, membuat cetak biru KM, dan mengembangkan KMS dan merancang pengembangannya ;
- 3. Tahap pengembangan yang terdiri dari penyebaran KM, penerapan metodologi KMS, mengelola dan menyusun perubahan, budaya dan *reward system* ;
- 4. Tahap evaluasi, dengan mengevaluasi kinerja dan dampak KMS bagi organisasi serta perbaikan atau pengembangan KMS.

Dari beberapa pertimbangan diatas penulis menyimpulkan bahwa KM di BAPETEN adalah implementasi dari amanat IAEA dan amanat reformasi birokrasi di Indonesia. Meski baru dalam tahap pertama yaitu penciptaan pengetahuan (*knowledge creation*), BAPETEN telah menjalankan prinsip SECI. Belum semua unit kerja melaksanakan amanah ini, beberapa sudah diantaranya Direktorat Pengaturan IBN yang senantiasa melakukan *sharing knowledge* melalui sistem database menggunakan salah satu browser serta mewadahi kegiatan *sharing knowledge* antar karyawan yang memiliki pengetahuan yang harus ditransfer dalam kegiatan sistem manajemen. Selain itu Balai Pendidikan dan Latihan juga sudah lama menerapkan kegiatan *sharing knowledge* bagi karyawan yang telah berpartisipasi mengikuti pelatihan baik di dalam maupun di luar negeri. Ada beberapa unit kerja lain yang juga telah mengaplikasikan kegiatan manajemen pengetahuan ini.

Namun sebaiknya, agar proses penerapan *knowledge management* ini berjalan dengan baik dan terus menerus BAPETEN harus mempunyai satu sistem yang terintegrasi antara satu unit dengan unit lainnya beserta sistem repository sebagai penunjang program ini sehingga tujuan dari manajemen pengetahuan ini untuk merubah dari tacit knowledge menjadi explicit knowledge dapat tercapai.

III. KESIMPULAN

Manfaat KM tidak terbatas. Jika KM dapat diimplementasikan dengan sukses diselaraskan dengan struktur dan budaya organisasi BAPETEN, hal tersebut dapat merupakan sumber yang berkelanjutan bahkan kunci untuk kelangsungan hidup organisasi. Pada intinya, KM memungkinkan institusi dalam hal ini BAPETEN untuk membangun kapasitas organisasi dengan baik dengan cara memanfaatkan aset yang mereka miliki dengan efektif dan efisien.

Salah satu keberhasilan penerapan sistem manajemen pengetahuan ini adalah dengan partisipasi aktif dan dukungan dari pimpinan sebagai manajemen puncak untuk terus memberikan dukungan terhadap setiap unit kerja yang ada di BAPETEN. Bentuk dukungan nyata pimpinan adalah memberikan kesempatan kepada karyawan dengan membentuk suatu sistem knowledge management beserta repository data base. Selain itu, pimpinan dapat sering memberikan wejangan kepada karyawan tentang pentingnya knowledge management diterapkan, dan apabila diperlukan dapat terjun langsung dalam memulai sharing knowledge ilmu tacit yang para pimpinan miliki. Tanpa dukungan dari pihak pimpinan, mustahil sistem manajemen pengetahuan akan terbangun dengan baik karena sistem ini kan berhasil dengan kolaborasi antara manajerial dengan karyawan.

DAFTAR PUSTAKA

1. Bray, David. "SSRN-Literature Review – Knowledge Management Research at the Organizational Level". Papers.ssrn.com. Retrieved 18 April 2013;
2. Nonaka, Ikujiro (1991). "The knowledge creating company". *Harvard Business Review* **69** (6): 96–104;
3. Nonaka, Ikujiro; von Krogh, Georg (2009). "Tacit Knowledge and Knowledge Conversion: Controversy and Advancement in Organizational Knowledge Creation Theory". *Organization Science* **20** (3): 635–652. doi:10.1287/orsc.1080.0412.;
4. Liebowitz, J. (1999), Key ingredients to the success of an organization's knowledge management strategy, *Knowledge and process Management*, Vol. 6,(1), 37-40.
5. Setiadi, Farisya., dkk. 2011. Model Government Knowledge Management System Untuk Mewujudkan Transparansi Dan Partisipasi Publik Pada Instansi Pemerintah. Seminar Nasional Aplikasi Teknologi Informasi 2011 (SNATI 2011) Yogyakarta, 17-18 Juni 2011. ISSN:1907-5022.
6. Tenry Nur Amriani, Penerapan Knowledge Management dalam organisasi public, 14 mei 2014
7. Kimiz Dalkir , Knowledge Management in Theory and Practice, The MIT Press 2011 ISBN ; 02620150809780262015080.
8. Smith, P.A.C., McLaughlin, M. (2003), "Succeeding With Knowledge Management: Getting The People-Factors Right", Proceedings 6th World Congress on Intellectual Capital & Innovation January 15-17, McMaster University, Hamilton, Canada

TANYA JAWAB DISKUSI

Penanya: Liliana Yetta Pandi

Pertanyaan:

Manajemen pengetahuan di Bapeten telah menerapkan coaching? Kalau sudah dikelompokkan dalam mana (tacit) atau yang lain?

Jawaban:

Manajemen pengetahuan di Bapeten baru tahap I, yaitu evaluasi infrastruktur. Di Bapeten untuk saat ini belum menerapkan "coaching". Coaching sebagai sarana yang sangat baik dalam proses transfer, hendaknya dimasukkan ke dalam perencanaan.

2. Nama Penanya: Suci Prihastuti

Pertanyaan:

1. Bagaimana cara mengukur efektifitas dari implementasi/penerapan manajemen pengetahuan di Bapeten pada tahap I ini?
2. Tindak lanjut apa yang dapat diusulkan untuk peningkatan penerapan manajemen tahap – tahap selanjutnya?

Jawaban:

1. Efektifitas penerapan KM pada tahap pertama ini sebaiknya diukur dengan metode kualitatif. Bisa dilakukan dengan teknis wawancara ataupun pengambilan data dengan menganalisa infrastruktur yang dimiliki Bapeten disesuaikan dengan tujuan organisasi yang ingin Bapeten capai. Jika data menunjukkan adanya korelasi maka penerapan di tahap I sudah efektif dan dapat dilanjutkan ke tahap selanjutnya.
2. Tindak lanjut disesuaikan masing – masing tahapannya, yang terpenting peran serta top manajemen dalam hal ini pimpinan Bapeten mendukung terciptanya proses KM.

3. Nama Penanya: Mohamad Mamat

Pertanyaan:

Sudah pada tahap manakah penerapan manajemen pengetahuan di Bapeten?

Jawaban:

Masih dalam tahap 1, infrastructure evaluation menuju tahap 2.



KAJIAN REVISI PERATURAN KEPALA BAPETEN TENTANG KETENTUAN SISTEM PROTEKSI FISIK INSTALASI DAN BAHAN NUKLIR

Pandu Dewanto, Bambang Eko Aryadi

Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir, BAPETEN

b.aryadi@bapeten.go.id

ABSTRAK

KAJIAN REVISI PERATURAN KEPALA BAPETEN TENTANG KETENTUAN SISTEM PROTEKSI FISIK INSTALASI DAN BAHAN NUKLIR. Peraturan Kepala BAPETEN No. 1 tahun 2009 tentang Ketentuan Sistem Proteksi Fisik Instalasi Dan Bahan Nuklir disusun berdasarkan INFCIRC/225/Revision 4 tentang The Physical Protection Of Nuclear Material And Nuclear Facilities yang terbit pada tahun 1999. Dengan semakin meningkatnya ancaman terhadap Instalasi Dan Bahan Nuklir, baik berupa tindakan pencurian ataupun sabotase terutama dengan adanya peristiwa 11 September 2001, maka pada tahun 2011, IAEA telah menerbitkan dokumen IAEA Nuclear Security Series No. 13 tentang Nuclear Security Recommendations On Physical Protection Of Nuclear Material And Nuclear Facilities atau INFCIRC/225/Revision 5. Dengan adanya perubahan dan penyempurnaan Dokumen IAEA tersebut, maka perlu dilakukan perbaikan dan penyempurnaan terhadap peraturan Kepala BAPETEN No. 1 tahun 2009 yang didahului dengan kajian teknisnya. Dari kajian yang telah dilakukan, dihasilkan beberapa rekomendasi untuk memperbaiki atau menyempurnakan peraturan Kepala BAPETEN tentang sistem proteksi fisik yang baru.

Kata kunci: ketentuan, sistem, proteksi fisik, instalasi nuklir, bahan nuklir

ABSTRACT

THE ASSESSMENT OF AMANDMENT OF BAPETEN CHAIRMAN REGULATION ON PROVISION OF THE PHISICAL PROTECTION FOR NUCLEAR INSTALLATION AND MATERIALS. BAPETEN Chairman Regulation No. 1 of 2009 on the Provisions of the Physical Protection Systems Installation And Nuclear Material was established based on INFCIRC /225/Revision 4 on The Physical Protection Of Nuclear Material And Nuclear Facilities, which was published in 1999. With the increased of threats against Nuclear Installations and Materials, either in the form of theft or sabotage, especially with the 11 September 2001 tragedy, then in 2011, the IAEA has published Nuclear Security Series No. 13 on the Nuclear Security Recommendations On Physical Protection Of Nuclear Material And Nuclear Facilities or INFCIRC/225/ Revision 5. With the changes and improvements of these IAEA documents, it is necessary to improve and revise BAPETEN Chairman Regulations No. 1 in 2009, preceded by a technical assessment. Based on assessment that have been conducted, several recommendations have been resulted to improve or enhance the new BAPETEN Chairman Regulatoin on physical protection system.

Keywords: provisions, systems, physical protection, nuclear installations, nuclear materials

I. PENDAHULUAN

Di Indonesia, landasan hukum dari pelaksanaan dan penerapan proteksi fisik untuk fasilitas dan bahan nuklir, didasari pada peraturan Kepala BAPETEN No. 1 tahun 2009 tentang Ketentuan Sistem Proteksi Fisik Instalasi Dan Bahan Nuklir. Adapun dasar dari penyusunan peraturan Kepala BAPETEN No. 1 tahun 2009 tersebut adalah INFCIRC/225/Revision 4 tentang The Physical Protection Of Nuclear Material And Nuclear Facilities yang terbit pada tahun 1999.

Dengan semakin meningkatnya ancaman terhadap Instalasi Dan Bahan Nuklir, baik berupa tindakan pencurian ataupun sabotase terutama dengan adanya peristiwa 11 September 2001, maka pada tahun 2011, IAEA telah menerbitkan dokumen IAEA Nuclear Security Series No. 13 tentang Nuclear Security Recommendations On Physical Protection Of Nuclear Material and Nuclear Facilities atau

INFCIRC/225/Revision 5. Dokumen ini merupakan penyempurnaan dari INFCIRC /225/ Revision 4.

Dengan adanya perubahan dan penyempurnaan Dokumen IAEA tersebut merupakan suatu permasalahan yang mendasari perlunya dilakukan penyempurnaan dan penyesuaian terhadap peraturan perundang-undangan di Indonesia terutama terkait dengan peraturan Kepala BAPETEN No. 1 tahun 2009. Penyempurnaan diperlukan agar menjamin keamanan bahan dan material nuklir pada saat transportasi serta untuk memerangi perdagangan gelap dan perpindahan tidak sah bahan radioaktif. Pada tahun 2016 Direktorat Peraturan Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir / DP2IBN - BAPETEN melaksanakan revisi peraturan Kepala BAPETEN No. 1 tahun 2009 tentang Ketentuan Sistem Proteksi Fisik Instalasi Dan Bahan Nuklir.

Untuk mendukung kegiatan revisi peraturan yang dilakukan tersebut pada Tahun 2015 telah dilakukan Kajian tentang revisi peraturan Kepala BAPETEN No. 1 tahun 2009 tentang Ketentuan Sistem Proteksi Fisik Instalasi Dan Bahan Nuklir. Tujuan kajian ini diharapkan mampu membantu perbaikan dan penyempurnaan peraturan Kepala BAPETEN yang mengatur tentang sistem proteksi fisik untuk instalasi dan bahan nuklir ini.

II. METODOLOGI

Metode kajian dilakukan dengan cara studi pustaka, diskusi dengan personil penanggung jawab proteksi fisik di instalasi nuklir dan para narasumber yang mempunyai kompetensi di bidang proteksi fisik. Pengkajian dilakukan dengan memetakan ketentuan-ketentuan atau pokok-pokok permasalahan yang ada pada Perka BAPETEN No.1 tahun 2009 dibandingkan dengan INFCIRC/225 revisi 5. Selain itu dikaji pula poin-poin yang menjadi perhatian utama yang harus diperhatikan dan dipertimbangkan dalam penerapan sistem proteksi fisik dan bahan Nuklir pada instalasi dan fasilitas nuklir sesuai dengan dokumen IAEA Nuclear Security Series No. 13 tentang Nuclear Security Recommendations On Physical Protection Of Nuclear Material And Nuclear Facilities atau INFCIRC/225/Revision 5.

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Dari kajian yang telah dilakukan, dihasilkan rekomendasi untuk memperbaiki atau menambahkan hal-hal berikut pada peraturan Kepala BAPETEN tentang sistem proteksi fisik yang baru, antara lain:

1. Cyber Security / Keamanan dunia maya;
2. Insider threat / ancaman penyusupan;
3. Transportasi bahan nuklir;
4. Manajemen resiko;
5. Graded approach / pendekatan bertingkat;
6. Defence in depth/pertahanan berlapis;
7. Performance testing/uji kinerja;
8. Nuclear security culture/budaya keamanan nuklir;
9. Airborne threat/ancaman dari udara;

3.1. Cyber Security / Keamanan dunia maya.

Berdasarkan INFCIRC /225/rev. 5 klausul 4.10 Sistem berbasis komputer yang digunakan untuk proteksi fisik, keselamatan nuklir, dan akuntansi dan kontrol bahan nuklir harus dilindungi terhadap tindakan yang membahayakan (misalnya serangan cyber, manipulasi atau pemalsuan) sesuai dengan penilaian ancaman atau ancaman dasar desain. Dengan demikian Negara memiliki tanggung jawab untuk menyediakan kebutuhan keamanan komputer dan memastikan bahwa operator memberikan jaminan bahwa komputer dan sistem berbasis komputer secara memadai dilindungi terhadap serangan cyber. Selain itu Operator bertanggung jawab untuk melaksanakan program keamanan komputer sesuai dengan peraturan tersebut.

Tujuan secara umum adalah untuk melindungi sistem komputer dari serangan yang bertujuan untuk memberikan kemudahan terhadap tindakan pencurian bahan nuklir atau sabotase. Operator bertanggung jawab untuk mengidentifikasi sistem berbasis komputer yang membutuhkan proteksi terhadap tindakan berbahaya sehingga dapat mencegah berhasilnya serangan musuh. Operator kemudian perlu menetapkan kebijakan keamanan komputer dan rencana pelaksanaannya.

Hal yang menjadi perhatian dalam cyber security:

- Konsep kendali keamanan
- Manajemen keamanan komputer
- Rencanan keamanan komputer
- Ancaman penyusupan dunia maya
- Pertahanan berlapis
- Desain dan manajemen keamanan komputer
- Budaya keamanan komputer

3.2. Insider threat / ancaman penyusupan

Insider atau orang dalam didefinisikan sebagai satu atau lebih individu dengan wewenang akses yang berwenang terhadap fasilitas nuklir yang bisa melakukan pencurian atau sabotase, atau yang bisa membantu musuh eksternal untuk melakukannya. Ancaman insider adalah orang dalam dengan maksud untuk melaksanakan tindakan seperti itu. Insider mungkin dalam posisi apapun di fasilitas dan mungkin memiliki wewenang akses untuk salah satu daerah atau bahan yang dikendalikan. Insiders mungkin termasuk, namun tidak terbatas pada: manajemen, karyawan biasa, penyedia layanan, pengunjung dan inspektur.

Ancaman insider memunculkan permasalahan yang unik atau berbeda dibandingkan dengan ancaman dari luar (outsider) karena mereka dapat mengambil keuntungan dari atribut untuk melakukan bypass beberapa tindakan teknis dan administrasi dari proteksi fisik untuk melakukan pencurian atau sabotase. Ancaman insider juga dapat mencapai tujuan mereka melalui serangkaian tindakan terpisah selama jangka waktu yang panjang untuk meminimalkan kesempatan mereka terdeteksi dan memaksimalkan kemungkinan keberhasilan mereka. Selanjutnya, ancaman insider mungkin memiliki lebih banyak kesempatan untuk memilih target yang paling rentan dan waktu terbaik untuk melakukan tindakan berbahaya.

Untuk melindungi target terhadap tindakan berbahaya sejalan dengan penilaian ancaman atau ancaman dasar desain maka desain sistem proteksi fisik harus mencakup fitur yang dapat menolak akses dari orang atau peralatan yang tidak sah untuk target dan untuk meminimalkan peluang orang dalam yang memiliki akses tersebut untuk melakukan tindakan berbahaya.

3.3. Transportasi bahan nuklir

Sehubungan dengan transportasi bahan nuklir, terdapat beberapa hal yang perlu dijadikan perhatian dan pertimbangan, diantaranya yaitu:

1. Ketentuan mengenai kendaraan pengangkut yang belum jelas.
2. Penentuan kelayakan kendaraan, pengemudi, dan personil lain yang terkait dengan pengangkutan, belum diatur metodenya. Hal tersebut perlu diperhatikan untuk menghindari terjadinya kecelakaan selama proses transportasi.
3. Penggunaan alat pelacak pergerakan mungkin diperlukan, seperti penggunaan GPS Tracker. Hal ini dilakukan untuk dapat mengetahui dan memonitor pergerakan dan perpindahan bahan nuklir selama proses transportasi.
4. Penentuan kecepatan kendaraan perlu ditentukan agar tidak mengganggu dan menyebabkan timbulnya kemacetan ataupun antrian sepanjang proses transportasi.
5. Kewenangan Inspektur atau badan pengawas dalam hal ini BAPETEN perlu ditentukannya untuk mengambil keputusan/tindakan di lapangan.

3.4. Manajemen risiko.

INFCIR/225 revisi 5 merekomendasikan bahwa Negara harus mengadopsi pendekatan manajemen risiko dalam rangka mencapai tujuan yang berkaitan dengan proteksi terhadap pencurian dan sabotase, dengan menangani tiga aspek karakteristik risiko, yaitu ancaman, konsekuensi potensial dan kerentanan.

Manajemen risiko terdiri dari evaluasi ancaman dan potensi konsekuensi dari tindakan berbahaya dan memastikan bahwa sistem proteksi fisik diterapkan dengan sesuai untuk mencegah atau cukup mengurangi kemungkinan tindakan berbahaya. Negara, otoritas yang berwenang dan operator harus menggunakan pendekatan manajemen risiko untuk memastikan bahwa langkah-langkah proteksi fisik diterapkan terhadap bahan nuklir dan fasilitas nuklir serta memperhatikan risiko pencurian bahan nuklir dan sabotase pada tingkat yang dapat diterima. Perlunya menentukan kriteria yang diperlukan untuk kinerja yang dapat diterima dari suatu sistem proteksi fisik terhadap pencurian, biasanya dalam kaitannya dengan ADD, karena Negara harus menerima risiko residual dari setiap kegagalan sistem proteksi fisik. Negara juga harus menentukan apa yang merupakan unacceptable radiological consequences (URC) dan high radiological consequences (HRC) untuk digunakan sebagai dasar untuk kinerja yang diperlukan dari sistem proteksi fisik terhadap sabotase, baik di bawah dan di atas ambang batas URC.

Risiko dapat dikelola dengan cara:

- a. Mengurangi ancaman, misalnya menggunakan sistem proteksi fisik yang kuat.
- b. Meningkatkan efektivitas sistem proteksi fisik: misalnya penambahan pada pertahanan berlapis dan penambahan dinding anti ledakan.
- c. Mengurangi potensi konsekuensi tindakan berbahaya dengan memodifikasi kontribusi faktor tertentu dengan mempertimbangkan implikasi keselamatan dari perubahan tersebut, misalnya

mengubah jumlah, jenis, pengenceran, bentuk kimia atau fisik dari bahan nuklir.

3.5. Graded approach / pendekatan bertingkat

Persyaratan proteksi fisik harus didasarkan pada pendekatan bertingkat, dengan mempertimbangkan evaluasi ancaman, ketertarikan relatif, sifat material dan konsekuensi potensial yang terkait dengan pencurian bahan nuklir dan sabotase terhadap bahan nuklir atau fasilitas nuklir. Pengembangan persyaratan proteksi fisik dan peraturan harus disusun berdasarkan pendekatan bertingkat, yang digunakan untuk memberikan tingkat perlindungan yang lebih tinggi terhadap peristiwa yang bisa mengakibatkan konsekuensi yang lebih tinggi.

Untuk perlindungan terhadap pencurian dari bahan nuklir untuk digunakan sebagai alat peledak nuklir, kategori bahan nuklir, mencerminkan kesulitan relatif memproduksi perangkat peledak nuklir dengan bahan tersebut. Oleh karena itu, sesuai dengan pendekatan bertingkat, Kategori I materi harus dilindungi dengan tingkat paling ketat dari proteksi fisik, sedangkan bahan nuklir bawah Kategori III harus dilindungi hanya sesuai dengan praktek manajemen yang bijaksana.

Pendekatan bertingkat proteksi fisik terkait dengan sabotase didekati dengan menganalisis apakah inventori/target bahan nuklir mampu menghasilkan pelepasan zat radioaktif ke lingkungan yang melebihi batas, melebihi batas ambang URC dan HRC sebagai yang ditetapkan oleh badan pengawas. Level radiasi ini sangat terkait dengan tingkat tindak proteksi fisik untuk melindungi masyarakat dari konsekuensi potensial keselamatan dan kesehatan.

3.6. Defence in depth / pertahanan berlapis

Persyaratan proteksi fisik harus didasarkan pada konsep pertahanan berlapis. Konsep proteksi fisik merupakan gabungan dari desain hardware (perangkat keamanan), prosedur (termasuk organisasi penjaga dan kinerja tugas mereka) dan desain fasilitas (termasuk tata letak).

Peraturan harus mempersyaratkan pendekatan pertahanan berlapis terdapat dalam desain sistem pertahanan berlapis untuk masing-masing fungsi deteksi, delay dan respon. Dalam setiap fungsi, sistem desain harus memiliki kemampuan independen sehingga kegagalan salah satu komponen tidak berarti hilangnya fungsinya. Sebagai contoh, deteksi mungkin mengandalkan pengamatan oleh personel dan / atau penggunaan langkah-langkah elektronik. Delay dapat diberikan oleh beberapa, independen dan beragam penghalang fisik yang harus dihadapi untuk mendapatkan akses ke target, seperti pagar, barikade dan tembok beton. Respon dapat diberikan oleh penjaga dan respon polisi setempat serta pasukan respon on-site dan off-site.

3.7. Performance testing / uji kinerja

Dalam INFCIR /225 rev.5, performance testing dari tindakan proteksi fisik dari sistem proteksi fisik direkomendasikan untuk fasilitas nuklir dengan Kategori I atau bahan nuklir Kategori II dan fasilitas nuklir, termasuk pembangkit listrik tenaga nuklir, serta tindakan sabotase yang dapat menyebabkan konsekuensi radiologis tinggi / high radiological consequences (HRC).

Dalam INFCIR /225 rev.5 klausul 3.21 dan 3.57 dinyatakan bahwa badan pengawas harus memastikan evaluasi berdasarkan performance testing dilakukan oleh operator di fasilitas nuklir selain itu program keberlanjutan/sustainability programme juga harus mencakup performance testing dan monitoring operasional.

Penekanan Evaluasi dan performance testing sistem proteksi fisik oleh operator menurut INFCIR 225/ rev.5 yaitu:

- klausul 3.29: Operator harus mengembangkan dan menerapkan cara dan prosedur untuk evaluasi termasuk performance testing.
- klausul 4.35: Untuk Kategori I dan bahan nuklir II, evaluasi, termasuk performance testing, langkah-langkah proteksi fisik dari sistem proteksi fisik, termasuk respon yang tepat waktu dari para penjaga dan kekuatan respon harus dilakukan secara rutin.
- klausul 4.49: Untuk Kategori I bahan nuklir: Setidaknya setiap tahun, performance testing dari sistem proteksi fisik harus mencakup latihan yang tepat, contoh: untuk latihan force-on-force.
- klausul 5.41: Untuk sabotase target dengan potensi untuk menghasilkan HRC, evaluasi, termasuk performance testing, langkah-langkah proteksi fisik dari sistem proteksi fisik, termasuk respon yang tepat waktu dari para penjaga dan kekuatan respon, harus dilakukan secara rutin. Performance testing dari sistem proteksi fisik harus mencakup latihan yang tepat, untuk latihan force-on-force.

Penerapan performance testing dari sistem proteksi fisik ini harus dipertimbangkan dalam seluruh daur hidup fasilitas nuklir, yaitu selama desain, konstruksi, perizinan, operasi, modifikasi atau upgrade, dekomisioning dan pengelolaan limbah radioaktif dan bahan bakar bekas. Operator harus mempertimbangkan penggunaan ahli dari pihak ketiga yang independen untuk meriview sistem evaluasi dan performance testing untuk bahan nuklir kategori I dan sabotase yang berpotensi menyebabkan HRC.

3.8. Budaya keamanan nuklir

Dalam IAEA Nuclear Security Series No. 7, budaya keamanan nuklir didefinisikan sebagai: gabungan dari karakteristik, sikap dan perilaku individu, organisasi dan lembaga yang berfungsi sebagai sarana untuk mendukung, meningkatkan dan mempertahankan keamanan nuklir. Karenanya Negara memiliki tanggung jawab untuk menumbuhkembangkan budaya

keamanan nuklir yang efektif melalui role model, pelatihan, penguatan positif dan proses sistematis dalam dokumen peraturan dan kebijakan.

Perkembangan budaya keamanan nuklir yang kuat melibatkan individu dalam beragam disiplin ilmu dan organisasi yang harus bekerja sama agar efektif. Hal ini tergantung pada organisasi dalam menerapkan kebijakan keamanan nuklir, kerangka hukum dan dasar penetapan peraturan.

Organisasi perlu mengembangkan struktur manajemen yang tepat, mengalokasikan sumber daya yang cukup dan menempatkan sistem manajemen yang tepat. Manajer organisasi memiliki peran penting dalam mempengaruhi budaya melalui kepemimpinan dan praktek manajemen yang meliputi pemberian motivasi kepada bawahan atau staf dan mencari perbaikan terus-menerus. Hasil dari suatu budaya keamanan nuklir yang efektif adalah bahwa semua individu mengadopsi pendekatan yang ketat dan bijaksana untuk proteksi fisik, waspada dengan sikap mempertanyakan dan bereaksi dengan cepat dan benar ketika muncul kebutuhan untuk melakukannya.

3.9. Airborne threat/ancaman dari udara

Penilaian ancaman atau ancaman dasar desain dapat memasukkan ancaman lawan dengan menggunakan kendaraan udara dan / atau air dalam skenario pencurian atau sabotase. Dalam kasus ini, musuh mungkin datang dan / atau berangkat menuju tapak melalui udara atau air dan operator bertanggung jawab untuk melindungi serangan mode ini. Radar, sensor akustik dan seismik dapat memberikan beberapa kemampuan deteksi udara, tetapi harus diperhatikan letak atau posisi yang baik guna menghindari gangguan alarm. Beberapa jenis pesawat terbang dapat dicegah untuk mendarat di tapak karena daerah yang tidak luas atau padat, atau dengan membuat tiang pada posisi strategis atau penghalang fisik lainnya. Berdasarkan DBT dan persyaratan, operator dapat menerapkan dan mengoperasikan peralatan dan perangkat untuk mendeteksi serangan tersebut.

Kemajuan teknologi saat ini memungkinkan untuk pengembangan sistem udara tak berawak, pesawat sayap tetap, yang cukup kecil dan terbang cukup rendah untuk menghindari deteksi radar konvensional. Pesawat tersebut bisa melaksanakan serangan kimia, biologi, atau nuklir.

3.9.1 Pesawat berawak (baik besar maupun kecil)

Serangan 9/11 menjadikan keamanan fisik PLTN dan kerentanannya untuk menangkal aksi terorisme sebagai masalah keamanan nasional di Amerika. The Energy Policy Act of 2005 (EPACT05, P.L.109-58) mensyaratkan NRC untuk melaksanakan latihan keamanan "force-on force" di PLTN minimal sekali dalam tiga tahun. Pada latihan ini disimulasikan teroris mencoba menembus daerah vital di dalam instalasi dan terjadi kerusakan pada "target yang ditetapkan" yaitu

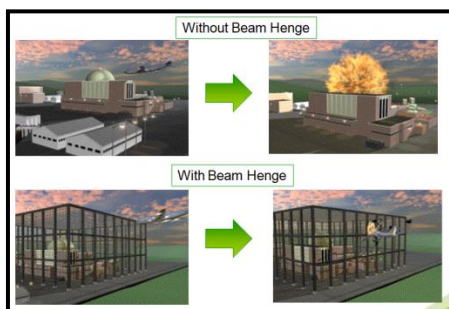
komponen-komponen keselamatan utama. Kerentanan PLTN terhadap pesawat yang ditabrakkan secara sengaja telah menjadi isu yang berkelanjutan.



Gambar 1. Peristiwa 9/11

Setelah banyak pertimbangan, NRC menerbitkan aturan final pada tanggal 12 Juni 2009, untuk mewajibkan semua pembangkit listrik tenaga nuklir baru untuk menggabungkan fitur desain yang akan memastikan bahwa, dalam tabrakan dengan pesawat komersial besar, teras reaktor akan tetap terdinginkan atau penahanan reaktor akan tetap utuh, dan pelepasan radioaktif dari kolam penyimpanan bahan bakar tidak akan terjadi.

NRC menolak usulan yang meminta reaktor yang telah ada/beroperasi untuk melindungi diri terhadap tubrukan pesawat, seperti dengan menambahkan pelindung baja eksternal yang besar (disebut "beamhenge") dan memutuskan bahwa tindakan mitigasi lain yang telah disyaratkan oleh NRC untuk semua reaktor sudah cukup.



Gambar 2. Konsep Beam Henge

Pada tahun 2002, NRC memerintahkan semua pembangkit listrik tenaga nuklir untuk mengembangkan strategi untuk mengurangi dampak kebakaran besar dan ledakan yang dapat diakibatkan dari tubrukan pesawat atau penyebab lainnya. NRC menerbitkan aturan tentang keamanan reaktor nuklir pada 27 Maret 2009, termasuk strategi mitigasi kebakaran dan persyaratan bahwa reaktor harus menetapkan prosedur untuk menanggapi ancaman dari pesawat udara.

Penerbangan umum (disingkat GA: General aviation) adalah satu dari dua kategori penerbangan sipil. Sebutan ini merujuk pada semua penerbangan selain penerbangan militer dan maskapai terjadwal dan

kargo reguler, apakah pribadi atau komersial. Ada berbagai macam penerbangan umum, mulai dari glider dan parasut bertenaga hingga penerbangan jet kargo besar non-terjadwal. Penggunaan GA aircraft hanya membutuhkan sedikit perencanaan, kecanggihan, dan koordinasi untuk menghindari ditangkap oleh pihak berwenang. Menerbangkan GA aircraft hanya memerlukan sedikit latihan terbang dibanding pesawat komersial yang lebih besar. Ketersediaan GA aircraft seperti Cessna 172 membuatnya berpotensi menjadi sebuah senjata. Lebih dari 200.000 GA aircraft berada di 19.000 lapangan terbang di Amerika. Cessna 172 Skyhawk mempunyai reputasi menjadi pesawat pribadi paling populer di dunia, dengan 43.000 produk dan beroperasi sejak 1956.



Gambar 3. Pesawat Cessna 17

Teroris terorganisir dan tunggal telah menunjukkan kemampuan dan niat untuk mengambil kendali pesawat berukuran kecil dan menggunakannya untuk menyerang fasilitas pemerintah untuk berbagai keperluan. Terdapat beberapa skenario ADD dalam upaya tindakan pencurian atau sabotase pada fasilitas nuklir diantaranya adalah: Menabrakkan Cessna 172 Skyhawk dengan sengaja. Pesawat Cessna 172 Skyhawk mempunyai Kecepatan maksimum jelajah: 126 knots (233 km/h). Berbagai aksi terorisme menggunakan pesawat kecil dapat dilihat pada tabel 1 mengenai data terorisme dengan pesawat kecil:

Tabel 1. Data terorisme dengan pesawat kecil

Waktu / Pelaku	Pesawat	Target
<ul style="list-style-type: none"> 18 Februari 2010 Andrew Joseph Stack III 	Piper Dakota	kompleks kantor Eselon, Austin Texas,
<ul style="list-style-type: none"> 6 April 2009, Yavuz Berke, 	Cessna 172, curian dari sekolah penerbangan di Kanada	U.S. Berke
<ul style="list-style-type: none"> 20 Februari 2009, Macan Tamil (2 serangan bunuh diri) 	pesawat Morovan Zun - 143 buatan Czech, + 500 pon C - 4 peledak	kantor pajak, pusat kota Kolombo, Sri Lanka
<ul style="list-style-type: none"> 5 Januari 2002, Charles J. Bishop (15 tahun) 	Cessna 172 (dukung 9/11)	menara Bank of America di Tampa, FL
<ul style="list-style-type: none"> 12 September 1994, Frank Eugene Corder 	Cessna 150 curian	Gedung Putih (halaman sisi selatan)
<ul style="list-style-type: none"> Mei 2003, laporan rencana Al - Qaeda 	GA + bahan peledak	Konsulat AS di Karachi, Pakistan

3.9.2. Pesawat tak berawak

Penggunaan kendaraan tak berawak udara (UAV) atau pesawat yang dikendalikan radio (RC) untuk tujuan jahat di masa depan adalah sangat dimungkinkan. UAV tersedia di lebih dari 60 negara secara komersial.

Kemajuan teknologi saat ini memungkinkan untuk pengembangan sistem udara tak berawak, pesawat sayap tetap, yang cukup kecil dan terbang cukup rendah untuk menghindari deteksi radar konvensional. Pesawat tersebut bisa melaksanakan serangan kimia, biologi, atau nuklir, atau mereka dapat digunakan untuk menyelundupkan obat-obatan atau imigran ilegal melintasi perbatasan.



Gambar 4. UAV RQ-4 Global Hawk

Terdapat beberapa pelanggaran hukum terkait dengan pengoperasian UAV/Drone atau pesawat tak berawak yang dapat dijadikan pembelajaran dalam penerapan sistem proteksi fisik. Diantaranya adalah:

- a. Pada Oktober 2013 turis ditangkap di Paris dan didenda € 400 karena "mengoperasikan pesawat tidak sesuai dengan undang-undang keselamatan".

- b. Pada bulan Oktober dan November 2014 UAV tak dikenal terlihat terbang di dekat 13 pembangkit listrik tenaga nuklir. Sekretariat Jenderal Pertahanan dan Keamanan Nasional mengeluarkan pernyataan bahwa penerbangan itu merupakan "provokasi terorganisir". de la Baume, Maïa (3 November 2014). "Unidentified Drones Are Seen Above French Nuclear Plants". The New York Times. Retrieved 9 November 2014.
- c. Oktober 2013 - seseorang dari Cumbria (Inggris) didenda £ 4.000 karena menerbangkan pesawat tak berawak ke dekat galangan kapal nuklir; melanggar Air Navigation Order. (<https://www.droneshield.com/enforcement-actions>)

Untuk menangkal Drone, telah dilakukan penelitian dan pengembangan upaya penangkalnya. Saat ini telah tersedia peralatan penangkal Drone komersial. Terdapat beberapa contoh produk penangkal Drone/UAV atau Droneshield komersial, diantaranya adalah sebagai berikut:

- 1. Omnidirectional sensor (broad, full-range drone detection)

Mikrofon omnidirectional mempunyai aktivitas akustik lokal dengan cakupan 180 derajat. Berukuran kecil dan tersedia beberapa pilihan warna memungkinkan untuk instalasi yang tidak mencolok.

Desain tahan terhadap kondisi luar ruangan ekstrim pada semua kondisi cuaca dan mampu membedakan sumber noise lingkungan umum dari kegiatan drone. Sensor dapat dikonfigurasi dari jarak jauh menggunakan DroneShield User Interface. Ideal untuk lingkungan pinggiran kota dan perkotaan.



Gambar 5. Omnidirectional sensor

- 2. Long range sensor

Drone Shield dengan Long-Range Sensor menawarkan-daerah deteksi yang diperpanjang hingga 10 kali kemampuan sensor omnidirectional yang standar. Pancaran sempit, sebesar 30-derajat mampu mencapai panjang hingga 1 km, menyediakan cakupan deteksi hingga 500 yard di atas tanah pada panjang maksimum. Perangkat meliputi piringan 2-kaki yang dirancang untuk dapat dipasang pada tiang antena dengan sel standar. Ideal untuk instalasi industri untuk deteksi dengan jarak yang lebih jauh. Sensor dapat dikonfigurasi dari jarak jauh menggunakan Drone Shield User Interface.



Gambar 6. Long range sensor

3. Drone net gun

Drone Net Gun menawarkan pertahanan terhadap aktivitas drone terlarang yang resmi dan berisiko rendah. Menetralkan ancaman dengan menonaktifkan sebuah pesawat tak berawak tanpa kerusakan fisik permanen atau gangguan terhadap saluran yang dilindungi. Dirancang untuk tahan terhadap bilah baling-baling pesawat tak berawak yang tajam, Drone Net Gun memungkinkan untuk melucuti sasaran secara mudah dari jarak yang aman. Ringan dan mudah dibawa, Drone Net Gun memungkinkan untuk segera mengambil tindakan dalam merespon kehadiran drone yang tidak sah.



Gambar 7. Drone net gun
Sumber: www.instructables.com

4. Blighter auds anti-uav defence system

AUDS Tim menyatukan tiga perusahaan terkemuka Inggris, masing-masing dengan kemampuan unik yang diperlukan untuk membuat sebuah sistem kontra UAV efektif. Seri A400 radar keamanan udara perusak ini mampu mendeteksi UAV kecil di segala kondisi cuaca, 24 jam sehari terbang di daerah perkotaan atau dekat ke cakrawala. Chess Dynamics Hawkeye Deployable System (DS) dan EO Video Tracker, menampilkan kedua kamera warna jarak jauh dan sensitivitas tinggi Thermal Imager (TI), bersama dengan teknologi pelacakan video yang canggih, mampu mentracking UAV dan, dikombinasikan dengan informasi target radar, mengklasifikasikan target.



Gambar 8. Radar keamanan udara perusak seri A400
Sumber: <http://www.blighter.com/products/blighter-auds-anti-uav-defence-system.html>

IV. KESIMPULAN

Kesimpulan yang diperoleh dari hasil kajian ini adalah:

1. Terdapat beberapa hal yang harus disempurnakan dan diperbaiki dalam peraturan kepala BAPETEN terkait dengan Ketentuan Sistem Proteksi Fisik Instalasi dan Bahan Nuklir.
2. INFCIR 225 rev.5 dapat dipergunakan sebagai acuan dalam rencana perbaikan dan penyempurnaan peraturan dengan tetap mempertimbangkan kemampuserapan dan kearifan lokal di Indonesia
3. Hal-hal yang menjadi perhatian dan harus di kembangkan, dapat di atur dalam peraturan terpisah dengan tetap memperhatikan aspek Sistem Proteksi Fisik misalnya yaitu cyber security.
4. Hasil evaluasi dari kajian ini dapat dipergunakan sebagai pertimbangan dalam rencana penyusunan revisi peraturan kepala BAPETEN terkait Sistem Proteksi Fisik

DAFTAR PUSTAKA

1. Peraturan Kepala BAPETEN No.1 tahun 2009, Ketentuan Sistem Proteksi Fisik Instalasi Dan Bahan Nuklir, Jakarta, 2009
2. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities, IAEA Nuclear Security Series No. 13, Vienna (2011).
3. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Nuclear Security Culture, IAEA Nuclear Security Series No. 7, Vienna (2008).
4. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Computer Security at Nuclear Facilities, IAEA Nuclear Security Series No. 17, Vienna (2012).
5. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Preventive and Protective Measures Against Insider Threats, IAEA Nuclear Security Series No. 8, Vienna (2008).

6. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Nuclear Security Culture, IAEA Nuclear Security Series No. 7, Vienna (2008).
7. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Handbook on the Physical Protection of Nuclear Materials and Facilities, IAEA TECDOC-1276, Vienna (2002).
8. <http://committeetobridgethegap.org/beamhenge/>
9. www.instructables.com.
10. <http://www.blighter.com/products/>



MANAJEMEN DAUR ULANG ZAT RADIOAKTIF TERBUNGKUS YANG TIDAK DIGUNAKAN BERDASARKAN PERATURAN PEMERINTAH NOMOR 61 TAHUN 2013

Suhaedi Muhammad¹, Rr.Djarwanti,RPS², Nurhadiansyah³

¹Pusat Teknologi Keselamatan Dan Metrologi Radiasi

²Pusat Teknologi Radioisotop dan Radiofarmaka

³P2STPFRZR, Badan Pengawas Tenaga Nuklir

suhaedi.muhammad62@gmail.com

ABSTRAK

MANAJEMEN DAUR ULANG ZAT RADIOAKTIF TERBUNGKUS YANG TIDAK DIGUNAKAN BERDASARKAN PERATURAN PEMERINTAH NOMOR 61 TAHUN 2013. Berdasarkan Peraturan Pemerintah Nomor 61 Tahun 2013 pasal 7 penghasil limbah radioaktif wajib melakukan pengumpulan dan pengelompokan zat radioaktif terbungkus yang tidak digunakan dan mengirimnya kembali ke negara asal atau menyerahkan kepada BATAN. Sedangkan di dalam pasal 12 disebutkan bahwa BATAN wajib melakukan pengumpulan dan pengelompokan zat radioaktif terbungkus yang tidak digunakan. Selama pengumpulan dan pengelompokan tersebut BATAN dapat melakukan kajian dengan tujuan untuk menentukan apakah zat radioaktif terbungkus tersebut dapat digunakan sebagai zat radioaktif terbungkus yang dapat digunakan kembali, zat radioaktif terbungkus yang dapat didaur ulang atau sebagai limbah radioaktif. Khusus untuk zat radioaktif terbungkus yang dapat didaur ulang, pelaksanaannya harus melibatkan beberapa unit kerja di lingkungan BATAN yang memiliki SDM dan fasilitas yang diperlukan. Untuk keperluan pengelolaan zat radioaktif terbungkus ini terlebih dahulu harus dibuat kajian keselamatan sesuai dengan jenis zat radioaktif dan peruntukannya. Selanjutnya harus disiapkan beberapa dokumen yang dibutuhkan baik dalam bentuk instruksi kerja maupun standar operasional prosedur (SOP). Adapun tahapan kegiatan daur ulang meliputi pengeluaran bungkusan zat radioaktif terbungkus dari gudang penyimpanan di Pusat Teknologi Limbah Radioaktif (PTLR), pengangkutan ke lokasi daur ulang, pelaksanaan daur ulang, pengukuran aktivitas dan standarisasi zat radioaktif terbungkus hasil daur ulang, pengujian zat radioaktif terbungkus dan/atau bentuk khusus hasil daur ulang, penerbitan sertifikat bentuk khusus (*special form*) untuk zat radioaktif terbungkus hasil daur ulang, pengujian kontener transport untuk wadah zat radioaktif terbungkus hasil daur ulang dan penerbitan sertifikat kontener transport.

Kata kunci : zat radioaktif, terbungkus, daur ulang

ABSTRACT

MANAGEMENT OF RECYCLE SEALED RADIOACTIVE MATERIALS WHICH ARE NOT USED BASED ON THE GOVERNMENT REGULATION NUMBER 61/2013. In chapter 7 of the Government Regulation No. 61/2013 states that the Installation produced the sealed radioactive materials waste are required to perform the collection and classification of unused of sealed radioactive materials and should sent it back to the country of origin or submit to BATAN. In article 12, the regulation mentioned that BATAN should collect and grouping of the sealed radioactive materials which are not used. During collecting and grouping the waste, BATAN can do a study to determine whether the sealed radioactive materials can be reused, recycled or as radioactive waste. For managing the sealed radioactive materials which can be recycled, several units related in BATAN should joint together. It is needed a safety assessment in accordance with the type of radioactive substances and the aim of use. Furthermore, the related units in BATAN should prepare several documents required in the form of The Work Instructions or the Standard Operational Procedures (SOP). The stages of recycling activities include taking out the package sealed radioactive material from storage warehouse at the Center for Technology of Radioactive Waste (PTLR), transportation to recycling locations, implementation of recycling, activity measurement and standardization of sealed radioactive material, testing sealed radioactive material and / or a special form, issuance of certificates of special form for sealed radioactive material, testing transport containers for sealed radioactive material and issuance of the transport container.

Keywords: radioactive material, sealed, recycling

I. PENDAHULUAN

Untuk pengelolaan limbah radioaktif kini telah berlaku Peraturan Pemerintah Nomor 61 Tahun 2013 tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif sebagai pengganti Peraturan Pemerintah Nomor 27 Tahun 2002 tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif. Peraturan

pemerintah yang baru ini bersifat lebih komprehensif dari peraturan pemerintah yang sebelumnya [1].

Sebagaimana ditetapkan di dalam Peraturan Pemerintah Nomor 61 Tahun 2013 pasal 7 disebutkan bahwa penghasil limbah radioaktif wajib melakukan pengumpulan dan pengelompokan zat radioaktif terbungkus yang tidak digunakan. Setelah dilakukan pengumpulan dan pengelompokan penghasil limbah

Radioaktif wajib mengirim kembali ke negara asal atau menyerahkan kepada Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN) [1].

Apabila penghasil limbah bermaksud menyerahkan zat radioaktif terbungkus yang tidak digunakan kepada BATAN, maka terlebih dahulu harus mendapatkan persetujuan pengiriman dari Kepala BAPETEN. Pelaksanaan penyerahan kepada BATAN wajib dilakukan paling lama 14 (empat belas) hari kerja sejak diterbitkannya persetujuan pengiriman oleh Kepala BAPETEN. Selanjutnya penghasil limbah akan memperoleh berita acara serah terima dari BATAN. Salinan berita acara serah terima tersebut wajib disampaikan oleh penghasil limbah kepada Kepala BAPETEN paling lama 14 (empat belas) hari kerja sejak saat penyerahan kepada BATAN[1]

Selaku badan pelaksana, BATAN wajib melakukan pengumpulan dan pengelompokan zat radioaktif terbungkus yang tidak digunakan yang diterima dari penghasil limbah radioaktif. Selama pengumpulan dan pengelompokan tersebut BATAN dapat melakukan kajian sesuai dengan standar, pedoman, persyaratan dan/atau prosedur yang ditetapkan oleh Kepala BATAN dengan tujuan untuk menentukan apakah zat radioaktif terbungkus tersebut dapat digunakan sebagai zat radioaktif terbungkus yang dapat digunakan kembali, zat radioaktif terbungkus yang dapat didaur ulang atau sebagai limbah radioaktif [1]

Jika dari laporan hasil kajian menentukan sebagai zat radioaktif terbungkus yang dapat di daur ulang, maka Kepala BATAN menerbitkan sertifikat yang menyatakan zat radioaktif terbungkus telah diuji atau distandardisasi ulang untuk dapat dimanfaatkan kembali. Yang dimaksud dengan daur ulang di sini adalah proses yang dilakukan pada zat radioaktif terbungkus yang tidak digunakan dengan tujuan untuk menghasilkan zat radioaktif terbungkus yang baru yang bisa digunakan kembali [1].

Berdasarkan uraian tersebut di atas, untuk dapat melakukan pengelolaan zat radioaktif terbungkus yang didaur ulang, maka harus melibatkan beberapa unit kerja yang ada di lingkungan BATAN yang memiliki sarana dan fasilitas yang mendukung kegiatan tersebut.

Tulisan berikut ini bertujuan menguraikan secara mendalam tentang masalah daur ulang zat radioaktif terbungkus yang tidak digunakan dengan membahas berbagai aspek baik legal, teknis maupun administratif.

II. POKOK BAHASAN

Pokok bahasan daur ulang zat radioaktif terbungkus yang tidak digunakan di dalamnya meliputi [3] :

1. Dasar pertimbangan ekonomis dari daur ulang zat radioaktif terbungkus yang tidak digunakan.
2. Dokumentasi riwayat zat radioaktif terbungkus.
3. Penyiapan dokumen yang diperlukan.
4. Sarana dan fasilitas.
5. Sumber daya manusia.

6. Pengeluaran bungkusan zat radioaktif dari tempat penyimpanan di PTLR.
7. Kajian keselamatan.
8. Pemberitahuan rencana daur ulang ke badan pengawas.
9. Pengiriman bungkusan zat radioaktif terbungkus yang akan didaur ulang.
10. Proses daur ulang.
11. Pengukuran aktivitas dan standarisasi zat radioaktif terbungkus hasil daur ulang.
12. Pengujian zat radioaktif terbungkus dan/atau bentuk khusus hasil daur ulang.
13. Penerbitan sertifikat bentuk khusus (*Special Form*) untuk zat radioaktif terbungkus hasil daur ulang ke BAPETEN.
14. Pengujian kontener transport untuk wadah zat radioaktif terbungkus hasil daur ulang.
15. Penerbitan sertifikat kontener transport untuk wadah zat radioaktif terbungkus hasil daur ulang ke BAPETEN

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

3.1. Dasar Pertimbangan Ekonomis Dari Daur Ulang Zat Radioaktif Terbungkus Yang Tidak Digunakan

Prospek pasar untuk produk zat radioaktif terbungkus hasil daur ulang sangat menjanjikan. Dari hasil perhitungan biaya proses daur ulang, harga produk dapat dijual sekitar sepertiga dari harga jual untuk produk yang sama dari produsen luar negeri. Harga ini sangat menguntungkan bagi para pengguna produk tersebut. Dari aspek perizinanpun pihak pengguna sangat dimudahkan bila dibandingkan dengan membeli produk yang sama melalui impor yang memang relatif lebih rumit.

3.2. Dokumentasi Riwayat Zat Radioaktif Terbungkus

Sebelum melakukan daur ulang zat radioaktif terbungkus yang berasal dari penghasil limbah, maka terlebih dahulu harus dilakukan dokumentasi riwayat zat radioaktif terbungkus tersebut. Tujuannya agar zat radioaktif terbungkus yang akan didaur ulang dapat ditelusuri riwayat awalnya. Untuk keperluan ini, Pusat Teknologi Limbah Radioaktif (PTLR)-BATAN dapat berperan selaku unit kerja yang bertanggungjawab terhadap penyiapan dokumen. Adapun dokumen yang diperlukan terdiri dari [3] :

1. Copy surat permohonan pelimbahan dari pemilik zat radioaktif terbungkus.
2. Copy surat izin pemanfaatan zat radioaktif dan/atau sumber radiasi dari BAPETEN.
3. Copy sertifikat kendali kualitas zat radioaktif terbungkus.
4. Copy surat persetujuan pengiriman zat radioaktif terbungkus dari BAPETEN.

Semua dokumen di atas dapat diambil dari bundel dokumen yang dikirim pemilik zat radioaktif terbungkus pada saat menyerahkan ke PTLR-BATAN.

3.3. Penyiapan Dokumen Yang Diperlukan.

Untuk keperluan pelaksanaan kegiatan daur ulang zat radioaktif terbungkus yang diperoleh dari penghasil limbah, terlebih dahulu harus disiapkan beberapa dokumen baik dalam bentuk instruksi kerja atau Standar Operasional Prosedur (SOP), yaitu [3]:

1. Instruksi kerja atau SOP pengambilan zat radioaktif terbungkus dari gudang penyimpanan di PTLR-BATAN yang akan dilakukan daur ulang. Unit kerja yang bertanggungjawab untuk menyusun dokumen ini adalah PTLR-BATAN.
2. Dokumen kajian keselamatan yang meliputi jenis sumber terbungkus dan penggunaannya, aspek keselamatan pada proses daur ulang serta aspek keselamatan pada saat pengujian sumber terbungkus tersebut.
3. Instruksi kerja atau SOP pengangkutan zat radioaktif terbungkus dari gudang penyimpanan di PTLR-BATAN ke lokasi pelaksanaan daur ulang (PTRR). Unit kerja yang bertanggungjawab untuk menyusun dokumen ini adalah PTLR-BATAN.
4. Instruksi kerja atau SOP proses daur ulang zat radioaktif terbungkus sehingga dapat digunakan kembali. Unit kerja yang bertanggungjawab untuk menyusun dokumen ini adalah Pusat Teknologi Radioisotop dan radiofarmaka (PTRR).
5. Instruksi kerja atau SOP pengukuran aktivitas dan standarisasi zat radioaktif terbungkus hasil daur ulang yang dapat digunakan kembali. Unit kerja yang bertanggungjawab untuk menyusun dokumen ini adalah Pusat Teknologi Keselamatan Dan Metrologi Radiasi (PTKMR)-BATAN.
6. Instruksi kerja atau SOP penerbitan sertifikat zat radioaktif terbungkus hasil daur ulang yang dapat digunakan kembali. Unit kerja yang bertanggungjawab untuk menyusun dokumen ini adalah PTKMR-BATAN.
7. Instruksi kerja atau SOP Uji sumber terbungkus. Unit kerja yang bertanggungjawab untuk menyusun dokumen ini adalah PTKMR-BATAN.
8. Instruksi kerja atau SOP Uji Bungkusan. Unit kerja yang bertanggungjawab untuk menyusun dokumen ini adalah PTKMR-BATAN.
9. Instruksi kerja atau SOP pengemasan sumber terbungkus hasil daur ulang. Unit kerja yang bertanggungjawab untuk menyusun dokumen ini adalah PTRR-BATAN.

3.4. Sarana Dan Fasilitas

Untuk keperluan daur ulang zat radioaktif terbungkus diperlukan sarana dan fasilitas. Sarana dan fasilitas yang diperlukan serta unit kerja pendukungnya secara lengkap diberikan pada Tabel 1[3].

3.5. Sumber Daya Manusia (SDM)

Untuk keperluan pelaksanaan daur ulang zat radioaktif terbungkus diperlukan sumber daya manusia yang handal dan profesional di bidangnya masing-masing. Sumber daya manusia, asal unit kerja dan keahliannya secara lengkap diberikan pada Tabel 2 [3].

3.6. Pengeluaran Bungkusan Zat Radioaktif Dari Tempat Penyimpanan Di PTLR.

Bungkusan zat radioaktif terbungkus yang akan diambil dari tempat penyimpanan di PTLR terlebih dahulu telah ditentukan sesuai dengan jenis zat radioaktif dan peruntukannya. Pihak PTLR yang bertanggungjawab terhadap pengeluaran bungkusan ini terlebih dahulu harus menyiapkan dokumen identitas dari zat radioaktif yang akan dikeluarkan agar penelusuran riwayatnya lebih mudah.

Setelah bungkusan zat radioaktif dikeluarkan dari tempat penyimpanan, pihak PTLR mengajukan permohonan ke pihak PTKMR untuk melakukan kajian keselamatan terhadap bungkusan yang berisi zat radioaktif terbungkus yang akan didaur ulang. Hasil pelaksanaan pengeluaran bungkusan dan pengiriman ke PTKMR harus dicatat di lembar rekaman seperti yang ada di dalam instruksi kerja atau SOP sehingga bisa dipertanggungjawabkan dari aspek jaminan kualitas.

3.7. Kajian Keselamatan

Setelah menerima permohonan resmi dari PTLR, pihak PTKMR melakukan kajian keselamatan terhadap bungkusan yang berisi zat radioaktif terbungkus yang akan didaur ulang.

Kajian keselamatan yang dilakukan oleh PTKMR diantaranya meliputi : pemeriksaan kondisi fisik bungkusan, jenis zat radioaktif, aktivitas zat radioaktif, sifat fisika dan kimia zat radioaktif serta kemungkinan tingkat kesulitan proses daur ulang. Hasil kajian keselamatan ini secara resmi disampaikan ke PTLR sebagai pihak pemohon [3].

3.8. Pemberitahuan Rencana Daur Ulang Ke Badan Pengawas

Pihak PTLR setelah menerima hasil kajian keselamatan dari PTKMR selanjutnya menyampaikan pemberitahuan tentang rencana daur ulang ke badan pengawas (BAPETEN) dengan melampirkan [3]:

1. Foto copy gambar teknis bungkusan yang berisi zat radioaktif terbungkus yang akan di daur ulang.
2. Foto copy sertifikat kendali kualitas untuk zat radioaktif terbungkus yang akan di daur ulang.
3. Dokumen hasil kajian keselamatan dari PTKMR.
4. Semua instruksi kerja atau SOP yang dibutuhkan untuk kegiatan daur ulang.
5. Denah lokasi atau tempat proses daur ulang.
6. Daftar personil yang terlibat dalam kegiatan proses daur ulang.

3.9. Pengiriman Bungkusan Zat Radioaktif Terbungkus Yang Akan Didaur Ulang.

Setelah menyampaikan pemberitahuan ke BAPETEN perihal rencana daur ulang zat radioaktif terbungkus, pihak PTLR mengajukan permohonan proses daur ulang ke pihak PTRR. Selanjutnya pihak PTLR mengirim bungkusan yang berisi zat radioaktif terbungkus ke PTRR untuk dilakukan proses daur ulang [3].

3.10. Proses Daur Ulang

Proses daur ulang zat radioaktif terbungkus dilakukan di PTRR sesuai dengan jenis zat radioaktif dan peruntukannya. Adapun tahapan garis besar proses daur ulang tersebut adalah sebagai berikut [3,4]:

1. Pemasukan bungkusan zat radioaktif terbungkus (kontener) ke dalam *Hot cell*, *glove box* atau *fume hood* sesuai dengan jenis dan aktivitas zat radioaktif serta peruntukannya.
2. Pengeluaran *outer capsule* yang berisi zat radioaktif terbungkus dari dalam bungkusan (kontener) di dalam *Hot Cell*, *glove box* atau *fume hood* sesuai dengan jenis dan aktivitas zat radioaktif serta peruntukannya.
3. Pengukuran aktivitas awal zat radioaktif terbungkus yang ada di dalam *outer capsule*.
4. Proses daur ulang zat radioaktif terbungkus di dalam *Hot Cell*, *glove box* atau *fume hood* sesuai dengan jenis dan peruntukannya.
5. Pengukuran aktivitas awal zat radioaktif terbungkus hasil daur ulang.
6. Penyediaan wadah untuk zat radioaktif terbungkus hasil daur ulang.
7. Pemasukan zat radioaktif terbungkus hasil daur ulang ke dalam wadah.

3.11. Pengukuran Aktivitas Dan Standarisasi Zat Radioaktif Terbungkus Hasil Daur Ulang.

Setelah proses daur ulang selesai, pihak PTRR menyampaikan permohonan standarisasi zat radioaktif terbungkus hasil daur ulang ke pihak PTKMR. Surat permohonan standarisasi ini ditembuskan juga ke pihak PTLR [3].

Sehubungan masih adanya keterbatasan alat yang ada di PTKMR khususnya untuk pengukuran aktivitas zat radioaktif, maka pelaksanaan standarisasi oleh pihak PTKMR dilakukan di PTRR.

Hasil standarisasi ini disampaikan oleh pihak PTKMR ke pihak PTRR dengan tembusan ke pihak PTLR.

3.12. Pengujian Zat Radioaktif Terbungkus Dan/atau Bentuk Khusus Hasil Daur Ulang

Pihak PTRR menyampaikan permohonan pengujian zat radioaktif terbungkus dan/atau bentuk khusus hasil daur ulang ke PTKMR dengan tembusan ke PTLR.

Permohonan pengujian ini disampaikan dengan melampirkan [3,4]:

1. Gambar teknis zat radioaktif terbungkus hasil daur ulang.

2. Gambar teknis wadah zat radioaktif terbungkus hasil daur ulang.
3. Sertifikat kendali kualitas zat radioaktif terbungkus hasil daur ulang.
4. Sertifikat hasil standarisasi zat radioaktif terbungkus hasil daur ulang.
5. Persetujuan pengiriman zat radioaktif dari BAPETEN.

Hasil pengujian zat radioaktif terbungkus dan/atau bentuk khusus hasil daur ulang oleh pihak PTKMR disampaikan ke PTRR dengan tembusan ke PTLR.

3.13. Penerbitan Sertifikat Bentuk Khusus (*Special Form*) Untuk Zat Radioaktif Terbungkus Hasil Daur Ulang Ke BAPETEN.

Pihak PTRR menyampaikan permohonan sertifikat bentuk khusus (*special form*) untuk zat radioaktif terbungkus hasil daur ulang ke BAPETEN dengan tembusan ke PTLR.

Permohonan sertifikat bentuk khusus (*special form*) ini disampaikan dengan melampirkan [3]:

1. Gambar teknis zat radioaktif terbungkus hasil daur ulang.
2. Sertifikat kendali kualitas zat radioaktif terbungkus hasil daur ulang.
3. Sertifikat hasil standarisasi zat radioaktif terbungkus hasil daur ulang yang diterbitkan oleh PTKMR.
4. Dokumen laporan hasil uji sumber terbungkus dan/atau bentuk khusus untuk zat radioaktif hasil daur ulang.

Sertifikat bentuk khusus (*special form*) yang diperoleh dari BAPETEN oleh pihak PTRR disampaikan juga ke pihak PTLR.

3.14. Pengujian kontener transport Untuk wadah Zat Radioaktif Terbungkus Hasil Daur Ulang

Pihak PTRR menyampaikan permohonan pengujian kontener transport untuk wadah zat radioaktif terbungkus hasil daur ulang ke PTKMR dengan tembusan ke BAPETEN dan PTLR.

Permohonan pengujian ini disampaikan dengan melampirkan [3] :

1. Spesifikasi teknis kontener transport.
2. Gambar teknis kontener transport yang sudah disahkan oleh satuan jaminan kualitas.
3. Contoh kontener transport yang akan diuji (jumlahnya sesuai kebutuhan).
4. Zat radioaktif terbungkus hasil daur ulang.
5. Sertifikat kendali kualitas zat radioaktif terbungkus hasil daur ulang.
6. Persetujuan pengiriman zat radioaktif dari BAPETEN.

Hasil pengujian kontener transport untuk wadah zat radioaktif terbungkus hasil daur ulang ini oleh

pihak PTKMR disampaikan ke PTRR dengan tembusan ke PTLR.

3.15. Penerbitan Sertifikat Kontener Transport Untuk Wadah Zat Radioaktif Terbungkus Hasil Daur Ulang Ke BAPETEN

Pihak PTRR menyampaikan permohonan sertifikat kontener transport untuk wadah zat radioaktif terbungkus hasil daur ulang ke BAPETEN dengan tembusan ke PTLR.

Pemohonan sertifikat kontener transport ini disampaikan dengan melampirkan [3]:

1. Spesifikasi teknis kontener transport.
2. Gambar teknis kontener transport yang sudah disahkan oleh satuan jaminan kualitas.
3. Dokumen hasil pengujian kontener transport yang diterbitkan oleh PTKMR.

Sertifikat kontener transport yang diperoleh dari BAPETEN oleh pihak PTRR disampaikan juga ke pihak PTLR.

IV. KESIMPULAN

Berdasarkan uraian tersebut di atas, dapat ditarik kesimpulan sebagai berikut :

1. Zat radioaktif terbungkus yang akan didaur ulang terlebih dahulu harus didokumentasi riwayatnya (melalui beberapa dokumen terkait) agar mampu telusur.
2. Untuk melakukan kegiatan daur ulang harus melibatkan beberapa unit kerja yang ada di lingkungan BATAN yang memiliki SDM dan fasilitas yang diperlukan.
3. Sebelum dilakukan kegiatan daur ulang terlebih dahulu harus dibuat kajian keselamatan sesuai dengan jenis zat radioaktif dan peruntukannya.
4. Untuk keperluan pelaksanaan daur ulang terlebih dahulu harus disiapkan dokumen baik dalam bentuk instruksi kerja maupun SOP sesuai yang diperlukan.
5. Agar zat radioaktif terbungkus hasil daur ulang bersifat legal dan dapat dipertanggungjawabkan maka harus dilengkapi dengan sertifikat standarisasi dan sertifikat bentuk khusus (special form) yang diterbitkan oleh BAPETEN.

DAFTAR PUSTAKA

1. Sekretariat Negara, “Peraturan Pemerintah No. 61 Tahun 2013 Tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif, Jakarta, 2013.
2. *Medhi Physics* , “ Dokumen Pengelolaan Limbah Radioaktif Bentuk Tertutup Di Instalasi Produksi Radioisotop Dan Radiofarmaka (IPRR) “, Medhi Physics, 1989.
3. Muhammad, Suhaedi,” Pengelolaan Zat Radioaktif Terbungkus Yang Tidak Digunakan Berdasarkan Peraturan Pemerintah Nomor 61 tahun 2013”, Jakarta, 2014.
4. Muhammad, Suhaedi,” Pengelolaan Sumber Lemah Iridium-192 ”, PT. Batan Teknologi (Persero), Serpong, 2007.

Tabel 1. Sarana Dan Fasilitas Untuk Daur Ulang Zat Radioaktif Terbungkus

No.	Jenis Kegiatan	Unit Kerja (Kontributor)	Sarana Dan Fasilitas
01.	Pengeluaran bungkusan zat radioaktif dari tempat penyimpanan di PTLR-BATAN.	PTLR	Perlengkapan proteksi radiasi personil, <i>Cran</i> /alat penangkat, <i>forklift</i> , <i>tool kit</i> , dll
02.	Pengangkutan bungkusan zat radioaktif dari PTLR-BATAN ke lokasi daur ulang.	PTLR	Perlengkapan proteksi radiasi personil, <i>forklift</i> , <i>tool kit</i> , kendaraan pengangkut, dll.
03.	Proses daur ulang zat radioaktif terbungkus.	PTRR,	Perlengkapan proteksi radiasi personil, <i>Hot Cell</i> , <i>Glove box</i> , <i>Fume Hood</i> , <i>tool kit</i> dan peralatan lain sesuai dengan jenis proses daur ulang
04.	Standarisasi zat radioaktif.	PTKMR	Peralatan untuk standarisasi zat radioaktif.
05.	Pengujian sumber terbungkus	PTKMR	Fasilitas pengujian sumber terbungkus.
06.	Penyiapan wadah untuk pengiriman zat radioaktif.	PTRR	Kontener zat radioaktif dan komponen pembungkus lainnya.
07.	Pengujian bungkusan zat radioaktif.	PTKMR	Fasilitas pengujian bungkusan zat radioaktif.
08.	Pengemasan zat radioaktif.	PTRR	Fasilitas pengemasan zat radioaktif.
09.	Penerbitan sertifikat.	PTKMR	Sarana untuk penerbitan sertifikat

Tabel 2. Sumber Daya Manusia Untuk Kegiatan Daur Ulang Zat Radioaktif Terbungkus

No.	Jenis Kegiatan	Unit Kerja	Kualifikasi SDM
01.	Pengeluaran bungkusan zat radioaktif terbungkus dari tempat penyimpanan di PTLR.	PTLR	Petugas proteksi radiasi, memiliki kemampuan dan pengalaman dalam hal pemasukan dan pengeluaran bungkusan zat radioaktif terbungkus di gudang penyimpanan PTLR.
02.	Pengangkutan bungkusan zat radioaktif terbungkus dari gudang PTLR ke lokasi daur ulang (PTRR).	PTLR	Petugas proteksi radiasi, memiliki kemampuan dan pengalaman dalam hal pengangkutan zat radioaktif.
03.	Proses daur ulang zat radioaktif terbungkus di dalam <i>hot cell</i> , <i>glove box</i> atau <i>fume hood</i> .	PTRR	Pekerja radiasi, memiliki kemampuan dan pengalaman dalam pengoperasian <i>Hot Cell</i> , <i>Glove box</i> atau <i>Fume Hood</i> .
04.	Standarisasi zat radioaktif terbungkus baik hasil non daur ulang maupun hasil daur ulang.	PTKMR	Pekerja radiasi, memiliki kemampuan dan pengalaman dalam standarisasi zat radioaktif.
05.	Sertifikasi zat radioaktif terbungkus hasil penanganan atau hasil daur ulang.	PTKMR	Memiliki kemampuan dan pengalaman dalam pembuatan sertifikat zat radioaktif.
06.	Pengujian sumber terbungkus.	PTKMR	Memiliki kemampuan dan pengalaman dalam pengujian sumber terbungkus.
07.	Penyiapan wadah (kontener) untuk zat radioaktif hasil penanganan atau hasil daur ulang.	PTRR	Pekerja radiasi, memiliki kemampuan dan pengalaman dalam pembuatan kontner zat radioaktif.
08.	Pengujian bungkusan	PTKMR	Memiliki kemampuan dan pengalaman dalam pengujian bungkusan.
09.	Pengemasan zat radioaktif hasil penanganan atau hasil daur ulang.	PTRR	Pekerja radiasi, memiliki kemampuan dan pengalaman dalam pengemasan zat radioaktif.

PENERAPAN PROTEKSI DAN KESELAMATAN RADIASI DI FASILITAS RADIOTERAPI-LINAC

Nazaroh¹, Suhaedi Muhammad¹, dan Gatot Wurdianto¹

¹Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi – BATAN

nazaroh_s@batan.go.id; suhaedi.muhammad62@gmail.com; gatot_w@batan.go.id

ABSTRAK

PENERAPAN PROTEKSI DAN KESELAMATAN RADIASI DI FASILITAS RADIOTERAPI-LINAC. LINAC (*Linear Accelerator*) adalah pesawat yang menghasilkan berkas elektron dan/atau sinar-X energi tinggi untuk radioterapi sel kanker. Penerapan Program Proteksi dan Keselamatan Radiasi di fasilitas LINAC harus dimulai saat izin konstruksi, saat izin operasi, dan selama operasi. Perhitungan tebal barrier radiasi, jenis dan densitas material di fasilitas LINAC harus mempertimbangkan jenis/energi LINAC, disain ruang, radiasi primer, dan radiasi sekunder. Barrier radiasi primer memberikan perlindungan terhadap berkas radiasi yang datang secara langsung, sedangkan barrier radiasi sekunder memberikan perlindungan terhadap radiasi hambur dan radiasi bocor. Dalam izin operasi LINAC, persyaratan perizinan yang harus dipenuhi Pemegang Izin (PI) adalah melakukan pengukuran *output* dan diverifikasi oleh laboratorium yang telah diakreditasi atau ditunjuk BAPETEN. Tujuan verifikasi adalah untuk keselamatan pasien, memeriksa dosis serap yang dipancarkan oleh pesawat LINAC pada kondisi tertentu sebelum digunakan untuk radioterapi pasien. Penerapan program Proteksi dan Keselamatan Radiasi di fasilitas LINAC bukan semata-mata tanggungjawab Pemegang Izin tetapi menjadi tanggungjawab seluruh pekerja radiasi. Diperlukan tindakan preventif agar penerimaan dosis pekerja radiasi tidak melampaui Nilai Batas Dosis (NBD) dan diperlukan tindakan korektif manakala terjadi penerimaan dosis berlebih.

Kata kunci : proteksi dan keselamatan radiasi, radioterapi, LINAC

ABSTRACT

IMPLEMENTATION OF PROTECTION AND RADIATION SAFETY IN THE FACILITY OF RADIOTHERAPY-LINAC. LINAC (*Linear Accelerator*) is a machine that generates an electron beam and / or high-energy X-rays for the treatment of cancer cells. Implementation of Protection and Radiation Safety in LINAC must be started when a construction permit, when operating licenses and during operation. Calculation of radiation barrier in LINAC facility should consider the type / energy of LINAC, design of space, primary radiation, and secondary radiation. Primary radiation barrier provides protection against radiation beam that comes directly, while the secondary radiation barrier provides protection against radiation scattering and radiation leak. In the linac operating license, the licensing requirements that must be met by Permit Holders (PH) is measuring output and verified by a laboratory that is accredited or designated BAPETEN. The aim of verification is for safety of the patient, to check the absorbed dose emitted by LINAC on certain conditions before used for radiotherapy of patients. Implementation of Protection and Radiation Safety program at LINAC facility is not only the responsibility of PH but also is the responsibility of all radiation workers. It is required preventive measures that dose of radiation workers not exceed the Dose Limit Value (NBD) and it is needed corrective actions when there is accepted excessive doses.

Keywords: protection and radiation safety, radioterapi, LINAC

I. PENDAHULUAN

LINAC (*Linear Accelerator*) (Gambar 1) adalah pesawat yang menghasilkan berkas elektron dan/atau sinar-X energi tinggi untuk radioterapi sel kanker. Radioterapi adalah modalitas pengobatan dengan menggunakan Zat Radioaktif Terbungkus dan/atau Pembangkit Radiasi Pengion.



Gambar 1. Pesawat LINAC

LINAC menggunakan teknologi *microwave*, berfungsi sebagai *injector* dan pemercepat partikel, dan memungkinkan elektron yang dipercepat ini

bertabrakan dengan target logam berat dalam tabung sehingga menghasilkan sinar-X dan elektron energi tinggi untuk tujuan radioterapi sel kanker.

Sinar-X ini diarahkan ke tumor pasien dengan memutar *gantry* (kepala mesin) pada pesawat LINAC, dan dengan mengatur balok Pb, sehingga berkasnya sesuai dengan bentuk tumor pasien. Balok Pb dapat dibentuk oleh blok Pb yang ditempatkan di *gantry* atau dengan kolimator *multileaf* yang dimasukkan ke dalam *gantry*. *Gantry* dapat diputar di sekitar pasien, karena itu radiasi yang dihasilkan pesawat LINAC dapat diarahkan ke tumor dari sudut manapun dengan memutar *gantry* dan sofa perawatan.

Ruang radioterapi LINAC dilengkapi dengan laser, yang digunakan untuk memastikan pasien dalam posisi yang tepat. Sofa perawatan, tempat pasien dibaringkan, dapat digerakkan ke berbagai arah termasuk ke atas, bawah, kanan, dan ke kiri. Pada Gambar 2 disajikan pasien yang akan mendapatkan radioterapi dengan LINAC [1].

LINAC memiliki disain yang bervariasi bergantung pada jenis radiasi dan energi yang dihasilkan untuk berbagai aplikasi di bidang medik.

Untuk melaksanakan radioterapi menggunakan LINAC, dokter spesialis onkologi radiasi harus berkolaborasi dengan dosimetris radiasi dan fisika medis untuk mengembangkan rencana perawatan. Dokter harus memeriksa rencana ini sebelum pengobatan dimulai dan menerapkan prosedur jaminan mutu untuk memastikan bahwa setiap perlakuan kepada pasien harus mengikuti *Standard Operational Procedure* dan disampaikan dengan cara yang sama.



Gambar 2. Pasien yang akan mendapatkan radioterapi dengan LINAC

Dalam rangka penerapan proteksi dan keselamatan radiasi, berdasarkan Peraturan Pemerintah Nomor 29 Tahun 2008 [2] tentang Perizinan Pemanfaatan Sumber Radiasi Pngion dan Bahan Nuklir, Pemegang Izin fasilitas radioterapi LINAC harus mengajukan perizinan pemanfaatan sumber radiasi kepada BAPETEN untuk layanan terapi menggunakan LINAC.

Beberapa rumah sakit (RS) di Indonesia yang telah memiliki LINAC untuk layanan radioterapi

tumor/*cancer* adalah RS dr. Sardjito (Yogyakarta), RS Syaiful Anwar (Malang), RS dr. Sutomo (Surabaya), RS Pertamina, RSCM, RSPAD (Jakarta), RS Hasanudin (Makassar), dan beberapa rumah sakit di propinsi lainnya di Indonesia.

Pada Pasal 3 perka BAPETEN No. 3/2013 [3] disebutkan: "Setiap orang atau badan yang akan menggunakan Radioterapi wajib memiliki izin dari Kepala BAPETEN dan memenuhi persyaratan keselamatan radiasi dan keamanan sumber radioaktif".

Untuk memperoleh izin dari BAPETEN, Pemegang Izin (PI) harus melengkapi dokumen perizinannya dengan:

- Dokumen Program Proteksi dan Keselamatan Radiasi.
- Dokumen Program Jaminan Mutu

Yang termasuk dalam dokumen Proteksi dan Keselamatan Radiasi adalah izin konstruksi (perhitungan tebal barrier radiasi, jenis dan densitas material), izin operasi (pengukuran *output* dan verifikasi), pemantauan daerah kerja, pemantauan dosis pekerja radiasi, dan pemeriksaan kesehatan.

Yang termasuk dalam dokumen program jaminan mutu : jaminan kualitas personil, penerapan *Standard Operational Procedure* (SOP), dan pengujian berkala peralatan dan system keselamatan

Program proteksi dan keselamatan radiasi adalah tindakan yang sistematis dan terencana untuk melindungi pekerja, anggota masyarakat dan lingkungan hidup dari bahaya radiasi. Program proteksi dan keselamatan radiasi adalah sebagai pedoman dalam melaksanakan kegiatan yang terkait dengan sumber radiasi, untuk mengurangi potensi bahaya radiasi sehingga risiko bahaya radiasi bisa diminimalisir.

Dalam izin konstruksi fasilitas LINAC, dokumen yang harus dipersiapkan oleh PI adalah perhitungan ketebalan dinding ruang LINAC, jenis dan densitas material.

Dalam izin operasi LINAC, persyaratan perizinan yang harus dipenuhi oleh PI adalah melakukan pengukuran *output* dan diverifikasi oleh laboratorium yang telah diakreditasi atau ditunjuk BAPETEN. Saat ini laboratorium yang dapat melakukan verifikasi pengukuran output LINAC adalah Laboratorium Dosimetri Standar Sekunder (LDSS), Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi (PTKMR-BATAN).

Pada makalah ini akan disajikan Proteksi dan Keselamatan Radiasi yang harus diterapkan di Fasilitas Radioterapi LINAC dalam rangka untuk memenuhi peraturan proteksi dan keselamatan radiasi berdasarkan Peraturan Pemerintah No. 33/2007 dan PERKA BAPETEN No. 3 dan 4/2013 [3,4,5].

II. TEORI

Rancangan atau disain ruang tempat pesawat LINAC harus memenuhi syarat proteksi dan

keselamatan radiasi yang berlaku sehingga tidak mengalami kebocoran radiasi. Dinding ruangan harus terbuat dari beton dengan kepadatan beton 2,35 g/cm³ [6] dan memiliki tebal 0,9 m, dan tidak memerlukan timbal (Pb). Lantai ruangan harus mampu menahan beban seberat 6,5 ton. Plafon di pusat radiasi harus dibeton dengan tebal 1,7 m.

Terdapat dua kategori dalam merancang *barrier* radiasi untuk proteksi dan keselamatan radiasi yaitu *barrier* radiasi primer dan *barrier* radiasi sekunder. *Barrier* radiasi primer memberikan perlindungan terhadap berkas radiasi yang datang secara langsung, sedangkan *barrier* radiasi sekunder memberikan perlindungan terhadap radiasi hambur dan radiasi bocor.

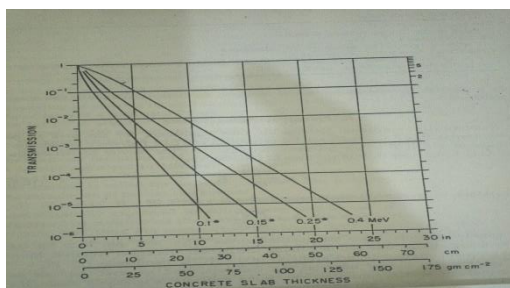
Penerapan proteksi dan keselamatan radiasi untuk radiasi primer

Berdasarkan rekomendasi NCRP, dalam buku *The Physics of Radiation therapy* [6], tebal *barrier* radiasi primer ditentukan berdasarkan nilai factor transmisi, B, yang merupakan jumlah Rontgen/mA-menit-minggu pada jarak 1 m, yang dapat dihitung dari Persamaan (1).

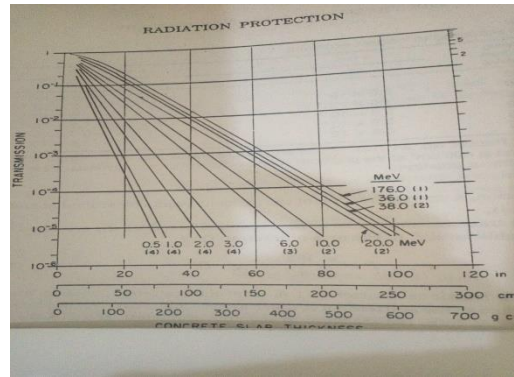
$$B = \frac{Pxd^2}{WUT} \dots\dots(1)$$

P : dosis ekivalen maksimum untuk *controlled area* misal 0,1 rad/minggu atau 0,01 rad/minggu untuk *uncontrolled area*.

Dengan menggunakan kurva transmisi pada Gambar 16.1 dan 16.2 [6] untuk berkas energi yang digunakan pada LINAC, kita bisa memperoleh nilai B, dan dapat digunakan untuk menentukan tebal *barrier* yang diperlukan.



Gambar 16.1. Transmisi sinar-X (0,1-0,4 MeV electron) melalui beton biasa (densitas 2,35 g.cm⁻³) [NCRP No.51]



Gambar 16.2. Transmisi sinar-X (0,5-175) MeV electron melalui beton biasa (densitas 2,35 g.cm⁻³) [NCRP No.51]

Pilihan materi *barrier* seperti beton, Pb dan *steel* bergantung pada struktur dan pertimbangan. Jika beton relatif lebih murah, biasanya dinding dan atap terbuat dari beton. Sedangkan Pb dan *steel* digunakan di ruang premium.

Untuk radiasi sinar-X dan gamma pada energi MV, tebal materi dapat dihitung dengan membandingkan *Tenth Value Layer* (TVL). Jika informasi untuk materi /bahan yang diberikan tidak ada, dapat digunakan rasio densitas. Densitas dan TVL untuk bermacam materi disajikan pada NCRP [7,8]

Penerapan proteksi dan keselamatan radiasi pada radiasi sekunder untuk radiasi hambur

Radiasi yang dihamburkan dari pasien datang dari segala arah. Jumlah radiasi yang dihamburkan bergantung pada intensitas berkas yang datang pada penghambur, kualitas radiasi, area berkas pada penghambur, dan sudut hambur.

Jika rasio dosis hambur terhadap radiasi yang datang, adalah a. Pada Tabel 1, disajikan nilai a untuk berbagai sudut dan kualitas berkas [8]. Untuk berkas dengan energy 6MV, a diasumsikan 0,06% untuk hamburan 90°.

Tabel 1. Rasio α (NCRP No.34)

Sudut hambur	⁶⁰ Co	4 MV	6 MV
15		2,7.10 ⁻³	0,009
30	0,006		0,007
45	0,0036		0,0018
60	0,0023		0,0011
90	0,0009		0,0006
135	0,0006		0,0004

Radiasi hambur diukur pada 1 m dari fantom, area medan 400 cm² pada permukaan fantom. Paparan yang datang diukur pada pusat medan tanpa fantom.

Radiasi hambur umumnya memiliki energi lebih rendah dari radiasi yang datang. Tetapi radiasi hambur akibat hamburan Compton bergantung pada energi radiasi yang datang dan arah hamburan.

Untuk radiasi dengan energi MV, maksimum energi radiasi hambur pada sudut 90° adalah 500 keV. Oleh sebab itu transmisi radiasi hambur yang melalui suatu

barrier diperkirakan sama dengan 500kVp. Pada sudut hambur yang lebih kecil berkas hambur mempunyai daya penetrasi lebih besar [7,8].

Faktor transmisi, B_s , diperlukan untuk mengurangi dosis hambur hingga ke level P yang dapat diterima di area tertentu. B_s dapat dihitung dengan Persamaan (2).

$$B_s = \frac{P}{aWT} \frac{400}{F} d_{ssc}^2 \cdot d_{tpat}^2 \dots (2)$$

a : fraksi hambur pada jarak 1 m dari penghambur, untuk area berkas 400 cm².

d_{ssc} : jarak sumber (source) ke penghambur

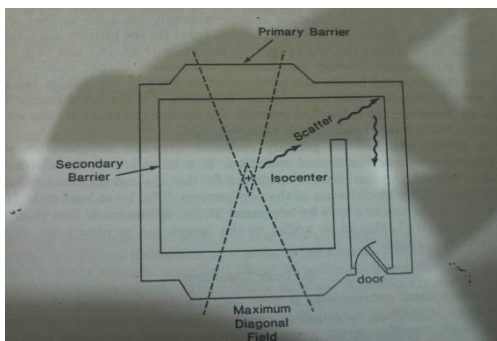
d_{tpat} : jarak target ke pasien

F : area berkas

Faktor untuk barrier sekunder = 1.

Tebal beton atau Pb dapat ditentukan, dan untuk kurva transmisi yang sesuai, diberikan dalam NCRP.

Pada Gambar 3 disajikan contoh skema disain ruang LINAC foton energi MV.



Gambar 3. Disain ruang LINAC foton

Proteksi dan keselamatan radiasi untuk radiasi bocor

Batas radiasi bocor untuk LINAC dengan energi MV adalah 0,1% dari dosis berkas primer [6] pada jarak 1 m. Batasan ini juga berlaku untuk fasilitas teleterapi ⁶⁰Co dengan sumber pada posisi “ON”.

Jika radiasi bocor ada ketika pesawat dioperasikan, factornya adalah 1. Barrier sekunder untuk radiasi bocor mempunyai faktor transmisi, B_L , untuk mengurangi dosis bocor ke level maksimum yang diizinkan, P (R/minggu).

Untuk fasilitas therapy di atas 500kVp :

$$B_L = \frac{P \cdot d^2}{0,001 \cdot WT} \dots (3)$$

Faktor 0,001 adalah 0,1% batas bocor dari rumah sumber.

Untuk fasilitas therapy di bawah 500kVp :

$$B_L = \frac{Pd^2 \cdot 60I}{WT} \dots (4)$$

I : arus tabung maksimum

60 : angka yang digunakan untuk mengkonversi batas

radiasi bocor dari 1R/h ke 1/60 R/menit, jika beban kerja W, dinyatakan dalam istilah mA-menit/minggu.

Kualitas radiasi bocor adalah hampir sama dengan berkas primer, oleh karena itu kurva transmisi berkas primer harus digunakan untuk menentukan tebal barrier radiasi bocor.

Untuk fasilitas LINAC energi MV, barrier untuk radiasi bocor biasanya lebih tebal dari barrier radiasi hambur karena radiasi bocor memiliki daya tembus lebih besar dibanding radiasi hambur.

Barrier yang dirancang untuk radiasi primer, cukup untuk proteksi dan keselamatan radiasi terhadap radiasi bocor dan hambur. Jika barrier hanya dirancang untuk radiasi yang bocor/hambur maka tebal barrier dihitung secara terpisah.

Tabel 2. Faktor untuk menghitung barrier primer [6].

No.	Lokasi	Faktor
1	Lantai	1
2	Dinding	1/4
3	Atap	1/4-1/2

Tabel 3. Faktor occupancy [6]

No.	Lokasi	Faktor
1	Full occupancy	T = 1 (Work area : office, nurses)
2	Partial occupancy	T = 1/4 (corridor, rest room)
3	Occasional occupancy	$\frac{1}{8} - \frac{1}{16}$ (waiting room, toilet, public area)

Proteksi dan Keselamatan Radiasi untuk Shielding Pintu

Tebal pintu harus sesuai dengan tebal dinding beton di sekitar pintu. Untuk fasilitas LINAC dengan akses langsung ke ruang LINAC memerlukan pintu yang tebal/berat. Disain seperti Gambar 3. Akan mencegah datangnya radiasi secara langsung ke pintu. Untuk disain ruang seperti Gambar 3, Pintu hanya terpapar radiasi hambur, yang telah berkurang intensitas dan energinya.

Proteksi dan Keselamatan Radiasi untuk neutron

LINAC dengan energy > 10MV, akan menghasilkan neutron. Neutron tersebut dihasilkan dari foton energi tinggi dan electron yang datang pada bermacam target, flattening filter, kolimator dan komponen shielding lain. Cross section untuk reaksi (e,n) lebih kecil 10x dari reaksi reaksi (γ,n). Oleh karena itu produksi neutron selama terapi berkas elektron cukup kecil dibandingkan dengan terapi berkas foton. Produksi neutron akan meningkat cepat jika energi dari berkas LINAC foton bertambah dari 10 ke 20 MV. Proteksi dan keselamatan radiasi untuk

pekerja radiasi di LINAC foton >10 MV harus dilengkapi dengan TLD neutron.

Spektrum Energi yang dipancarkan neutron dari berkas LINAC foton mirip dengan spektrum fisi uranium, spektrumnya lebar pada rentang 1 MeV. Energi neutron akan berkurang setelah berkali-kali dihamburkan oleh dinding. Barrier beton cukup untuk proteksi terhadap neutron. Pintu juga harus diproteksi terhadap neutron. Refleksi dari dinding, menyebabkan pengurangan fluens neutron, bergantung pada konfigurasi LINAC. Tebal shielding yang diperlukan untuk pintu sangat berkurang jika ruangan dirancang dengan *maze design* (konsep labirin). Disamping itu perlu ditambah beberapa inchi bahan hydrogen seperti polietilen untuk menormalisasi neutron/mengurangi dosis neutron. Baja dan Pb dapat digunakan untuk pintu untuk melindungi pekerja radiasi terhadap hamburan sinar-X

Pengukuran output pesawat LINAC

Dalam izin operasi LINAC, persyaratan perizinan yang harus dipenuhi Pemegang Izin adalah melakukan pengukuran *output* dan diverifikasi oleh laboratorium yang telah diakreditasi atau ditunjuk BAPETEN.

Tujuan dilakukan verifikasi pengukuran *output* pesawat LINAC adalah untuk memeriksa/mengetahui dosis serap yang dipancarkan oleh pesawat LINAC pada kondisi tertentu sebelum digunakan untuk layanan radioterapi pasien. Verifikasi pengukuran *output* ini bertujuan untuk keselamatan pasien, agar dosis serap air yang diberikan pada pasien mengacu pada hasil verifikasi. Laboratorium Dosimetri Standar Sekunder (LDSS) memverifikasi *output* pesawat teletherapy sekurang-kurangnya setiap dua tahun berdasarkan PERKA BAPETEN No. 1/2006 [9].

Peralatan yang diperlukan untuk pengukuran *output* LINAC :

- Pesawat LINAC
- Meja kalibrasi/meja pasien
- *Calibrated Ionization Chamber* 0,6 cc
- Elektrometer
- Fantom air
- Sumber pengecek, ⁹⁰Sr
- Laser
- Barometer, Termometer, Hygrometer
- Mistar

Untuk mengukur *output* pesawat LINAC, tahapan yang harus dilakukan adalah:

- Mengecek stabilitas alat standar kerja
- Menentukan TPR
- Menentukan dosis serap air maksimum

Mengecek stabilitas alat standar kerja harus dilakukan sebelum melakukan pengukuran. Hal ini untuk menjamin/memeriksa bahwa alat dalam kondisi stabil, dalam rentang toleransi ±1%.

Nilai TPR dapat dihitung dengan persamaan (5):

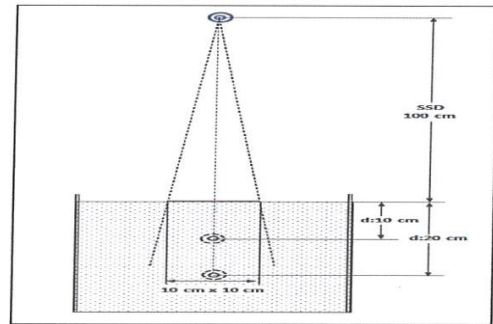
$$TPR_{20,10} = 1,2661 \times PDD_{20,10} - 0,0595 \dots (5)$$

$$PDD_{20,10} = D_{20,10} = \frac{DataD_{20}}{DataD_{10}} \dots (6)$$

PDD : *percentage of depth dose*

Data kedalaman 10 dan 20 cm dapat diambil dari Tabel PDD LINAC.

Setelah nilai TPR diperoleh, gunakan Tabel 6.III pada TRS 398 untuk mendapatkan nilai *k_Q* (Lamp. 1).



Gambar 4. Penentuan nilai TPR

Untuk menghitung dosis serap air maksimum, *D_{w,maks}* LINAC (foton) digunakan persamaan (7).

$$D_{w, maks} = M * K_{pt} * K_{pol} * K_s * N_{Dw} * K_Q * (100/PDD) (7)$$

D_{w,maks} : dosis serap air maksimum (cGy)

M : bacaan elektrometer (nC).

K_{PT} : faktor koreksi tekanan dan temperatur

K_{pol} : faktor koreksi polaritas

K_s : faktor koreksi rekombinasi ion

N_{DW} : faktor kalibrasi dosis serap air

K_Q : faktor koreksi kualitas berkas

PDD : *percentage of depth dose*

Untuk memenuhi dan mematuhi Perka BAPETEN No. 3/2013 dan Perka BAPETEN No. 4/2013, persyaratan manajemen yang harus dipenuhi oleh fasilitas radioterapi meliputi: program jaminan mutu yang meliputi pengujian berkala peralatan dan system keselamatan, jaminan kualitas personil dengan memberikan pelatihan terkait, dan *Standard Operational Procedure* (SOP) penggunaan alat.

Personil yang diperlukan di fasilitas Radioterapi meliputi:

- Dokter Spesialis Onkologi Radiasi /Konsultan Onkologi Radiasi;
- Tenaga Ahli dan/atau Fisikawan Medis (dapat bekerja paruh waktu).
- Petugas Proteksi Radiasi;
- Radioterapis;
- Dosimetris;
- Teknisi Elektromedis;
- Perawat; dan

- Teknisi Ruang Cetak (*Mould Room Technician*).

Komposisi dan jumlah personil, disesuaikan dengan beban kerja; teknik baru, termasuk protokol atau prosedur; atau jumlah dan jenis peralatan LINAC di fasilitas radioterapi.

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Perhitungan tebal *barrier primer* Jika di belakang *barrier primer (dinding A)* adalah ruang dokter

$P = 0,04R/\text{minggu}$ atau $0,0004 \text{ Sv/minggu}$ (*controlled area*), $d : 5 \text{ m}$. Jika jumlah pasien/hari : 50, jumlah penyinaran pasien/hari : 2X. Dosis maksimum pasien/penyinaran = 300 cGy. Beban kerja, $W = 300 \text{ cGy} \times 50 \text{ orang/hari} \times 2 \text{ penyinaran/orang} \times 5 \text{ hari/minggu} = 1500 \text{ Gy/minggu}$. $T = 1$ (factor *occupancy*), $U = 1/4$.

Dengan memasukkan nilai tersebut pada Persamaan (1), maka faktor transmisi, $B_x = 2,67 \cdot 10^{-5}$.

TVL (n) yang diperlukan :
 $n = \log (1/B_x)$, $\rightarrow n = 4,57 \text{ TVL}$.

Menggunakan Tabel pada NCRP Report No.51, untuk LINAC 6 MV dengan *barrier* beton, maka nilai $T_i = 0,35 \text{ m}$ dan $T_e = 0,35\text{m}$, sehingga tebal *barrier primer*, S yang diperlukan :

$$S = T_i + (n-1)T_e$$

$$S = 0,35 + (4,57-1)(0,35) \text{ m} = 1,6 \text{ m beton.}$$

Menggunakan Tabel 2-8 Varian 1995, TVL beton untuk LINAC foton energy 6 MV adalah 0,343m. Sehingga tebal $S = n \cdot \text{TVL} = 4,57 \cdot 0,343 \text{ m} = 1,57 \text{ m}$ beton.

Perhitungan Tebal *barrier dinding B* (Jika di belakang dinding B adalah taman)

$P = 0,00002 \text{ Sv/minggu}$ (*uncontrolled area*).
 $T = 1/4$ (factor *occupancy*)
 $U = 1/4$ (untuk dinding), 1 (untuk lantai)

Dengan memasukkan nilai tersebut pada Persamaan (1), maka faktor transmisi, $B_x = 5,33 \cdot 10^{-6}$.

TVL (n) yang diperlukan, $n = \log (1/B_x)$, $\rightarrow n = 5,27 \text{ TVL}$.

Menggunakan Tabel 2-7 pada NCRP Report No.51, untuk energy LINAC 6 MV, *barrier* beton, nilai $T_i = 0,35 \text{ m}$ dan $T_e = 0,35\text{m}$, sehingga tebal *barrier primer*, S yang diperlukan :

$$S = T_i + (n-1)T_e$$

$$S = 0,35 + (5,27-1)(0,35) \text{ m} = 1,808 \text{ m beton}$$

Perhitungan Tebal *barrier dinding atap* (Jika di atas dinding atap adalah kosong)

$P = 0,00002 \text{ Sv/minggu}$ (*uncontrolled area*).

$d = 4,31 \text{ m}$, $T = 1/16$ (faktor *occupancy*)
 $U = 1/4$ (untuk dinding), 1 (untuk lantai)

Dengan memasukkan nilai tersebut pada persamaan (1), maka faktor transmisi, $B_x = 1,59 \cdot 10^{-5}$.

TVL (n) yang diperlukan :
 $n = \log (1/B_x)$, $\rightarrow n = 4,8 \text{ TVL}$.

Menggunakan Tabel 2-7 pada NCRP Report No.51, untuk energy LINAC 6 MV, *barrier* beton, nilai $T_i = 0,35 \text{ m}$ dan $T_e = 0,35 \text{ m}$, sehingga tebal *barrier*, S yang diperlukan :

$$S = T_i + (n-1)T_e$$

$$S = 0,35 + (4,8-1)(0,35) \text{ m} = 1,68 \text{ m.}$$

Menggunakan Tabel 2-8 Varian 1995, TVL beton untuk LINAC foton energy 6 MV adalah 0,343m. Tebal $S = n \cdot \text{TVL} = 4,8 \cdot 0,343 = 1,65 \text{ m}$ beton.

Perhitungan tebal *barrier sekunder (dinding C)* (Dibalik dinding C adalah koridor dan taman)

$P = 0,00002 \text{ Sv/minggu}$ (*uncontrolled area*).
 $F = 40 \text{ cm} \times 40 \text{ cm}$ (bidang hambur maksimum)
 d_{sca} = jarak target ke pasien = 1m
 d_{sc} = jarak sumber radiasi ke penghambur = 4,65 m
 $\text{tg } \alpha = d_{sc}/d_{sca} = 4,65$, $\alpha = 77,8^\circ$.
 $a = (90-77,8)(0,0000629) + (77,8-60)(0,00043)/(90-60) = 0,000281$.

Faktor transmisi, B_s :

$$B_s = \frac{P}{aWT} \frac{400}{F} d_{sca}^2 \cdot d_{sc}^2 \dots (2)$$

$$B_s = \frac{0,00002}{0,000281 * 1500 * 1/4} \frac{400}{1600} (4,65)^2$$

$$B_s = 1,03 \cdot 10^{-3}$$

TVL (n) yang diperlukan :
 $n = \log (1/B_x)$, $\rightarrow n = 2,98 \text{ TVL}$.

Perhitungan tebal *barrier hambur (dinding D)*

Jika di belakang *barrier /dinding D* adalah *maze* ruang LINAC

$P = 0,0004 \text{ Sv/minggu}$ (*controlled area*).
 $F = 40 \text{ cm} \times 40 \text{ cm}$ (bidang hambur maksimum)
 d_{sca} = jarak target ke pasien = 1m
 d_{sc} = jarak sumber radiasi ke penghambur = 4,65 m
 $\text{tg } \alpha = d_{sc}/d_{sca} = 4,65$, $\alpha = 77,8^\circ$.
 $a = (90-77,8)(0,0000629) + (77,8-60)(0,00043)/(90-60) = 0,000281$.

Faktor transmisi, B_s :

$$B_s = \frac{P}{aWT} \frac{400}{F} d_{sca}^2 \cdot d_{sc}^2 \dots (2)$$

$$B_s = \frac{0,00004}{0,000281 * 1500 * 1 / 4} \frac{400}{1600} (4,65)^2$$

$$B_s = 5,13 * 10^{-3}$$

TVL (n) yang diperlukan :
 $n = \log (1/B_s), \rightarrow n = 2,29$ TVL.

Nilai TVL untuk 90° pada kurva hambur, TVL= 0,173 m, sehingga tebal *barrier* hambur
 $S_s = n * TVL = 2,29 * 0,173 \text{ m} = 0,396 \text{ m}$ beton

Perhitungan tebal *barrier* untuk Radiasi Bocor (*controlled area*)

P = 0,0004 Sv/minggu (*controlled area*).
 W=1500 Gy/minggu
 T=1 untuk *controlled area*
 d_{sca} = jarak target ke pasien = 1m
 d_{scc} = jarak sumber radiasi ke penghambur = 4,65 m
 $tg \alpha = d_{scc}/d_{sca} = 4,65, \alpha = 77,8^\circ$.
 $a = (90-77,8)(0,0000629)+(77,8-60)(0,00043)/(90-60) = 0,000281$.

Faktor transmisi, B_s :

$$B_s = \frac{P}{\alpha WT} \frac{400}{F} d_{sca}^2 \cdot d_{scc}^2 \dots (2)$$

$$B_s = \frac{0,00002}{0,000281 * 1500 * 1} \frac{400}{1600} (4,65)^2$$

$$B_s = 1,03,10^{-3}$$

TVL (n) yang diperlukan :
 $n = \log (1/B_s), \rightarrow n = 2,99$ TVL.

Nilai TVL untuk 90° pada kurva hambur, TVL= 0,173m, sehingga tebal *barrier* hambur
 $S_s = n * TVL = 2,99 * 0,173 \text{ m} = 0,517 \text{ m}$ beton

Perhitungan tebal *barrier* untuk Radiasi Bocor (*uncontrolled area*)

P = 0,0002 Sv/minggu (*uncontrolled area*).
 W=1500 Gy/minggu
 T=1/4 untuk *uncontrolled area*
 d_{sca} = jarak target ke pasien = 1m
 d_{scc} = jarak sumber radiasi ke penghambur = 4,65 m
 $tg \alpha = d_{scc}/d_{sca} = 4,65, \alpha = 77,8^\circ$.
 $a = (90-77,8)(0,0000629)+(77,8-60)(0,00043)/(90-60) = 0,000281$.

Faktor transmisi, B_s :

$$B_l = \frac{1000 \cdot P}{WT} d_{scc}^2 \dots (3)$$

$$B_l = \frac{1000 * 0,00002}{1500 * 1 / 4} (4,65)^2$$

$$B_l = 1,16.10^{-3}$$

TVL (n) yang diperlukan :
 $n = \log (1/B_l), \rightarrow n = 2,94$ TVL.

Menggunakan Tabel 2-8 Varian 1995, TVL beton untuk LINAC foton energi 6 MV adalah 0,275 m. Tebal beton, $S = n * TVL = 2,94 * 0,275 = 0,808 \text{ m}$ beton.

Selisih tebal *barrier* radiasi bocor dan hambur = (0,808-0,517) m = 0,292 m. Karena tebal ini > 1TVL (0,275m), maka tebal *barrier sekunder* total adalah tebal dinding radiasi terbesar, yaitu 0,808 m.

Jika beban kerja, $W = 1500 \text{ Gy/minggu} / 7 \text{ jam} * 5 \text{ hari} = 43 \text{ Gy/jam}$.

Pengecekan laju dosis setelah melalui *barrier* dinding A, menggunakan persamaan (8):

$$D = \frac{B_x * W * T}{1000 d^2} \dots (8)$$

$$\frac{2,67 \cdot 10^{-5} (43)(1)}{1000 (5^2)} = 4,6 \cdot 10^{-8} \text{ Sv / jam} = 4,6 \cdot 10^{-5} \text{ mSv / jam}$$

Nilai laju dosis tersebut di atas lebih kecil dari $6,67 \cdot 10^{-3} \text{ mSv/jam}$ sehingga tebal *barrier* primer/dinding A sudah sesuai. Dengan cara yang sama, dapat dilakukan pengecekan laju dosis untuk *barrier* sekunder.

Pengukuran output LNAC-foton-6MV

Pada makalah ini diberi contoh pengukuran *output* LINAC ELEKTA-6MV. Pengukuran dilakukan pada 200 MU, SDD = 100 cm, P/T/H : 1013 mbar / 23,8 °C / 62 %. $K_{PT} = 1$
 Diketahui N_{Dw} alat standar kerja = 54,27 mGy/nC
 Diperoleh $TPR = 1,2661 \times PDD_{20,10} - 0,0595 = 0,672$.
 Pengukuran $k_{pol} = 1,0004$, dan $k_s = 1,0025$,
 $k_{elec} = 1, k_Q = 0,9908, PDD = 67,51\%$,
 $M_{rerata} = 26,016 \text{ nC}$.

Menggunakan Persamaan (7), diperoleh $D_{w,maks}$

$$D_{w, maks} = M * K_{pt} * K_{pol} * K_s * N_{Dw} * K_Q * (100/PDD) (7)$$

Dosis serap air maksimum, $D_{w,maks} = 2071,9 \text{ mGy} = 207,19 \text{ cGy}$.

Tombol pada control unit menyatakan: 200 MU. Sehingga cGy/MU = 1,0359. Terdapat deviasi 3,6%. Perlu dilakukan *adjustment*/pengaturan agar perbedaan kurang dari 1 %.

Setelah di-*adjust*, dilakukan pengukuran ulang pada P/T/H : 1013 mbar / 23,9 °C / 62 %. Diperoleh $M_{rerata} = 24,984 \text{ nC}$, sehingga hasil pengukuran *output*-nya = 199,6 cGy. cGy/MU = 1,0022, Perbedaan : 0,22%.

Faktor Risiko terhadap pekerja radiasi di Fasilitas LINAC

Risiko yang ada di fasilitas LINAC adalah paparan radiasi saat LINAC beroperasi. Oleh karena itu Petugas Proteksi Radiasi (PPR) di fasilitas LINAC harus memantau/mengukur paparan radiasi di sekitar lokasi LINAC (saat LINAC dioperasikan), menggunakan surveimeter yang sesuai. Di samping itu,

pekerja radiasi harus menggunakan TLD/Film-Badge saat bekerja menggunakan LINAC.

Dalam melaksanakan kegiatan pemanfaatan radiasi pengion di fasilitas LINAC, faktor keselamatan harus menjadi prioritas, baik untuk pasien, pekerja dan lingkungan kerja. Upaya keselamatan dan kesehatan radiasi bukan semata-mata tanggungjawab pemegang izin (PI) tetapi merupakan tanggungjawab bersama (seluruh penyelenggara keselamatan radiasi), mulai dari dokter spesialis onkologi radiasi, sampai dengan teknisi di fasilitas LINAC.

Di dalam Peraturan Pemerintah Nomor 33 tahun 2007 dan Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 3 dan Nomor 4 Tahun 2013, setiap pekerja radiasi wajib memahami ketentuan proteksi dan keselamatan radiasi dan di dalam Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 3 dan No. 4 Tahun 2013, Pemegang izin (PI) berkewajiban memenuhi persyaratan proteksi radiasi yang meliputi limitasi dosis, optimisasi proteksi dan keselamatan radiasi.

Untuk kepentingan keselamatan dan kesehatan, pekerja radiasi harus bisa memperkirakan dosis yang akan diterima akibat pekerjaan yang dilakukannya disamping hasil evaluasi TLD-badge.

Perkiraan dosis yang akan diterima oleh pekerja radiasi dalam 1 tahun, bila dalam 1 tahun bekerja sebanyak : 7jam/hari x 20hari/bulan x 12bulan/tahun = 1800 jam/tahun, dapat dihitung dengan menggunakan Persamaan (9) :

$$\text{Dosis} = \text{lama bekerja dalam 1 tahun (jam/tahun)} \times \text{paparan radiasi [mSv/jam]} \dots\dots(9)$$

Apabila laju dosis ekuivalen di sekitar fasilitas LINAC sebesar 5 $\mu\text{Sv/jam}$, maka dosis yang akan diterima pekerja radiasi dalam 1 tahun (1800 jam), $D = 5 \mu\text{Sv/jam} \times 1800 \text{ jam /tahun} = 10800 \mu\text{Sv/tahun} \sim 10,8 \text{ mSv/tahun}$.

Menurut PERKA BAPETEN No. 4/2013, Nilai Batas Dosis rata-rata dalam satu tahun adalah 20mSv, maka dosis yang diterima pekerja radiasi dalam satu tahun masih di bawah NBD. Artinya memenuhi persyaratan BAPETEN.

Untuk pencegahan, agar tidak melebihi nilai pembatas dosis (NPD) mingguan yang telah ditetapkan oleh PI, pekerja radiasi dapat melakukan pengaturan penerimaan dosis. Jika terlampaui, pekerja radiasi dapat meminta kepada PI agar pekerja radiasi lain dapat menggantikan tugas yang dilakukannya. Melalui penerapan sistem manajemen penerimaan dosis ini, penerimaan dosis berlebih dapat dihindari.

Tindakan untuk dosis berlebih

Jika menerima dosis berlebih, pekerja radiasi harus melakukan tindakan berupa: kajian terhadap faktor penyebab terjadinya dosis berlebih, tindakan preventif maupun tindakan korektif yang diperlukan.

Kajian terhadap dosis berlebih meliputi kajian terhadap beban dan frekuensi pekerjaan, riwayat pekerjaan, kondisi sarana dan fasilitas, paparan radiasi

di daerah kerja dan disiplin pekerja radiasi dalam menerapkan prinsip-prinsip proteksi radiasi.

Tindakan korektif yang diperlukan adalah perbaikan sarana dan fasilitas, penyempurnaan sistem proteksi radiasi, tindakan konseling serta pemeriksaan kesehatan dan tindak lanjut.

Tindakan preventif agar tidak terjadi penerimaan dosis berlebih adalah peningkatan budaya keselamatan, pemeriksaan dan perawatan fasilitas, penerapan sistem manajemen penerimaan dosis dan pembatasan penerimaan dosis pada sisa periode.

IV. KESIMPULAN

- Penerapan Program Proteksi dan Keselamatan Radiasi di fasilitas LINAC harus diterapkan saat :
 - izin konstruksi (perhitungan tebal *barrier* radiasi, jenis dan densitas material).
 - izin operasi (pengukuran output dan verifikasi).
 - selama operasi (penerapan Standar Operational Prosedur (SOP), pengujian berkala peralatan dan system, pemantauan daerah kerja, pemantauan dosis dan pemeriksaan kesehatan pekerja radiasi).
- Perhitungan tebal *barrier* radiasi di fasilitas LINAC mempertimbangkan jenis/energi LINAC, disain ruang, radiasi primer, dan radiasi sekunder.
- *Barrier* radiasi primer memberikan perlindungan terhadap berkas radiasi yang datang secara langsung, sedangkan *barrier* radiasi sekunder memberikan perlindungan terhadap radiasi hambur dan radiasi bocor.
- Program jaminan mutu di fasilitas LINAC diterapkan melalui pengujian berkala peralatan (pengukuran *output* dan verifikasi) dan sistem keselamatan (pemantauan daerah kerja dan dosis personal), dan penerapan Standar Operational Prosedur (SOP).
- Pengukuran *output* dan verifikasi bertujuan untuk keselamatan pasien, agar dosis serap air yang diberikan pada pasien mengacu pada hasil verifikasi.
- Penerapan program Proteksi dan Keselamatan Radiasi di fasilitas LINAC bukan semata-mata tanggungjawab Pemegang Izin tetapi menjadi tanggungjawab seluruh pekerja radiasi.

Diperlukan tindakan preventif agar tidak terjadi penerimaan dosis berlebih dan diperlukan tindakan korektif manakala terjadi penerimaan dosis berlebih.

DAFTAR PUSTAKA

1. <https://www.google.com/LINAC>
2. Peraturan Pemerintah Nomor 29 Tahun 2008 tentang Perizinan Pemanfaatan Sumber Radiasi Pngion dan Bahan Nuklir (Lembaran Negara Republik Indonesia Tahun 2008 Nomor 54, Tambahan Lembaran Negara Nomor 4839);
3. Badan Pengawas Tenaga Nuklir, “Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 3 Tahun 2013 tentang Proteksi Dan Keselamatan Radiasi Dalam Penggunaan Radioterapi“, Jakarta, 2013.
4. Peraturan Pemerintah Nomor 33 Tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pngion dan Keamanan Sumber Radioaktif (Lembaran Negara Republik Indonesia Tahun 2007 Nomor 74, Tambahan Lembaran Negara Nomor 4730);
5. Badan Pengawas Tenaga Nuklir, “Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 4 Tahun 2013 tentang Proteksi Dan Keselamatan Radiasi Dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir“, Jakarta, 2013.
6. FAIZ, M.Khan, *The Physics of Radiation Therapy*, Williams & Wilkins, USA, 1984.
7. NCRP Report No.33, *Medical X-ray and Gamma Ray Protection for Energies up to 10 MeV, Equipment Design and Use*, Washington DC, NCRP, 1968.
8. NCRP Report No. 34, *Medical X-ray and Gamma Ray Protection for Energies up to 10 MeV, Structural Shielding Design and Evaluation*, Washington DC, 1970.
9. PERKA BAPETEN No. 1/2006 tentang Laboratorium Dosimetri, pengukuran output, kalibrasi alat ukur radiasi dan standarisasi radionuklida.
10. Karzmark CJ, Capone T, *Measurement of 6MV X-Rays, Characteristics of Secondary Radiation*, BR J. Radiol. 41:224, 1968.
11. NCRP Report No. 51, *Radiation Protection Design Guidelines for 0,1-100 MeV Particle accelerator Facilities*, Washington DC, 1977.

Hp(10) dipakai di dada untuk memonitor radiasi yang diterima seluruh tubuh pada kedalaman 10 mm.

2. **Nama Penanya:** Bagiyono

Pertanyaan:

1. Pada tabel yang disajikan, perbandingan radiasi hambur untuk energy 4 MV nilainya sama, tidak tergantung pada sudut hambur, berbeda dengan energi 6 MV dan Co-60. Mohon dijelaskan mengapa demikian ?
2. Linear accelerator dengan energi 10 MeV menghasilkan neutron. Bisa dijelaskan proses dan interaksi terjadinya neutron tersebut ?

Jawaban:

1. a = radiasi hambur/radiasi datang. Berdasarkan NCRP-34, nilai a untuk LINAC 4 MV sama untuk berbagai sudut. Hal ini mungkin diperoleh dari hasil pengukuran/penelitian, yaitu $a = 2,7 \times 10^{-3}$. Untuk LINAC 6 MV, nilai a ternyata bervariasi berdasarkan sudut; semakin besar sudut maka nilai a semakin kecil. LINAC menghasilkan elektron dan foton energi tinggi.
2. Pada LINAC di atas 10 MV semakin banyak menghasilkan elektron dan foton. Interaksi elektron dan foton dengan materi pada target, *flattening filter*, kolimator, dan komponen *shielding* akan menghasilkan neutron. Namun produksi neutron semakin banyak bila LINAC > 10 MV. Produksi $(\gamma, n) > (e, n)$ materi.

TANYA JAWAB DISKUSI

Penanya: Maiyesni

Pertanyaan:

Apa keunggulan dosimeter dengan dosimeter yang ada saat ini/yang biasa dipakai?

Jawaban:

Dosimeter LiF: Mg, Cu, P (TLD-700H) digunakan sebagai dosimeter mata, Hp(3) dipakai di dahi/pelipis untuk memonitor radiasi yang diterima oleh mata. Dosimeter biasa-TLD 700 digunakan sebagai dosimeter seluruh tubuh,



EVALUASI PERISAI RADIASI TOMOTERAPI HELIKAL TERHADAP PENGGUNAAN RUANG TELETERAPI COBALT 60

Mukhlisin dan Wita Kustiana

Direktorat Perizinan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif, Badan Pengawas Tenaga Nuklir, Jakarta
r.mukhlisin@bapeten.go.id

ABSTRAK

EVALUASI PERISAI RADIASI TOMOTERAPI HELIKAL TERHADAP PENGGUNAAN RUANG TELETERAPI COBALT 60. Tomoterapi helikal merupakan modalitas pengobatan kanker yang relatif baru berbasis *Intensity Modulated Radiotherapy (IMRT)* yang menggabungkan prinsip CT Scan dan Linear Akselerator (Linac). Ruang (bunker) Teleterapi Cobalt 60 yang akan digunakan sebagai ruang tomoterapi perlu dilakukan evaluasi kembali mengingat pengobatan tomoterapi membutuhkan *beam-on time* yang lebih tinggi dan menyebabkan beban kerja (*workload*) mingguan lebih tinggi dibandingkan radioterapi konvensional. Makalah ini akan membahas evaluasi dan analisis perhitungan perisai radiasi tomoterapi terhadap penggunaan ruang (bunker) teleterapi Cobalt 60 yang telah ada. Konfigurasi khusus tomoterapi tidak memungkinkan melakukan perhitungan perisai radiasi menggunakan metode perhitungan radioterapi standar. Perkiraan beban kerja (W), faktor okupansi (T), faktor penempatan (U), jarak (d) dan sudut ruang (θ) ditentukan berdasarkan dokumen perhitungan perisai radiasi yang diajukan oleh pemohon izin, sedangkan untuk *shielding design goal* (P) mengacu pada standar regulasi yang berlaku. Fraksi kebocoran dan hamburan radiasi ditentukan secara matematis (interpolasi) menggunakan data pengukuran *TomoTherapy Inc. (Madison, WI, USA)*. Evaluasi perhitungan perisai radiasi dilakukan pada dinding primer dan sekunder (kebocoran dan hamburan radiasi), selain itu dilakukan juga evaluasi lebar perisai radiasi primer dan laju dosis ekuivalen akibat *skyshine* pada daerah atap. Hasil evaluasi menunjukkan bahwa perisai radiasi ruang Cobalt 60 yang akan digunakan untuk ruang tomoterapi secara umum memenuhi persyaratan perisai radiasi, kecuali untuk sebagian kecil daerah atap. Rekomendasi yang diberikan adalah daerah atap perlu dilengkapi dengan pagar (teralis) untuk membatasi akses ke daerah tersebut walaupun berdasarkan analisis *skyshine* bahwa pada daerah atap nilai laju dosisnya di bawah nilai *instantaneous dose-equivalent rate (IDR)* yaitu $\leq 7,5 \mu\text{Sv/jam}$. Hasil evaluasi dan analisis ini diharapkan dapat memberikan informasi ke institusi yang menghadapi permasalahan yang sama yaitu menggunakan ruang radioterapi *existing* yang telah ada sebagai ruang (bunker) tomoterapi helikal. Berdasarkan hasil evaluasi menunjukkan bahwa faktor kebocoran radiasi memberikan kontribusi utama dalam aspek proteksi radiasi. Selain itu, tomoterapi dioperasikan pada nominal energy 6 MV sehingga perhitungan perisai radiasi tidak melibatkan produksi neutron (*photoneutron*).

Kata kunci: Perisai Radiasi, Tomoterapi Helikal, Teleterapi Cobalt 60, Kebocoran dan Hamburan Radiasi, dan *Skyshine*.

ABSTRACT

HELICAL TOMOTHERAPY SHIELDING EVALUATION FOR AN EXISTING COBALT 60 TELETERAPY TREATMENT ROOM. Helical tomotherapy is relatively new cancer treatment modality based on *Intensity Modulated Radiotherapy (IMRT)*, which combines the principles of CT Scan and Linear Accelerator. The Cobalt 60 teletherapy vault, which is used as tomotherapy room, are needed to reassessed since tomotherapy treatment requires high *beam-on time* and causes magnitude higher weekly workloads than conventional radiotherapy. This paper will evaluate and analyze radiation shielding calculation of tomotherapy in the existing Cobalt 60 teletherapy treatment room (vault). Particular tomotherapy configuration is unable to calculate the radiation shielding using standard shielding calculation methods. Estimated workload (W), occupancy factor (T), use factor (U), distance (d), and room angle (θ) are determined based on radiation shielding calculation documents submitted by applicant, as for shielding design goal (P) is referred by standard regulations. Leakage and scatter radiation fraction are mathematically determined (interpolation) using measurement data *TomoTherapy Inc. (Madison, WI, USA)*. Evaluation of radiation shielding calculation was performed on the primary and secondary wall (leakage and scatter radiation), also on the width of primary radiation shield and equivalent dose rate due to *skyshine* in the roof areas. The results showed that Cobalt 60 radiation shielding room used for tomotherapy meets the radiation shielding requirements generally, except for some part of roof areas. We recommend that roof areas need to be equipped with railings to limit access to those areas, although based on *Skyshine* analysis, the dose rate value of roof areas is below *instantaneous dose-equivalent rate (IDR)* value which is $\leq 7.5 \mu\text{Sv/h}$. This work is expected to provide information to the institutions that face similar problems using existing radiotherapy room as vault for helical tomotherapy. Based on the evaluation results, radiation leakage factors give major contribution in the aspect of radiation protection. On the other hand, tomotherapy is operated at nominal energy 6 MV therefore the calculation of radiation shielding does not include neutron production (*photoneutron*).

Keywords: Radiation Shielding, Helical Tomotherapy, Co-60 Teletherapy, Leakage and Scatter Radiation, and *Skyshine*.

I. PENDAHULUAN

Tomoterapi merupakan sebuah inovasi teknik radioterapi. Teknik tomoterapi menggunakan prinsip yang sama dengan CT Scan Radiologi Diagnostik, penyinaran radiasi dilakukan secara *slice per slice* menggunakan berkas radiasi yang sangat sempit. Tidak seperti radioterapi konvensional, berkas radiasi tomoterapi berputar terus menerus mengitari tubuh pasien. Pada saat berkas radiasi mengenai target tumor dari berbagai sudut yang berbeda, maka dosis yang diterima tumor lebih akurat dan dosis yang diterima oleh jaringan sehat sekitar minimal [1, 2].

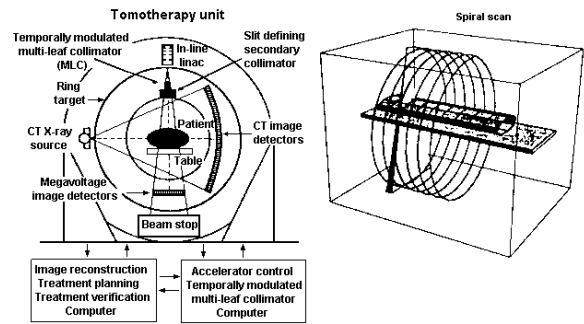
Tomoterapi pada dasarnya adalah hasil penggabungan antara CT Scan dan Linear Akselerator (Linac) untuk memenuhi persyaratan pengobatan radioterapi yang ideal. Pemberian dosis tomoterapi ke pasien dilakukan secara helikal, yang diperoleh secara simultan pergerakan meja pasien (*couch*) dan *gantry* seperti diilustrasikan dalam Gambar 1 [3].

Teknik tomoterapi menghadirkan tantangan baru terhadap proteksi dan keselamatan radiasi yang berkaitan dengan pertimbangan desain perisai radiasi pada tomoterapi helikal. Bahwasanya adanya peningkatan *beam-on time* maka metode perhitungan perisai radiasi diperlukan pertimbangan khusus, terutama untuk kebocoran radiasi [4].

Beam-on time yang dibutuhkan untuk memberikan dosis ke target tumor pada pengobatan tomoterapi sangat meningkat dan mengarah pada peningkatan beban kerja mingguan yang lebih tinggi dibandingkan pada terapi radiasi konvensional. Dalam prakteknya perhitungan perisai radiasi tomoterapi helikal tidak memungkinkan menggunakan metode perhitungan perisai radiasi yang standar [4]. Perisai radiasi untuk teleterapi Linear Akselerator (Linac) maupun Cobalt 60 harus mempertimbangkan perisai radiasi primer dan sekunder, mencakup kebocoran radiasi dan hamburan pasien. Untuk tomoterapi, perisai radiasi primer tidak menjadi perhatian utama, hal ini disebabkan pada unit tomoterapi terpasang *lead beam stop* yang arahnya berlawanan terhadap arah berkas radiasi. Dengan kata lain bahwa disebabkan waktu iradiasi yang cukup lama, kebocoran radiasi pada *head* akselerator menjadi perhatian utama dalam desain perisai radiasi tomoterapi [4].

Makalah ini membahas evaluasi dan analisis perhitungan perisai radiasi untuk tomoterapi helikal model Hi-Art (TomoTherapy Inc., Madison, WI, USA) yang akan dipasang di bekas ruang teleterapi Cobalt 60 di salah satu rumah sakit pemerintah dan penggunaan tomoterapi ini merupakan yang pertama kali di Indonesia. Karya ini diharapkan dapat memberikan informasi ke institusi yang menghadapi permasalahan yang sama yaitu menggunakan ruang radioterapi Cobalt 60 atau Linac yang telah ada sebagai ruang (bunker) tomoterapi helikal. Selain itu, metode evaluasi perhitungan perisai radiasi tomoterapi dalam makalah ini dapat digunakan sebagai pedoman langkah-langkah

dalam melakukan kegiatan evaluasi perizinan konstruksi radioterapi untuk jenis tomoterapi helikal.



Gambar 1. Prinsip umum tomoterapi helikal [3]

II. METODOLOGI

II.1 Modalitas Tomoterapi

Model Tomoterapi yang dilakukan evaluasi perhitungan perisai radiasi adalah Tomo Hi-Art (*TomoHelical delivery mode only*), dengan spesifikasi sebagai berikut:

- nominal energi berkas 6 MV;
- output* kalibrasi 8,50 Gy/menit pada jarak 0,85 m;
- memiliki 64 *multi leaf colimator (MLC)* yang berfungsi memodulasi intensitas radiasi berbentuk *fan* selama pemberian dosis;
- luas lapangan maksimum dimensi transversal (sumbu x) adalah 40 cm dan lebar berkas radiasi (sumbu y) adalah 1, 2,5 dan 5 cm (radioterapi konvensional memiliki luas lapangan referensi sebesar 10 x 10 cm²);
- jarak sumber ke aksis (SAD) sebesar 85 cm (Linac konvensional SAD sebesar 100 cm);
- keluaran berkas radiasi (*beam output*) dimonitor dari segi dosis serap per satuan waktu (*absorbed dose per unit time*), sedangkan untuk Linac dimonitor dari segi dosis serap per monitor unit;
- pitch* merupakan parameter penting dalam pengaturan pemberian dosis (*pitch* adalah ukuran perpindahan antara kecepatan *couch* terhadap rotasi *gantry* dan luas berkas radiasi); dan
- monitor keluaran berkas radiasi menggunakan 2 (dua) unit *ion chamber* [3].

Berdasarkan hasil pengukuran yang diambil pada jarak 1,36 m di bawah isocenter menggunakan detektor kamar ionisasi volume besar menunjukkan bahwa *lead beam stopper (LBS)* mereduksi transmisi radiasi primer sampai 0,4% terhadap *output* terkalibrasi pada isocenter. Pengaruh atenuasi terhadap perisai radiasi menjadi pertimbangan dalam evaluasi perhitungan perisai radiasi tomoterapi [5].

II.2 Desain Ruang (Bunker) Tomoterapi

Perhitungan perisai radiasi tomoterapi mengacu pada dokumen gambar desain ruang tomoterapi yang telah diajukan oleh pemohon izin [6]. Berdasarkan

Pasal 5 huruf e Peraturan Kepala BAPETEN No. 3 Tahun 2013 bahwa gambar desain ruangan Radioterapi (*as built design*) dalam bentuk cetak biru skala paling kurang 1:50 (satu berbanding limapuluh) dengan 3 (tiga) penampang lintang (tampak depan, samping, dan atas), dan penggunaan ruang sekitarnya [7], seperti ditunjukkan pada Gambar 2 dan Gambar 3 [6].

II.3 Perkiraan Faktor IMRT Tomoterapi

Dalam penentuan faktor IMRT melibatkan 3 (tiga) komponen, yaitu:

- a. faktor modulasi (MF) yaitu waktu maksimum MLC terbuka dibagi rata-rata MLC terbuka selama penyinaran;
- b. jumlah rata-rata MLC yang terbuka selama pengobatan; dan
- c. lebar *slice* rata-rata.

Berdasarkan rekomendasi pabrikan bahwa Faktor IMRT Tomoterapi ditentukan berdasarkan 3 kasus kanker yaitu kanker prostat, otak, dan nasofaring. Adapun perhitungan faktor IMRT tomoterapi dapat dilihat pada Tabel 1.

Tabel 1. Faktor IMRT Tomoterapi [5]

Kanker	MF	MLC terbuka	Lebar Lapangan	Faktor IMRT
Prostat	100/41 = 2,4	64/12 = 5,3	5/2,5 = 2	26
Otak	100/60 = 1,7	64/9 = 7,1	5/2,2 = 2,3	27
Nasofaring	100/54 = 1,9	64/10 = 6,4	5/2,5 = 2	24
Rata-rata				25,5

Tabel 2. Faktor Okupansi (T) [8]

Faktor Okupansi (T)	Lokasi
1	Daerah hunian penuh misalnya, kantor administrasi atau tata usaha, area perencanaan, ruang panel kendali, ruang perawat, daerah resepsionis, ruang tunggu, ruang yang ditempati di gedung terdekat.
1/2	Ruang penyinaran yang berdekatan, ruang pemeriksaan pasien berdekatan dengan ruang (<i>vault</i>) terapi yang terperisai.
1/5	Koridor, ruang duduk karyawan, kamar kecil staf.
1/8	Pintu <i>vault</i> terapi.
1/20	Area penyimpanan, toilet umum, daerah penanganan pasien, ruang tunggu tanpa pengawasan, ruang tempat jualan tanpa pengawasan, daerah luar dengan tempat duduk.
1/40	Tangga, lift tanpa pengawasan, daerah luar dengan pejalan kaki sementara saja atau lalu lintas kendaraan, daerah parkir tanpa pengawasan, daerah <i>drop off</i> kendaraan tanpa pengawasan, daerah luar dengan akses terbatas.

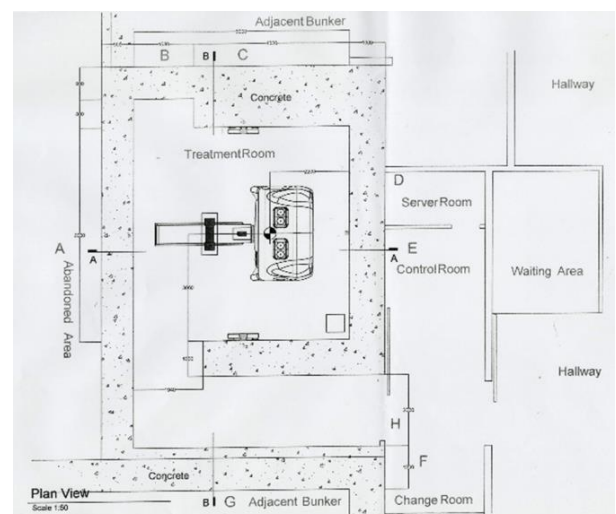
II.4 Perkiraan Beban Kerja (W)

Perkiraan beban kerja ditentukan dalam orde dosis per minggu. Penentuan nilai W untuk perisai radiasi primer dan sekunder hamburan pasien didasarkan atas rata-rata dosis per fraksi dan rata-rata jumlah pasien per hari. Dalam makalah ini diasumsikan bahwa rata-rata dosis per fraksi sebesar 3 Gy/fraksi dan rata-rata jumlah pasien per hari sejumlah 55 pasien/hari, sehingga nilai W untuk perisai radiasi primer dan hamburan pasien adalah 3 Gy/fraksi x 55 pasien/hari x 5 hari/minggu = 825 Gy/minggu.

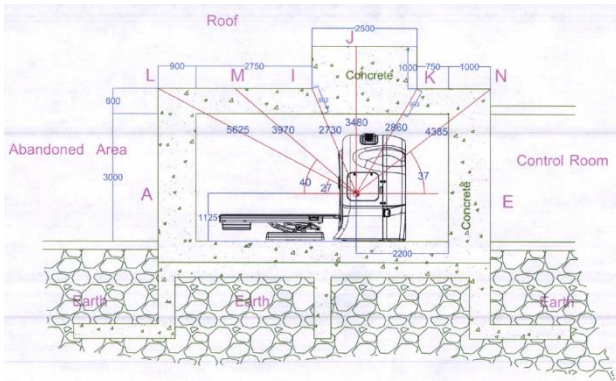
Penentuan nilai W untuk perisai radiasi sekunder kebocoran radiasi didasarkan selain parameter seperti perisai radiasi primer juga melibatkan faktor IMRT, sehingga nilai W untuk perisai radiasi sekunder adalah 825 Gy/minggu x 25,5 = 21.038 Gy/minggu.

II.5. Perkiraan Faktor U (Use Factor) dan T (Occupancy Factor)

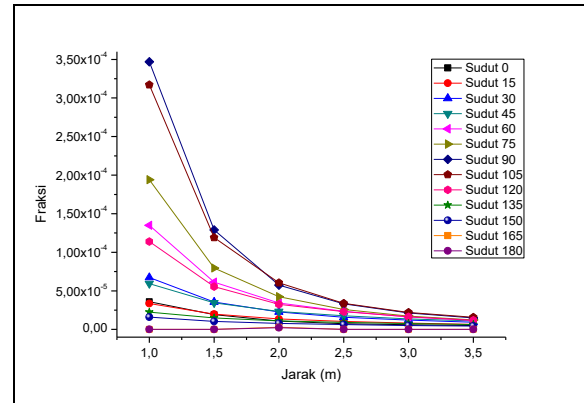
Faktor U merupakan frekuensi maksimum relatif arah berkas radiasi ke titik yang akan diproteksi, dalam makalah ini ditetapkan nilai U sebesar 1 baik untuk perisai radiasi primer maupun sekunder. Walaupun, *gantry* secara kontinu berotasi selama penyinaran pasien [4]. Faktor okupansi (T) ditentukan berdasarkan tingkat hunian suatu daerah yang akan diproteksi. Nilai T mengacu pada Tabel B.1 NCRRP 151, seperti tertera dalam Tabel 2.



Gambar 2. Desain ruangan Tomoterapi (*as built design*) skala 1:50 penampang lintang tampak atas [6]



Gambar 3. Desain ruangan Tomoterapi (*as built design*) skala 1:50 penampang lintang tampak samping [6]



Gambar 5. Grafik fraksi kebocoran radiasi pada variasi jarak radial dari isocenter dan sudut ruang [5]

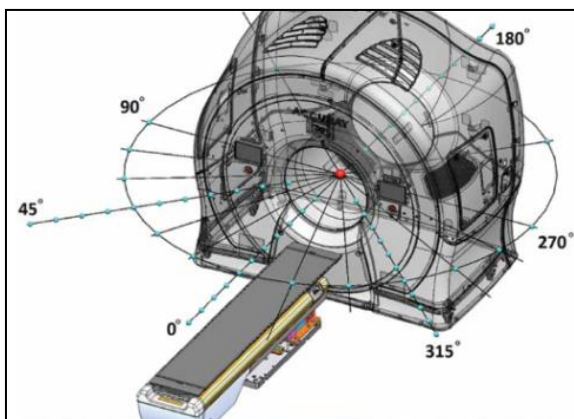
II.6 Penentuan fraksi kebocoran dan hamburan radiasi (ψ)

Berdasarkan data pabrik Accuray™ bahwa kebocoran radiasi diukur sebagai fungsi sudut dan jarak dari isocenter *jaws* dan *multi leaf collimation (MLC)* dalam kondisi tertutup, sementara *gantry* berotasi 3 rotation per minute (RPM) selama 20 detik. Pengukuran dilakukan menggunakan kamar ionisasi bervolume besar dengan volume koleksi 800 cc (model A6, Standard Imaging, Madison, Wisconsin, USA). Pengukuran dilakukan setiap sudut 15° seperti diilustrasikan pada Gambar 4. Jarak radial bervariasi dari 100 cm sampai 350 cm. Adapun data fraksi kebocoran dapat dilihat pada Tabel 3 dan Gambar 5, sedangkan untuk jarak dan sudut tertentu dapat dilakukan kalkulasi dengan menggunakan acuan formulasi *power-curve fit* dalam Tabel 4.

Kebocoran radiasi dan hamburan maksimum diukur sebagai fungsi dari sudut dan jarak dari isocenter dengan kondisi *jaws* dan *MLC* terbuka (5 cm x 40 cm), sementara *gantry* berotasi pada 3 RPM. Pengukuran dilakukan menggunakan *fantom solid water* berbentuk silinder (*Tomotherapy Commissioning Phantom*) dengan diameter 30 cm dan tebal 18 cm, diletakkan di isocenter sebagai simulasi pasien. Data hasil pengukuran dapat dilihat pada Tabel 5.

Tabel 3. Fraksi kebocoran radiasi relatif terhadap *output* isocenter pada variasi jarak radial dari isocenter dan sudut ruang [5]

Sudut	Jarak dari isocenter (m)					
	1	1,5	2	2,5	3	3,5
0°	3,59 x 10 ⁻⁵	1,91 x 10 ⁻⁵	1,09 x 10 ⁻⁵	7,35 x 10 ⁻⁶	5,11 x 10 ⁻⁶	5,08 x 10 ⁻⁶
15°	3,35 x 10 ⁻⁵	1,99 x 10 ⁻⁵	1,36 x 10 ⁻⁵	1,04 x 10 ⁻⁵	3,23 x 10 ⁻⁶	6,62 x 10 ⁻⁶
30°	6,72 x 10 ⁻⁵	3,55 x 10 ⁻⁵	2,27 x 10 ⁻⁵	1,57 x 10 ⁻⁵	1,21 x 10 ⁻⁵	9,32 x 10 ⁻⁶
45°	5,93 x 10 ⁻⁵	3,45 x 10 ⁻⁵	2,33 x 10 ⁻⁵	1,76 x 10 ⁻⁵	1,37 x 10 ⁻⁵	1,10 x 10 ⁻⁵
60°	1,35 x 10 ⁻⁴	6,14 x 10 ⁻⁵	3,42 x 10 ⁻⁵	2,36 x 10 ⁻⁵	1,61 x 10 ⁻⁵	1,16 x 10 ⁻⁵
75°	1,94 x 10 ⁻⁴	7,96 x 10 ⁻⁵	4,25 x 10 ⁻⁵	2,59 x 10 ⁻⁵	1,73 x 10 ⁻⁵	1,24 x 10 ⁻⁵
90°	3,47 x 10 ⁻⁴	1,29 x 10 ⁻⁴	5,74 x 10 ⁻⁵	3,31 x 10 ⁻⁵	2,13 x 10 ⁻⁵	1,49 x 10 ⁻⁵
105°	3,17 x 10 ⁻⁴	1,19 x 10 ⁻⁴	6,05 x 10 ⁻⁵	3,38 x 10 ⁻⁵	2,20 x 10 ⁻⁵	1,57 x 10 ⁻⁵
120°	1,14 x 10 ⁻⁴	5,54 x 10 ⁻⁵	3,26 x 10 ⁻⁵	2,30 x 10 ⁻⁵	1,65 x 10 ⁻⁵	1,20 x 10 ⁻⁵
135°	2,24 x 10 ⁻⁵	1,49 x 10 ⁻⁵	1,11 x 10 ⁻⁵	9,05 x 10 ⁻⁶	7,61 x 10 ⁻⁶	6,28 x 10 ⁻⁶
150°	1,60 x 10 ⁻⁵	1,05 x 10 ⁻⁵	7,80 x 10 ⁻⁶	6,23 x 10 ⁻⁶	5,13 x 10 ⁻⁶	4,38 x 10 ⁻⁶
165°			2,98 x 10 ⁻⁶			
180°			2,30 x 10 ⁻⁶			



Gambar 4. Lokasi pengukuran kebocoran radiasi dan hamburan [5]

Tabel 4. *Power-curve fit* untuk jarak tertentu [5]

Sudut ruang	Transmisi (<i>power-curve fit</i> ; jarak dalam meter)
0°	$y = (3,52 \times 10^{-5}) \times \text{jarak}^{-1,6058}$
15°	$y = (3,35 \times 10^{-5}) \times \text{jarak}^{-1,2863}$
30°	$y = (6,72 \times 10^{-5}) \times \text{jarak}^{-1,5736}$
45°	$y = (5,93 \times 10^{-5}) \times \text{jarak}^{-1,3302}$
60°	$y = (1,35 \times 10^{-4}) \times \text{jarak}^{-1,9428}$
75°	$y = (1,94 \times 10^{-4}) \times \text{jarak}^{-2,1981}$
90°	$y = (3,47 \times 10^{-4}) \times \text{jarak}^{-2,5360}$
105°	$y = (3,17 \times 10^{-4}) \times \text{jarak}^{-2,4154}$
120°	$y = (1,14 \times 10^{-4}) \times \text{jarak}^{-1,7800}$
135°	$y = (2,24 \times 10^{-5}) \times \text{jarak}^{-1,0010}$
150°	$y = (1,60 \times 10^{-5}) \times \text{jarak}^{-1,3007}$

Tabel 5. Total kebocoran radiasi dan hamburan pasien pada jarak 200 cm dari isocenter (relatif terhadap kalibrasi output) [5]

Sudut ruang	Kebocoran radiasi	
	<i>Jaws and leaves closed</i>	<i>Jaws and leaves open</i>
0°	1,09 x 10 ⁻⁵	7,81 x 10 ⁻⁵
15°	1,36 x 10 ⁻⁵	8,21 x 10 ⁻⁵
30°	2,27 x 10 ⁻⁵	1,01 x 10 ⁻⁴
45°	2,33 x 10 ⁻⁵	1,14 x 10 ⁻⁴
60°	3,42 x 10 ⁻⁵	1,22 x 10 ⁻⁴
75°	4,25 x 10 ⁻⁵	1,31 x 10 ⁻⁴
90°	5,74 x 10 ⁻⁵	8,44 x 10 ⁻⁵
105°	6,05 x 10 ⁻⁵	8,43 x 10 ⁻⁵
120°	3,26 x 10 ⁻⁵	3,92 x 10 ⁻⁵
135°	1,11 x 10 ⁻⁶	2,68 x 10 ⁻⁵
150°	7,80 x 10 ⁻⁶	5,73 x 10 ⁻⁵
165°	2,98 x 10 ⁻⁶	7,59 x 10 ⁻⁵
180°	2,30 x 10 ⁻⁵	5,79 x 10 ⁻⁵

II.7 Shielding Design Goal (P)

Berdasarkan Pasal 41 Peraturan Kepala BAPETEN No. 3 Tahun 2013 bahwa pembatas dosis untuk pekerja radiasi dan anggota masyarakat harus ditentukan oleh pemegang izin pada tahap desain bangunan fasilitas. Adapun nilai pembatas dosisnya adalah ½ (satu per dua) dari nilai batas dosis per tahun, sedangkan untuk pekerja radiasi adalah 0,2 mSv/minggu dan untuk anggota masyarakat adalah 0,01 mSv/minggu.

Bangunan fasilitas radioterapi harus didesain sesuai dengan persyaratan proteksi radiasi sehingga paparan radiasi yang diterima oleh pekerja radiasi dan anggota masyarakat memenuhi ketentuan pembatas dosis sebagaimana tertuang dalam Pasal 41 [7].

Dalam makalah ini nilai *shielding design goal (P)* untuk pekerja radiasi (daerah pengendalian) menggunakan asumsi 0,05 mSv/minggu dan untuk anggota masyarakat (daerah supervisi) menggunakan asumsi 0,01 mSv/minggu. Nilai P tersebut menggunakan acuan NCRP 151 dan menerapkan 2 (dua) kali margin keselamatan [8].

II.8 Perhitungan Perisai Radiasi

Perhitungan perisai radiasi harus mempertimbangkan perisai untuk primer, kebocoran radiasi dan hamburan radiasi [8, 9]. Formula yang digunakan dalam mencari nilai faktor transmisi untuk radioterapi secara umum menggunakan Persamaan (1), Persamaan (2), dan Persamaan (3).

$$B_{pri} = \frac{P d_{pri}^2}{WUT (BSR)} \dots \dots \dots (1)$$

$$B_{ps} = \frac{P}{aWT} d_{sca}^2 d_{sec}^2 \frac{400}{F} \dots \dots \dots (2)$$

$$B_L = \frac{P d_L^2}{10^{-3} WT} \dots \dots \dots (3)$$

Dengan B_{pri} adalah faktor transmisi primer, B_{ps} adalah faktor transmisi hamburan pasien, B_L adalah faktor transmisi kebocoran radiasi, P merupakan *shielding design goal* (mSv/minggu), d_{pri} adalah jarak dari sumber radiasi (target) ke titik proteksi (m), d_{sca} adalah jarak dari sumber radiasi (target) ke isocenter pasien (m), d_L adalah jarak dari isocenter pasien ke titik proteksi (m), a adalah fraksi hamburan pasien, W adalah beban kerja untuk perisai radiasi primer (mSv/minggu), U adalah faktor guna, T adalah faktor okupansi, dan BSR merupakan faktor reduksi *beam stopper* pada isocenter (0,4%).

Parameter fungsi a , $400/F$, d_{sca} , d_{sec} , dan d_L pada Persamaan (1), Persamaan (2), dan Persamaan (3) dalam perhitungan perisai radiasi dinormalisasikan menjadi faktor fungsi ψ untuk sudut ruang dan jarak tertentu, sehingga menjadi Persamaan (4) dan Persamaan (5).

$$\psi_{ps}(\theta,d) = \frac{a \frac{F}{400}}{\frac{d_{sca}^2}{r^2} \frac{d_{sec}^2}{r^2}} \dots \dots \dots (4)$$

$$\psi_L(\theta,d) = \frac{10^{-3}}{d_L^2 / r^2} \dots \dots \dots (5)$$

Perisai radiasi untuk pintu masuk ruang tomoterapi dihitung dengan menggunakan Persamaan (6), Persamaan (7), Persamaan (8), Persamaan (9), dan Persamaan (10).

$$H_{tot} = 2,64 H_s H_{LS} H_{ps} H_{LT} \dots \dots \dots (6)$$

$$H_s = \frac{WU \alpha_0 A_0 \alpha_z A_z}{(d_h d_r d_z)^2} \dots \dots \dots (7)$$

$$H_{LS} = \frac{10^{-3} W_L U \alpha_1 A_1}{\left(\frac{d_{LS}^2}{r^2}\right) \left(\frac{d_{ZZ}^2}{r^2}\right)} \dots \dots \dots (8)$$

$$H_{ps} = \frac{\alpha(\theta) WU \frac{F}{400} \alpha_1 A_1}{\left(\frac{d_{sca}^2}{r^2}\right) \left(\frac{d_{sec}^2}{r^2}\right) \left(\frac{d_{ZZ}^2}{r^2}\right)} \dots \dots \dots (9)$$

$$H_{LT} = \frac{10^{-3} W_L U B}{d_L^2} \dots \dots \dots (10)$$

H_s adalah dosis ekuivalen per minggu pada pintu *maze* akibat hamburan berkas radiasi primer dari dinding. H_{LS} adalah dosis ekuivalen per minggu pada pintu *maze* akibat hamburan kebocoran *head*. H_{ps} adalah dosis ekuivalen per minggu pada pintu *maze* akibat hamburan pasien. H_{LT} adalah dosis ekuivalen per minggu pada pintu *maze* akibat kebocoran radiasi yang ditransmisikan melalui dinding *inner maze*.

Untuk lebar perisai radiasi dinding primer ditentukan dengan menggunakan Persamaan (11),

sedangkan untuk daerah atap dilakukan evaluasi perhitungan perisai radiasi *skyshine* menggunakan Persamaan (12).

$$w = 0,05\sqrt{2d} + 0,6 (m) \dots \dots \dots (11)$$

$$\dot{H} = \frac{2,5 \cdot 10^7 (B_{xs} \dot{D} \Omega^{1,3})}{(d_i d_s)^2} (nSv) \dots (12)$$

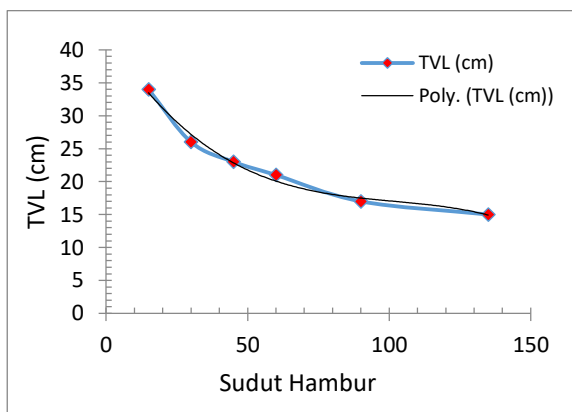
Dengan B_{xs} adalah faktor transmisi foton daerah atap, D adalah output laju dosis pada jarak 1 m (Gy/jam).

Setelah nilai TVL perisai radiasi sekunder akibat hamburan pasien pada sudut ruang tertentu yang dihitung menggunakan Persamaan (13) diketahui dan nilai TVL perisai radiasi primer serta nilai TVL perisai radiasi sekunder akibat kebocoran radiasi diketahui, selanjutnya tebal perisai radiasi dapat dihitung dengan mengalikan faktor transmisi (B) dan nilai TVL (n).

Tebal perisai radiasi ditentukan menggunakan nilai *tenth value layer (TVL)* berdasarkan energi dan jenis material perisai yang digunakan, dalam hal ini jumlah (n) TVL dapat dihitung dengan menggunakan Persamaan (13), sedangkan untuk mencari tebal perisai radiasi (t) menggunakan Persamaan (14).

$$n = -\log_{10}(B) \dots \dots \dots (13)$$

$$t = TVL_1 + (n - 1)TVL_e \dots \dots \dots (14)$$



Gambar 6. Grafik nilai TVL untuk perisai sekunder hamburan pasien

Tabel 6. Nilai TVL primer dan kebocoran radiasi [8]

Bahan	TVL Primer (cm)		TVL Kebocoran Radiasi (cm)
	TVL_1	TVL_e	
Beton	37	33	29
Baja	10	10	10
Pb	5,7	5,7	5,7

Nilai TVL energi 6 MV untuk perisai radiasi primer dan kebocoran radiasi dapat mengacu pada acuan NCRP 151 [8], seperti dapat dilihat pada Tabel

(6). Nilai TVL untuk perisai radiasi hamburan pasien tergantung pada sudut hambur, mengingat bahwa pada acuan NCRP 151 hanya untuk sudut $15^\circ, 30^\circ, 45^\circ, 60^\circ, 90^\circ,$ dan 135° , maka untuk sudut lain perlu dilakukan perhitungan menggunakan metode regresi linier, seperti ditunjukkan pada Gambar 6.

Hasil pengolahan data regresi linier diperoleh fungsi polinomial dan fungsi tersebut digunakan untuk mencari nilai TVL pada sudut tertentu, seperti ditunjukkan pada Persamaan (15).

$$y = (-0,00002 x X^3) + (0,0062 x X^2) - (0,6651 x X) + (42,125) \dots \dots \dots (15)$$

Tabel 6 merupakan nilai TVL perisai radiasi primer dan perisai radiasi sekunder akibat kebocoran radiasi untuk bahan perisai radiasi beton, baja dan Pb. TVL_1 adalah nilai TVL pertama dan TVL_e adalah nilai TVL kesetimbangan (equilibrium) keseluruhan bahan perisai yang memperhitungkan perubahan spektral energi radiasi yang menembus perisai radiasi.

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

III.1 Fraksi kebocoran dan hamburan radiasi (ψ)

Nilai interpolasi fraksi kebocoran dan hamburan radiasi yang nilainya dikalkulasi dengan memperhatikan jarak dari isocenter ke titik proteksi dan data kebocoran dan hamburan dari pabrikan tomoterapi (Accuray) ditunjukkan pada Tabel 7 dan Tabel 8.

Tabel 7. Fraksi kebocoran radiasi

Titik Proteksi	Sudut Ruang	dL (m)	(ψ) Power Curve Fit
Dinding A	0°	4,8	$2,84 \times 10^{-6}$
Dinding B	55°	5,85	$4,77 \times 10^{-6}$
Dinding C	90°	4,8	$6,50 \times 10^{-6}$
Dinding D	140°	4,18	$4,40 \times 10^{-6}$
Dinding E	180°	3,4	$7,96 \times 10^{-7}$
Dinding F	242°	6,82	$3,65 \times 10^{-6}$
Dinding G	270°	7,2	$2,32 \times 10^{-6}$
Atap I	65°	2,73	$2,16 \times 10^{-5}$
Atap K	120°	2,86	$1,83 \times 10^{-5}$
Atap J	90°	3,48	$1,47 \times 10^{-5}$
Pintu (H_{Ls})	50°	5,95	$5,04 \times 10^{-6}$
Pintu (H_{LT})	122°	5,5	$5,29 \times 10^{-6}$
Atap L	27°	5,63	$4,27 \times 10^{-6}$
Atap M	40°	3,97	$8,80 \times 10^{-6}$
Atap N	143	4,39	$3,62 \times 10^{-6}$

Tabel 8. Fraksi hamburan radiasi

Titik Proteksi	Sudut Ruang	Kebocoran dan Hamburan		d (m)	ψ
		Jaws dan MLC Tertutup	Jaws dan MLC Terbuka		
		Dinding A	0 ⁰		
Dinding B	55 ⁰	3,1 x 10 ⁻⁵	1,2 x 10 ⁻⁴	5,85	1,04 x 10 ⁻⁵
Dinding C	90 ⁰	5,7 x 10 ⁻⁵	8,4 x 10 ⁻⁵	4,8	4,69 x 10 ⁻⁶
Dinding D	140 ⁰	3,3 x 10 ⁻⁵	3,7 x 10 ⁻⁵	4,18	7,70 x 10 ⁻⁶
Dinding E	180 ⁰	2,3 x 10 ⁻⁵	5,8 x 10 ⁻⁵	3,4	1,21 x 10 ⁻⁵
Dinding F	242 ⁰	3,6 x 10 ⁻⁵	4,5 x 10 ⁻⁵	6,82	7,65 x 10 ⁻⁷
Dinding G	270 ⁰	5,7 x 10 ⁻⁵	8,4 x 10 ⁻⁵	7,2	2,08 x 10 ⁻⁶
Atap I	65 ⁰	3,70 x 10 ⁻⁵	1,3 x 10 ⁻⁴	2,73	4,72 x 10 ⁻⁵
Atap K	120 ⁰	3,26 x 10 ⁻⁵	3,9 x 10 ⁻⁵	2,86	3,23 x 10 ⁻⁶
Atap J	90 ⁰	5,7 x 10 ⁻⁵	8,4 x 10 ⁻⁵	3,48	8,92 x 10 ⁻⁶
Pintu (H _{ps})	50 ⁰	2,7 x 10 ⁻⁵	1,2 x 10 ⁻⁴	5,95	1,01 x 10 ⁻⁵
Atap L	27 ⁰	2,09 x 10 ⁻⁵	9,7 x 10 ⁻⁵	5,63	9,63 x 10 ⁻⁶
Atap M	40 ⁰	2,31 x 10 ⁻⁵	1,1E-04	3,97	2,20 x 10 ⁻⁵
Atap N	143 ⁰	4,68 x 10 ⁻⁶	4,3 x 10 ⁻⁵	4,39	7,97 x 10 ⁻⁶

Nilai fraksi kebocoran radiasi (ψ) terlihat tinggi nilainya terjadi pada sudut sekitar 90⁰ dan sudut 270⁰. Nilai faktor transmisi hasil kalkulasi dengan menggunakan Persamaan (1), Persamaan (2), dan Persamaan (3) dapat dilihat pada Tabel 9 dan Gambar 7. Nilai faktor transmisi hamburan radiasi pada dinding F memiliki nilai yang paling besar yaitu 3,17 x 10⁻¹, sedangkan untuk nilai faktor transmisi kebocoran berada pada rentang 7,32 x 10⁻⁴ sampai dengan 4,45 x 10⁻³ dan untuk nilai faktor transmisi primer berada pada rentang 9,67 x 10⁻⁴ sampai dengan 2,27 x 10⁻³. Semakin besar nilai faktor transmisi maka nilai nTVL semakin kecil, sehingga tebal perisai radiasi juga akan lebih tipis. Berdasarkan Gambar 7 terlihat bahwa nilai faktor transmisi untuk hamburan nilainya lebih besar daripada transmisi primer dan kebocoran, hal ini membuktikan bahwa hamburan radiasi relatif tidak signifikan berkontribusi dalam penentuan tebalnya perisai radiasi dibandingkan transmisi primer dan transmisi kebocoran radiasi.

Nilai faktor transmisi untuk pintu masuk pasien ke ruang Tomoterapi yang ditentukan berdasarkan Persamaan (7), Persamaan (8), Persamaan (9), dan Persamaan (10) dapat dilihat pada Tabel 10. Dalam penentuan faktor transmisi pada daerah pintu harus memperhatikan perhitungan dosis ekivalen akibat hamburan berkas primer ke dinding, hamburan kebocoran head, hamburan pasien, dan transmisi langsung pada dinding inner maze. Dalam hal ini dosis ekivalen per minggu pada pintu maze akibat hamburan berkas radiasi primer dari dinding (H_s) tidak dilakukan perhitungan mengingat bahwa berdasarkan blueprint

radiasi primer tidak mengarah ke dinding A, sehingga tidak terjadi hamburan radiasi primer dari dinding A ke pintu labirin.

Tabel 9. Faktor transmisi perisai radiasi primer dan sekunder (kebocoran dan hamburan)

Titik Proteksi	P (Sv/mg)	T	Faktor Transmisi		
			Primer (B _p)	Hambur (B _{ps})	Bocor (B _L)
Dinding A	1 x 10 ⁻⁵	0,2	-	5,19E x 10 ⁻³	8,38 x 10 ⁻⁴
Dinding B	5 x 10 ⁻⁵	0,5	-	1,17 x 10 ⁻²	9,97 x 10 ⁻⁴
Dinding C	5 x 10 ⁻⁵	0,5	9,67 x 10 ⁻⁴	2,59 x 10 ⁻²	7,32 x 10 ⁻⁴
Dinding D	1 x 10 ⁻⁵	0,05	-	3,15 x 10 ⁻²	2,16 x 10 ⁻³
Dinding E	5 x 10 ⁻⁵	1	-	5,02 x 10 ⁻³	2,99 x 10 ⁻³
Dinding F	5 x 10 ⁻⁵	0,05	-	3,17 x 10 ⁻¹	2,60 x 10 ⁻³
Dinding G	5 x 10 ⁻⁵	0,5	1,96 x 10 ⁻³	5,82 x 10 ⁻²	2,05 x 10 ⁻³
Atap I	1 x 10 ⁻⁵	0,025	-	1,03 x 10 ⁻²	8,79 x 10 ⁻⁴
Atap K	1 x 10 ⁻⁵	0,025	-	1,50 x 10 ⁻²	1,04 x 10 ⁻³
Atap J	1 x 10 ⁻⁵	0,025	2,27 x 10 ⁻³	5,44 x 10 ⁻²	1,29 x 10 ⁻³
Atap L	1 x 10 ⁻⁵	0,025	-	5,03 x 10 ⁻²	4,45 x 10 ⁻³
Atap M	1 x 10 ⁻⁵	0,025	-	2,21 x 10 ⁻²	2,16 x 10 ⁻³
Atap N	1 x 10 ⁻⁵	0,025	-	6,09 x 10 ⁻²	5,25 x 10 ⁻³

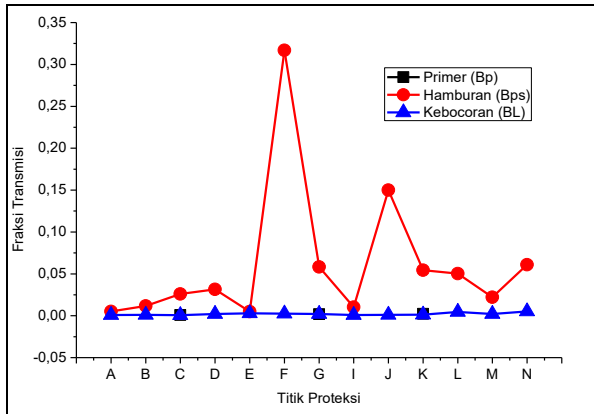
Tabel 10. Faktor transmisi perisai radiasi untuk pintu

Titik Proteksi	P (Sv/mgg)	U	Faktor Transmisi		
			H _{ps}	H _{LS}	H _{L,T}
Pintu	5 x 10 ⁻⁵	1	4,74 x 10 ⁻⁵	1,75 x 10 ⁻⁴	9,56 x 10 ⁻⁶

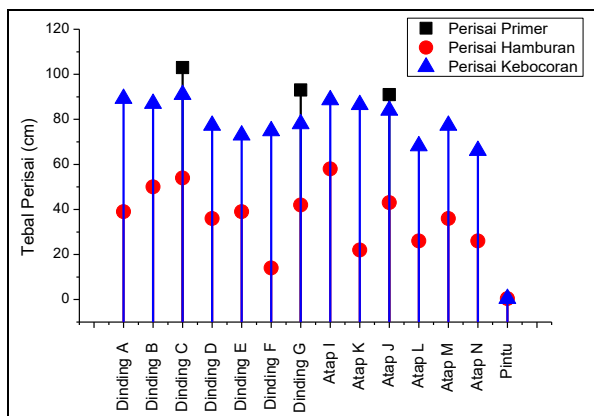
Tabel 11. Tebal perisai radiasi primer dan sekunder

Titik Proteksi	Primer		Hamburan		Kebocoran	
	nTV	Tebal	nTV	Tebal	nTV	Tebal
	L	Beton (cm)	L	Beton (cm)	L	Beton (cm)
Dinding A	-	-	2,28	39	3,08	89,2
Dinding B	-	-	1,93	50	3,00	87
Dinding C	3,01	103	1,59	54	3,14	91
Dinding D	-	-	1,50	36	2,67	77,3
Dinding E	-	-	2,30	39	2,52	73
Dinding F	-	-	0,50	14	2,58	74,9
Dinding G	2,71	93	1,24	42	2,69	78
Atap I	-	-	1,99	58	3,06	88,6
Atap K	-	-	0,82	22	2,98	86,5
Atap J	2,64	91	1,26	43	2,89	84

Atap L	-	-	1,30	26	2,35	68,2
Atap M	-	-	1,66	36	2,67	77,3
Atap N	-	-	1,22	26	2,28	66,1
Pintu	-	-	nTVL = 0,79			
Tebal = 4 mm Pb						



Gambar 7. Grafik nilai faktor transmisi perisai radiasi primer dan sekunder



Gambar 8. Grafik tebal perisai radiasi primer dan sekunder

Tebal perisai radiasi primer dan sekunder (kebocoran dan hamburan radiasi) untuk setiap daerah yang diproteksi yang dihitung dengan menggunakan Persamaan (13) dan Persamaan (14) ditunjukkan pada Tabel 11 dan Gambar 8.

Berdasarkan Tabel 11 dan Gambar 8 terlihat bahwa tebal perisai primer dan kebocoran radiasi lebih tebal dibandingkan hamburan radiasi, sehingga rekomendasi tebal perisai yang digunakan adalah tebal perisai primer untuk dinding C, dinding G dan atap J, sedangkan untuk dinding A, dinding B, dinding D, dinding E, dinding F, atap I, atap K, atap L, atap M,

dan atap N menggunakan tebal perisai untuk kebocoran radiasi.

Perbandingan tebal perisai radiasi *existing* Cobalt 60 dan kalkulasi perisai radiasi untuk tomoterapi diperlihatkan pada Tabel 12 dan Gambar 9. Berdasarkan Tabel 12 dan Gambar 9 terlihat bahwa tebal perisai beton atap J, atap L, atap M, atap N, dinding A, dinding B, dinding C, dinding D, dinding E, dinding F, dinding G, dan pintu memiliki tebal perisai radiasi yang lebih tebal dibandingkan tebal perisai hasil kalkulasi untuk ruang tomoterapi, kecuali tebal perisai bagian atap I dan atap K yang tebalnya kurang.

Tabel 12. Perbandingan tebal perisai radiasi *existing* Cobalt 60 dan kalkulasi perisai radiasi untuk tomoterapi.

Titik Proteksi	Daerah	Oblique Factor	Tebal Perisai (t) Existing BAPETEN		
			t (cm)	t Slant (cm)	t (cm)
Dinding A	Koridor	1	90	90	89,22
Dinding B	Bunker Linac	1,22	90	109,9	87,03
Dinding C	Bunker Linac	1,00	170	170,0	103,48
Dinding D	Ruang Ganti	1,31	100	130,5	77,29
Dinding E	Ruang Panel Kendali	1	100	100,0	73,22
Dinding F	Ruang Ganti	1,13	100	113,3	74,94
Dinding G	Bunker Brakhiterapi	1	220	220	93,33
Atap I	Pantry Lt 2	1,10	60	66,2	88,63
Atap K	Koridor Lt 2 & R. Rawat	1,15	60	69,3	86,53
Atap J	Kosong	1	160	160,0	91,23
Atap L	Pantry Lt 2	2,20	60	132,2	68,19
Atap M	Pantry Lt 2	1,56	60	93,3	77,29
Atap N	Koridor & R. Rawat	1,25	60	75,1	66,12
Pintu	Pintu Masuk Tomoterapi			6 mm Pb	4 mm Pb

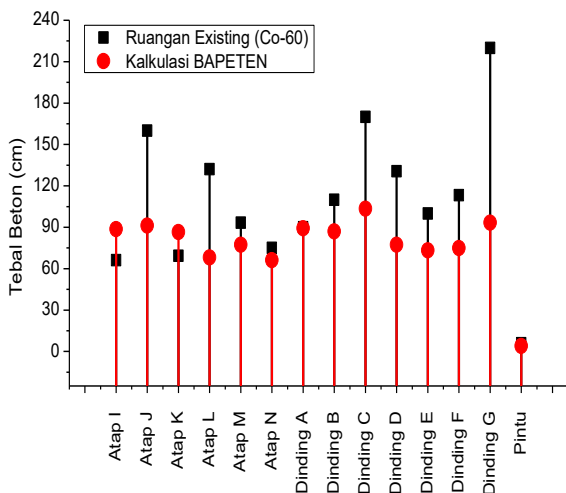
Nilai laju dosis pada perisai radiasi ruang radioterapi Cobalt 60 (*existing*) ditunjukkan pada Tabel 13 dan Gambar 10. Terlihat bahwa pada daerah atap I dan K nilai laju dosisnya melebihi toleransi *shielding design goal* yaitu melebihi 1×10^{-5} Sv/minggu.

Pada unit tomoterapi terdapat *Lead Beam Stopper (LBS)* setebal 13 cm. Berdasarkan data pengukuran Accuray (TomoTherapy Inc., Madison, WI, USA) bahwa atenuasi berkas primer sebesar $4,1 \times 10^{-3}$, hal ini konsisten terhadap NCRP 151 [8]:

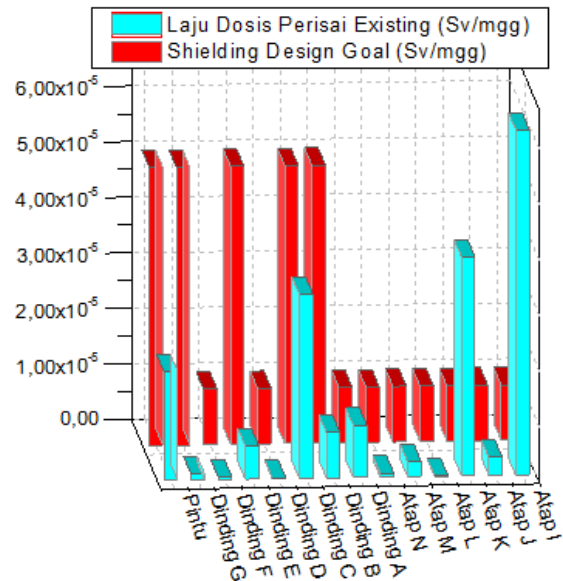
$$10^{(-13/5,7)} = 5,2 \times 10^{-3} \text{ (TVL lead} = 5,7 \text{ cm)}$$

Tabel 13. Perbandingan nilai laju dosis pada ruang radioterapi *existing* dan *shielding design goal*.

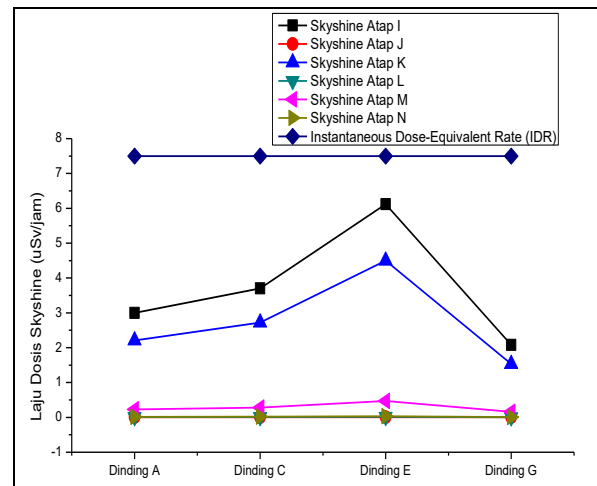
Titik Proteksi	Laju Dosis <i>Existing</i> (Sv/minggu)	<i>Shielding Design Goal</i> (Sv/minggu)
Dinding A	$9,41 \times 10^{-6}$	1×10^{-5}
Dinding B	$8,17 \times 10^{-6}$	5×10^{-5}
Dinding C	$3,31 \times 10^{-5}$	5×10^{-5}
Dinding D	$1,47 \times 10^{-7}$	1×10^{-5}
Dinding E	$5,97 \times 10^{-6}$	5×10^{-5}
Dinding F	$4,76 \times 10^{-7}$	1×10^{-5}
Dinding G	$1,12 \times 10^{-6}$	5×10^{-5}
Atap I	$6,21 \times 10^{-5}$	1×10^{-5}
Atap K	$3,94 \times 10^{-5}$	1×10^{-5}
Atap J	$3,27 \times 10^{-6}$	1×10^{-5}
Atap L	$6,20 \times 10^{-8}$	1×10^{-5}
Atap M	$2,81 \times 10^{-6}$	1×10^{-5}
Atap N	$6,96 \times 10^{-7}$	1×10^{-5}
Pintu	$1,95 \times 10^{-5}$	5×10^{-5}



Gambar 9. Grafik perbandingan perisai radiasi *existing* dan kalkulasi untuk tomoterapi



Gambar 10. Grafik perbandingan nilai laju dosis bunker *existing* Cobalt 60 dan *shielding design goal*.



Gambar 11. Grafik nilai laju dosis *skyshine* pada daerah atap

Tabel 14. Laju dosis daerah atap akibat *skyshine*

Titik Proteksi	Laju Dosis (µSv/jam)					
	Atap I	Atap J	Atap K	Atap L	Atap M	Atap N
A	3,0	0,0025	2,21	0,0069	0,23	0,016
C	3,70	0,0031	2,72	0,0085	0,28	0,02
E	6,12	0,0051	4,50	0,014	0,47	0,034
G	2,08	0,0017	1,53	0,0048	0,16	0,011

Lebar perisai radiasi primer yang telah terbangun untuk daerah atap adalah 2,5 m, sedangkan untuk dinding C adalah 4,25 m. Hasil perhitungan lebar perisai primer dengan menggunakan formulasi (2) bahwa untuk daerah atap adalah 0,75 m dan untuk dinding C adalah 0,77 m. Artinya bahwa lebar perisai radiasi primer memenuhi persyaratan.

Hal lain yang perlu dilakukan analisis adalah aspek *skyshine* pada daerah atap, mengingat pada atap I dan atap K memiliki tebal perisai radiasi yang kurang dan laju dosis yang melebihi batasan. Berdasarkan kalkulasi laju dosis akibat *skyshine* ditunjukkan pada Tabel 14 dan Gambar 11.

Nilai laju dosis untuk dinding A, dinding C, dinding E dan dinding G akibat *skyshine* atap I berkisar dalam rentang 2,08 sampai dengan 6,12 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$, *skyshine* atap J berkisar dalam rentang 0,0017 sampai dengan 0,0051 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$, *skyshine* atap K berkisar dalam rentang 0,1,53 sampai dengan 4,50 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$, *skyshine* atap L berkisar dalam rentang 0,0048 sampai dengan 0,014 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$, *skyshine* atap M berkisar dalam rentang 0,16 sampai dengan 0,47 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$, dan *skyshine* atap N berkisar dalam rentang 0,01 sampai dengan 0,03 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$. Nilai laju dosis *skyshine* masih di bawah nilai toleransi *instantaneous dose-equivalent rate (IDR)* yaitu $\leq 7,5 \mu\text{Sv}/\text{jam}$.

Berdasarkan analisis bahwa atap I dan K memiliki tebal perisai radiasi yang kurang, laju dosis yang melebihi *shielding design goal*. Mengingat bahwa kondisi di lapangan (RSCM) tidak memungkinkan menambah tebal beton untuk daerah atap ruang *existing* radioterapi Cobalt 60 karena terkait kekuatan struktur beton sehingga penulis merekomendasikan daerah atap perlu dilengkapi dengan pagar (teralis) dan memberikan peringatan (melarang) orang berada di daerah tersebut pada saat penyinaran radiasi berlangsung.

Evaluasi perhitungan perisai radiasi dilakukan menggunakan perkiraan beban kerja (*workload*) 55 pasien per hari, jika beban kerja melebihi yang telah ditetapkan perlu dilakukan evaluasi kembali mengenai perhitungan perisai radiasi.

Beberapa pertimbangan yang perlu diperhatikan dalam penggunaan ruang radioterapi yang telah ada untuk digunakan sebagai ruang tomoterapi adalah:

- Sistem radioterapi tomoterapi menggunakan prinsip *Intensity Modulated Radiotherapy (IMRT)* yang menyebabkan beban kerja mesin akselerator meningkat dibandingkan peralatan radioterapi konvensional (*non IMRT*);
- Kebocoran radiasi dan pertimbangan perisai radiasi meningkat secara signifikan disebabkan peningkatan *beam-on time*;
- Ruang *existing* yang telah ada perlu dilakukan evaluasi kembali perhitungan perisai radiasinya mengingat adanya perbedaan energi peralatan radioterapi, beban kerja, faktor IMRT, posisi isocenter, kebocoran dan hamburan radiasi antara peralatan yang telah terpasang sebelumnya menjadi ruang (bunker) tomoterapi;
- Tidak mengasumsikan bahwa *lead beam stopper* yang terpasang pada peralatan tomoterapi telah cukup memperisai pada ruang radioterapi *existing*. Perhitungan perisai primer tetap harus dilakukan

dengan mempertimbangkan faktor transmisi LBS; dan

- Tomoterapi dioperasikan pada nominal energi 6 MV, sehingga perhitungan perisai radiasi tidak melibatkan produksi neutron (*photoneutron*).

Untuk memastikan bahwa evaluasi perhitungan perisai radiasi tomoterapi memenuhi aspek proteksi dan keselamatan radiasi, setelah pesawat tomoterapi terpasang maka harus dilakukan pengukuran langsung di lapangan menggunakan *surveymeter* pada titik-titik proteksi pada jarak 30 cm di luar dinding A, dinding B, dinding C, dinding D, dinding E, dinding F, dinding G, pintu, atap I, atap J, atap K, atap L, atap M, dan atap N serta pada daerah pantry, koridor, dan ruang perawatan.

IV. KESIMPULAN

Berdasarkan hasil evaluasi perisai radiasi tomoterapi dapat disimpulkan bahwa:

- Perisai radiasi primer tidak menjadi perhatian utama. Hal ini disebabkan pada unit tomoterapi telah terpasang *lead beam stop* yang arahnya berlawanan terhadap arah berkas radiasi.
- Perisai radiasi sekunder kebocoran radiasi menjadi perhatian utama. Hal ini disebabkan waktu iradiasi (*beam-on time*) yang cukup lama, kebocoran radiasi pada *head* akselerator tomoterapi menjadi meningkat sehingga terjadi peningkatan beban kerja mingguan yang lebih tinggi dibandingkan pada terapi radiasi konvensional
- Secara umum bahwa perisai radiasi teleterapi Cobalt 60 yang akan digunakan untuk ruang (bunker) tomoterapi memenuhi persyaratan, hanya ada sebagian daerah atap yang ketebalannya kurang memenuhi. Kondisi di lapangan tidak memungkinkan menambah tebal beton untuk daerah atap ruang *existing* radioterapi Cobalt 60 karena terkait kekuatan struktur beton, sehingga perlu rekayasa/optimalisasi proteksi yaitu dalam bentuk pemasangan pagar teralis untuk membatasi akses anggota masyarakat ke daerah tersebut.
- Tomoterapi dioperasikan pada nominal energi 6 MV, sehingga perhitungan perisai radiasi tidak melibatkan produksi neutron (*photoneutron*).

DAFTAR PUSTAKA

- [1] A. Beavis, "Is tomotherapy the future of IMRT?," *The British journal of radiology*, 2014.
- [2] T. R. Mackie, T. Holmes, S. Swerdloff, P. Reckwerdt, J. O. Deasy, J. Yang, *et al.*, "Tomotherapy: a new concept for the delivery of dynamic conformal radiotherapy," *Medical physics*, vol. 20, pp. 1709-1719, 1993.
- [3] C. J. Bailat, S. Baechler, R. Moeckli, M. Pachoud, O. Pisaturo, and F. O. Bochud, "The concept and challenges of TomoTherapy

- accelerators," *Reports on Progress in Physics*, vol. 74, p. 086701, 2011.
4. [4] S. Baechler, F. O. Bochud, D. Verellen, and R. Moeckli, "Shielding requirements in helical tomotherapy," *Physics in medicine and biology*, vol. 52, p. 5057, 2007.
 5. [5] Accuray, "TomoTherapy Hi-Art System, Site Planning guide," 2012.
 6. [6] RSCM, "Blueprint Radioterapi Tomoterapi," *Existing Bunker Cobalt 60*, 2016.
 7. [7] BAPETEN, "Peraturan Kepala BAPETEN No. 3 Tahun 2013 tentang Keselamatan Radiasi dalam Penggunaan Radioterapi," 2013.
 8. [8] NCRP, "Structural shielding design and evaluation for megavoltage x- and gamma-ray radiotherapy facilities," *National Council on Radiation Protection and Measurements 151*, 2005.
 9. [9] IAEA, "Radiation Protection in the Design of Radiotherapy Facilities," *Safety Reports Series No. 47*, 2006.

TANYA JAWAB DISKUSI

1. Penanya: Togap Marpaung

Pertanyaan:

Dalam judul Teleterapi Co-60 tapi satuan energy 6 MV, mengapa ?

Jawaban:

Pada makalah ini membahas evaluasi perisai radiasi tomoterapi yang menggunakan bunker teleterapi cobalt 60. Adapun energy Linac Tomoterapi adalah 6 MV.

2. Nama Penanya: Rusmanto

Pertanyaan:

1. Mohon konfirmasi dan kejelasan, terkait dengan pernyataan :
 - Perhitungan tidak memperhatikan beam stopper
 - Pada kesimpulan tidak perlu dinding primer karena ada beam stopper
2. Pada spesifikasi Tomo, sebagaimana CT, yaitu tidak ada radiasi primer ke dinding, yang ada adalah radiasi sekunder. Jadi apa alasan dihitung dinding primer? Padahal di kesimpulan juga tidak perlu dinding primer.
3. Mohon konfirmasi perbedaan IMRT tomo dengan IMRT Konvensional? Apakah benar menghasilkan beam in time yang berbeda?

Jawaban:

1. Unit tomoterapi dilengkapi dengan lead beam stopper (LBS) setebal 13 cm pb (lead). Berdasarkan hasil pengukuran yang diambil pada

- jarak 1.36 m dibawah iso center menunjukkan bahwa LBS mereduksi transmisi radiasi primer sampai 0.4 % terhadap output sehingga perhitungan perisai radiasi primer harus tetap dilakukan. Untuk asumsi konservatif dalam perhitungan radiasi, maka tidak mengasumsikan bahwa LBS telah cukup memperisai bunker tomoterapi.
2. Perhitungan perisai radiasi primer tetap dilakukan mengingat bahwa field size maksimum tomoterapi adalah 40 cm (sb x) dan 5 cm (sb y). selain itu, LBS hanya mampu mereduksi transmisi radiasi sekitar 0.4 % sehingga transmisi radiasi yang mengenai dinding primer tetap besar. Untuk itu, untuk alasan proteksi radiasi maka perisai radiasi primer harus dilakukan evaluasi dan perhitungan.
 3. Penentuan faktor IMRT melibatkan 3 komponen yaitu :
 - a. Faktor modulasi (MF) yaitu waktu maksimum MLC terbuka dibagi rata-rata MLC terbuka selama penyinaran.
 - b. Jumlah rata-rata MLC yang terbuka selama penyinaran (pengobatan)
 - c. Lebar slice rata-rata
 Apabila dibandingkan dengan IMRT konvensional maka MF pada tomoterapi lebih besar sehingga dengan nilai MF yang lebih besar maka berpengaruh pada nilai factor IMRT.

3. Penanya: Bagiyono

Pertanyaan:

Apakah atap I dan atap K digunakan untuk kegiatan sehingga perlu dilakukan perhitungan ketebalan pada atap tersebut?

Jawaban:

Daerah atap I berdekatan dengan ruang pantry lt. 2 (daerah publik), sedangkan daerah atap K berdekatan dengan koridor lt. 2 dan ruang rawat inap (daerah publik) sehingga perhitungan perisai radiasi pada daerah tersebut harus dilakukan karena termasuk daerah supervise.



PENENTUAN PARAMETER DOSIMETRI AWAL BERKAS FOTON DAN ELEKTRON PESAWAT PEMERCEPAT LINIER MEDIK VARIAN CLINAC iX SILHOUTTE NOMOR SERI 1057

Sri Inang Sunaryati dan Assef Firnando Firmansyah

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN

sri.inang12@gmail.com

ABSTRAK

PENENTUAN PARAMETER DOSIMETRI AWAL BERKAS FOTON DAN ELEKTRON PESAWAT PEMERCEPAT LINIER MEDIK VARIAN CLINAC iX SILHOUTTE NOMOR SERI 1057. Makalah ini menguraikan penentuan parameter dosimetri awal berkas radiasi foton 6 dan 10 MV serta berkas elektron dengan energi nominal 6, 9, 12, 15 dan 18 MeV dari pesawat pemercepat linier medik Varian Silhouette iX dengan nomor seri 1057. Kualitas radiasi berkas foton dan elektron diperoleh dari dari kurva prosentase pengionan di kedalaman yang diukur pada jarak fokus sumber radiasi ke permukaan fantom 100 cm dengan lapangan radiasi 10 cm x 10 cm untuk berkas foton dan lapangan radiasi yang dibentuk oleh aplikator 10 cm x 10 cm untuk berkas elektron. Pengukuran dilakukan di dalam fantom air menggunakan sistem Dosimeter IBA dengan detektor penionan Wellhöfer IC 69 Farmer no. seri 30013-0689 milik Rumah Sakit Santosa Bandung Kopo. Hasil penukuran menunjukkan bahwa kualitas radiasi yang diperoleh sudah sesuai dengan spesifikasi yang dikeluarkan oleh pabrik dengan 0,7 % dan 0,9% untuk berkas radiasi foton 6 dan 10 MV. Hasil penentuan laju dosis serap berkas radiasi foton dan elektron hasilnya cukup baik yaitu $1 \text{ cGy} \sim 1 \text{ Monitor Unit (MU)} \pm 0,5 \%$

Kata kunci : kualitas radiasi, berkas foton, berkas elektron, persentase ionisasi di kedalaman dan Clinac

ABSTRACT

DETERMINATION OF THE INITIAL DOSIMETRY PARAMETER FOR A VARIAN CLINAC LINEAR ACCELERATOR MACHINE iX SILHOUTTE SERIAL NUMBER 1057. This paper describes the determination of the initial dosimetry parameters a Varian for 6 and 10 MV photon and electron beams with nominal energy of 6, 9, 12, 15 and 18 MeV from Varian Silhouette serial number 1057 linear accelerator machine. Measurement of percentage depth ionization were carried out inside to water phantom using IBA dosimeter with ionization chamber Wellhöfer IC 69 Farmer Sn. 30013-0689 at a constant source to surface distance of 100 cm and a field size of 10 cm x 10 cm at the phantom surface for foton beam and field size defined by 10 cm x 10 cm applicator for electron beams. The results showed that the quality of radiation obtained are in accordance with manufacturer specifications were 0.7% and 0.9% for the radiation beam 6 and 10 MV photons. The results of the determination of absorbed dose rate radiation beam of photons and electrons results are quite good of $1 \text{ cGy} \sim 1 \text{ Monitor Unit (MU)} \pm 0.5\%$

Key words : radiation quality, photon beam, electron beam, percentage depth ionization and Clinac

I. PENDAHULUAN

Di Indonesia beberapa tahun terakhir ini perkembangan penggunaan radiasi pengion khususnya di bidang radioterapi berkembang cukup pesat. Dua tahun terakhir ini saja sekurang-kurangnya ada 7 buah pesawat teleterapi baru baik pesawat Co-60 atau pesawat pemercepat linier medik dipasang di beberapa rumah sakit [1].

Pada akhir tahun 2015, Rumah Sakit Santosa Hospital Bandung Kopo selesai memasang sebuah pesawat pemercepat linier medik Varian iX Silhouette. Pesawat teleterapi ini dapat memancarkan berkas radiasi foton 6 dan 10 MV serta berkas radiasi elektron dengan energi nominal 6, 9, 12, 15 dan 18 MeV.

Sesuai dengan prosedur yang lazim, setelah instalasi sebuah pesawat teleterapi selesai, perludilakukan tes penerimaan (acceptance test) untuk memverifikasi spesifikasi yang dikeluarkan oleh

pabrik[2]. Tes penerimaan ini merupakan salah satu kegiatan yang sangat penting mengingat harga sebuah pesawat pemercepat linier sangat mahal dan kebanyakan pesawat ini sangat kompleks sehingga perlu kehati-hatian sebelum menerima pesawat ini dari supplier[2].

Ada empat parameter yang harus diverifikasi dari sebuah pesawat pemercepat linier medik Clinac ini. Parameter tersebut antara lain :

- Survei radiasi yang meliputi transmisi kolimator, kebocoran sinar-X dan lain-lain
- Tes mekanik yang meliputi rotasi kolimator, rotasi gantri, rotasi meja pasien dan lain-lain
- Tes isocenter berkas radiasi yang meliputi gantry rotation spoke shot dan lain-lain
- Kinerja berkas radiasi yang meliputi kedalaman ionisasi berkas foton, elektron dan lain-lain

Pentingnya verifikasi ini antara lain untuk memastikan bahwa kinerja pesawat tersebut sesuai dengan permintaan pengguna dan parameter tertentu dari pesawat tersebut sesuai dengan spesifikasi yang dikeluarkan oleh pabrik serta pengoperasian pesawat tersebut dapat menjamin keselamatan pasien dan operator. Tes penerimaan ini dilakukan dalam rangka mempersiapkan berkas radiasi untuk penyinaran pasien yang meliputi akuisisi data berkas radiasi dan memasukkannya dalam komputer sistem perlakuan radioterapi (Radiotherapy Treatment Planning System), pembuatan prosedur operasi dan training kepada yang berkepentingan dalam pengoperasian pesawat baru tersebut.

Salah satu parameter dari berkas radiasi yang diukur dalam kegiatan komisioning adalah kurva persentase dosis di kedalaman berkas radiasi baik foton maupun elektron pada suatu kondisi pengukuran. Kurva persentase ini sangat penting karena dari kurva ini dapat ditentukan kualitas berkas radiasi tersebut. Disamping itu beberapa faktor koreksi yang diperlukan untuk menentukan dosis serap pesawat pemercepat linier tersebut diperoleh dari kurva ini. Demikian pula halnya dengan kedalaman acuan yang digunakan untuk menentukan dosis serap berkas foton dan elektron tersebut [3].

Disamping untuk mendapatkan beberapa faktor koreksi yang diperlukan dalam perhitungan dosis serap air, kurva persentase dosis di kedalaman ini dapat juga digunakan untuk melakukan verifikasi kualitas berkas radiasi dari pesawat tersebut terhadap spesifikasi yang dikeluarkan oleh pabrik atau yang direkomendasikan oleh beberapa publikasi [4,5].

Untuk berkas foton spesifikasi yang utama adalah prosentase pengionan untuk lapangan 10 cm x 10 cm pada jarak sumber radiasi ke permukaan fantom 100 cm dan kedalaman 10 cm, sedangkan untuk berkas elektron biasanya dinyatakan dalam kedalaman rentang terapi yang dapat didefinisikan sebagai kedalaman pengionan mencapai 80% dari nilai pengionan maksimum, 85 % atau 90 %. Untuk pesawat pemercepat linier medik Clinac ini pabrik memberikan spesifikasi untuk kedalaman ionisasi 90%, 80%, dan 50 %.

Makalah ini akan menguraikan penentuan parameter kualitas radiasi berkas foton dan elektron yang diperoleh dari kurva prosentase ionisasi di kedalaman berdasarkan pengukuran menggunakan sistem Dosimeter IBA dengan detektor ionisasi Wellhöfer IC 69 Farmer no. seri 30013-0689 di dalam fantom air menggunakan sistem dosimeter IBA milik Rumah Sakit Santosa Bandung Kopo yang baru selesai dipasang. Pesawat pemercepat linier medik Varian IX Silhouette dapat dilihat pada Gambar 1.



Gambar 1. Pesawat Pemercepat Linier Medik Varian iX Silhouette nomor Seri 1057 Rumah Sakit Santosa KopoBandung

II. TEORI

Kualitas Radiasi Berkas Foton

Pada awalnya pabrik cenderung menyatakan energi foton sebagai nilai nominal, sementara itu ada juga pabrik yang menyatakan sebagai suatu nilai yang tercantum pada data yang terdapat dalam British Journal of Radiology Supplement 17 untuk kedalaman 10 cm, lapangan radiasi 10 cm x 10 cm dan jarak sumber radiasi ke permukaan fantom 100 cm [3].

Untuk menyatakan kualitas radiasi berkas foton protokol Nordic menggunakan perbandingan persentase dosis di kedalaman 10 cm dan 20 cm dengan lapangan radiasi 10 cm x 10 cm pada jarak sumber radiasi ke permukaan fantom 100 cm. Sementara itu protokol AAPM menggunakan perbandingan dosis di kedalaman 10 cm dan 20 cm dengan lapangan radiasi 10 cm x 10 cm pada jarak sumber radiasi ke detektor konstan yaitu 100 cm [5].

Untuk kepentingan "acceptance test" pabrik pesawat Clinac ini menyatakan bahwa untuk berkas foton 6 MV persentase pengionandi kedalaman 10 cm, lapangan radiasi 10 cm x 10 cm dan jarak sumber radiasi ke permukaan fantom 100 cm adalah $67,0\% \pm 1\%$, sedangkan untuk berkas foton 10 MV nilai ini adalah $74\% \pm 1\%$ [2].

Kualitas Radiasi Berkas Elektron

Untuk berkas elektron dari suatu pesawat pemercepat linier medik, metoda penentuan energi yang sering digunakan adalah mengukur jangkauan praktis berkas elektron (R_p) yang dapat ditentukan melalui pengukuran dosis di berbagai kedalaman fantom air sepanjang sumbu utama berkas radiasi. Energi yang dihitung dari jangkauan praktis adalah sangat eratkaitannya dengan energi yang paling mungkindari elektrondi permukaan fantom ($E_{p,o}$). Protokol NORDIC mempunyai persamaan sebagai berikut [6] :

$$E_{p,o} = 0,22 + 1,98 R_p + 0,0025 R_p^2 \text{ MeV} \dots (1)$$

Metode penentuan energi yang lain, khususnya berguna dalam penurunan persamaan dosimetri adalah menggunakan kedalaman tengah paro (*half-value depth*), R_{50} , dengan R_{50} adalah kedalaman dosis serap berkurang sebesar 50 % dari nilai maksimumnya, dengan persamaan sebagai berikut :

$$E_0 = 2,33 R_{50} \text{ MeV} \dots (2)$$

Energi rata-rata sebagai fungsi kedalaman dapat ditentukan dengan hubungan sederhana sebagai berikut:

$$E_z = E_0 (1 - z/R_p) \text{ MeV} \dots (3)$$

dengan z adalah kedalaman dan R_p adalah jangkauan praktis di dalam fantom air untuk energi E_0 .

Untuk kepentingan "acceptance test" pabrik biasanya menyatakan kualitas radiasi berkas elektron sebagai suatu kedalaman yang mendapatkan ionisasi sebesar 90% dari nilai maksimum, 80%, dan 50%.

Penentuan Laju Dosis Serap Berkas Radiasi Foton

Pengukuran laju dosis dilakukan menggunakan alat ukur radiasi milik Laboratorium Metrologi Radiasi Nasional yaitu detektor pengionan volume 0,6 cc TW 30013 No.seri 6367 yang dirangkaikan dengan elektrometer Farmer tipe 2570/1B no. seri 1182. *Gantri* pesawat terapi diletakkan pada sudut 0° sehingga berkas radiasi datang pada arah vertikal terhadap permukaan fantom air yang berjarak 100 cm dari sumber radiasi dengan lapangan radiasi pada permukaan fantom 10 cm x 10 cm dan kedalaman detektor 5 cm dan 10 cm. Setelah itu dilakukan pengukuran faktor-faktor koreksi seperti rekombinasi ion dan efek polaritas.

Pengukuran laju dosis serap air berkas foton dengan kualitas radiasi Q dapat ditentukan dengan pengukuran menggunakan detektor pengionan yang dikalibrasi dalam besaran dosis serap air dengan berkas sinar gamma Co-60 $N_{D,w}$ menggunakan persamaan di bawah ini [6]:

$$D_{w,Q} = M_Q \cdot N_{D,w} \cdot k_Q \dots (4)$$

dengan $D_{w,Q}$: dosis serap berkas foton dengan kualitas Q (mGy)

M_Q : bacaan dosimeter terkoreksi terhadap temperatur, tekanan udara, polaritas, k_{pol} dan rekombinasi ion, k_s (nC).

$N_{D,w}$: aktor kalibrasi detector dengan berkas sinar gamma Co-60 (mGy/nC)

k_Q : faktor koreksi kualitas radiasi berkas foton detektor (Tabel 14 TRS398)

Penentuan Laju Dosis Serap Berkas Radiasi Elektron

Dosis serap di air berkas elektron pada kedalaman Z_{ref} dengan kualitas radiasi Q dapat ditentukan dengan pengukuran menggunakan detektor pengionan yang dikalibrasi dengan berkas sinar gamma Co-60 $N_{D,w}^{Co}$ menggunakan persamaan berikut ini [7].

$$D_{W,Q}(Z_{ref}) = M_Q \cdot N_{D,w Q_0} \cdot K_{Q,Q_0} \dots (5)$$

dengan

$D_{W,Q}(Z_{ref})$: dosis serap berkaselektron dengan kualitas Q (mGy)

M_Q : bacaan dosimeter terkoreksi terhadap temperatur, tekanan udara, polaritas dan rekombinasi ion (nC).

$N_{D,w Q_0}$: faktor kalibrasi detektor pengionan dengan berkas sinar gamma Co-60 TW 30013 No.seri 6367 adalah 54,27 mGy/nC dan detektor kepingsejajar Roos volume 0,35 tipe W 34001 no. seri 0125 adalah 83,53 mGy/nC

K_{Q,Q_0} : faktor koreksi berkas elektron, (Tabel 18 TRS 398) [7]

Dosis serap berkas elektron di kedalaman maksimum:

$$D_{W,Q}(Z_{max}) = 100 D_{W,Q}(Z_{ref}) / PDD(Z_{ref}) \dots (6)$$

$D_{W,Q}(Z_{max})$: dosis serap air berkaselektron di kedalaman maximum (mGy)

$D_{W,Q}(Z_{ref})$: dosis serap berkaselektron dengan kualitas Q (mGy)

$PDD(Z_{ref})$: PDD pada kedalaman acuan (Z_{ref})

III. PERALATAN DAN TATA KERJA

TATA KERJA

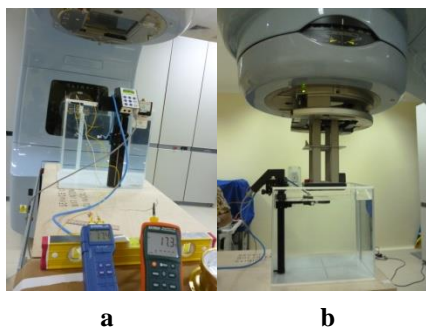
Pengukuran Persentase Pengionan Di Kedalaman

Pengukuran persentase ionisasi di kedalaman berkas radiasi baik foton maupun elektron dilakukan oleh fisikawan medis rumah sakit. Pengukuran dilakukan menggunakan Dosimeter IBA dengan detektor ionisasi Wellhöfer IC 69 Farmer no. seri 30013-0689 di dalam fantom air menggunakan sistem dosimeter IBA dengan jarak sumber radiasi ke permukaan fantom air konstan yaitu 100 cm dan lapangan radiasi 10 cm x 10 cm untuk berkas foton dan lapangan radiasi yang dibentuk oleh aplikator 10 cm x 10 cm untuk berkas elektron. Untuk mengukur persentase ionisasi di kedalaman inisial-detektor disinari dengan berkas radiasi foton, kemudian detektor tersebut digerakkan di sepanjang sumbu utama berkas.

Pengukuran persentase ionisasi berkas radiasi elektron dilakukan menggunakan aplikator 10 cm x 10 cm[8].

Pengukuran Kualitas Radiasi Berkas Foton

Pengukuran kualitas radiasi berkas foton 6 MV dilakukan dengan alat ukur radiasi milik Laboratorium Metrologi Radiasi-BATAN yaitu detektor pengionan volume 0,6 cc tipe TW 30013 No.seri 6367 yang dirangkaikan dengan elektrometer Farmer tipe 2570/1B no. seri 1182 dengan cara mengukur ionisasi pada kedalaman 10 cm dan 20 cm. Kondisi pengukuran dilakukan dengan jarak sumber radiasi ke permukaan fantom 100 cm dan lapangan radiasi 10 cm x 10 cm. Hasil perbandingan ionisasi di kedua kedalaman tersebut merupakan kualitas dari berkas foton yang diukur[9,10,11].



Gambar 2. Susunan peralatan pada pengukuran berkas foton (a) dan berkas elektron(b)

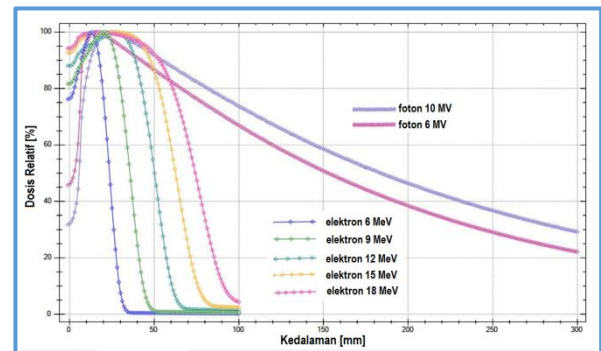
Pengukuran Laju Dosis Serap Air Berkas Radiasi Foton

Mula-mula pengukuran dilakukan menggunakan alat ukur radiasi milik Laboratorium Metrologi Radiasi Nasional yaitu detektor pengionan volume 0,6 cc TW 30013 No.seri 6367 yang dirangkaikan dengan elektrometer Farmer tipe 2570/1B no. seri 1182. *Gantri* pesawat terapi diletakkan pada sudut 0 ° sehingga berkas radiasi datang pada arah vertikal terhadap permukaan fantom air yang berjarak 100 cm dari sumber radiasi dengan lapangan radiasi pada permukaan fantom 10 cm x 10 cm dan kedalaman detektor 5 cm dan 10 cm. Setelah itu dilakukan pengukuran faktor-faktor koreksi seperti rekombinasi ion dan efek polaritas.

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil pengukuran Persentase Dosis di Kedalaman berkas foton 6 dan 10 MV dan berkas elektron energi nominal 6, 9, 12, 15 dan 18 MeV dari pesawat permercepat linier medik Varian Clinac iX Silhouette nomer seri 1057 menggunakan Dosimeter IBA dengan detektor ionisasi Wellhöfer IC 69 Farmer no. seri 30013-0689 dapat dilihat pada Gambar 3 di bawah

ini. Selanjutnya dari Gambar 3 tersebut di atas dapat ditentukan parameter dosimetri berkas radiasi foton dan elektron.



Gambar 3. Kurva prosentase dosis di kedalaman dari berkas foton 6 dan 10 MV serta elektron energi nominal 6, 9, 12, 15 dan 18 MeV.

Berkas Radiasi Foton

Parameter dosimetri untuk berkas foton antara lain: kedalaman dosis mencapai maksimum, R_{100} , prosentase dosis di kedalaman 10 cm, D_{10} dan 20 cm, D_{20} dan rasionya yang disajikan pada Tabel 1. Rasio dosis pada kedalaman 10 cm dan 20 cm ini merupakan indeks kualitas radiasi berkas tersebut yang nilainya akan menentukan nilai faktor koreksi K_{Q,Q_0} pada Persamaan 1.

Tabel 1. Parameter berkas radiasi foton 6 dan 10 MV pesawat permercepat linier medik Varian Clinac IX Silhouette pada jarak sumber radiasi ke permukaan air 100 cm dan lapangan radiasi 10cm x 10cm menggunakan detektor Wellhöfer IC 69 Farmer no. seri 30013-0689.

Berkas Foton MV	D_{10} %	D_{20} %	D_{20}/D_{10}	R_{100} mm	K_{Q,Q_0}
6	67,0	38,5	0,575	15,1	0,9919
10	73,7	46,4	0,629	25,1	0,9812

Dari tabel di atas dapat dilihat bahwa untuk berkas foton 6 MV pada lapangan radiasi acuan 10 cm x 10 cm, prosentase dosis pada kedalaman 10 cm dan 20 cm masing-masing 67,0 % dan 38,5 % sehingga perbandingan antara dosis pada kedua kedalaman tersebut adalah 0,575.

Spesifikasi pabrik menyatakan bahwa untuk berkas foton 6 MV prosentase dosis di kedalaman 10 cm adalah 67,5 % dengan deviasi maksimum adalah 2 %. Dengan demikian terdapat perbedaan yang tidak signifikan sebesar 0,7 % antara hasil pengukuran dengan spesifikasi yang dinyatakan oleh pabrik.

Spesifikasi pabrik menyatakan bahwa untuk berkas foton 10 MV persentase dosis di kedalaman 10 cm adalah 73 % dengan deviasi maksimum adalah 2 %. Dengan demikian terdapat perbedaan sebesar 0,9 % antara hasil pengukuran dengan spesifikasi yang dinyatakan oleh pabrik.

Dari Tabel 1 dapat dilihat bahwa kedalaman dosis mencapai maksimum berkas foton 6 MV, R_{100} untuk lapangan acuan 10 cm x 10 cm mendapatkan nilai 1,5 cm, sedangkan spesifikasi pabrik menyatakan 1,6 cm ± 0,2 cm. Dengan demikian nilai yang diperoleh masuk dalam rentang nilai yang dikeluarkan oleh pabrik.

Dari Tabel 1 dapat dilihat bahwa kedalaman dosis mencapai maksimum dari berkas foton 10 MV, R_{100} untuk lapangan acuan 10 cm x 10 cm mendapatkan nilai 2,51cm, sedangkan spesifikasi pabrik menyatakan 2,4 cm ± 0,2 cm. Dengan demikian nilai yang diperoleh masuk dalam rentang nilai yang dikeluarkan oleh pabrik.

Hasil pengukuran pada kondisi yang sama menggunakan dosimeter Farmer dengan detektor ionisasi volume 0,6 cctipe TW 30013 no. seri 6367 dapat dilihat pada Tabel 2 di bawah ini.

Tabel 2. Parameter berkas radiasi foton 6 dan 10 MVpesawat permercepat linier medik Varian Clinac iX Silhoutte pada jarak sumber ke permukaan air 100 cm dan lapangan radiasi 10 cm x 10 cm menggunakan detektor volume 0,6 cctipe TW 30013 no. seri 6367.

Berkas Foton (MV)	D ₁₀ (nC)	D ₂₀ (nC)	D ₂₀ /D ₁₀
6	25,730	14,731	0,573
10	17,867	28,522	0,626

Dengan membandingkan Tabel 1 dan 2, dapat dilihat bahwa indeks kualitas radiasi, D_{20}/D_{10} mendapatkan perbedaan sebesar 0,3 % dan 0,5 % masing untuk berkas foton 6 dan 10 MV. Hal ini menunjukkan penentuan indeks kualitas radiasi menggunakan 2 alat ukur radiasi yang berbeda mendapatkan kesesuaian yang baik.

Hasil penentuan luaran berkas foton 6 dan 10 MV yang dihitung menggunakan Persamaan 4 dapat dilihat pada Tabel 3 di bawah ini.

Tabel 3. Luaran berkas foton 6 dan 10 MV pesawat permercepat linier medik Varian Clinac iX Silhoutte.

Foton MV	M_o nC/200MU	$N_{D,w}$ mGy/nC	K_Q	K_s
6	24,841	54,27	0,9919	1,0025
10	27,650	54,27	0,9812	1,003

* Ketidakpastian terentang (*expanded uncertainty* ± 3,0 %) untuk tingkat kepercayaan 95 %

Dari Tabel 3 dapat dilihat bahwa untuk luaran berkas foton 6 dan 10 MV mendapatkan masing-masing

$D_{mak} = 2001,95$ mGy/200 Monitor Unit dan $D_{mak} = 2004,45/200$ MU yang berarti 1,00 Monitor Unit ~ 1,00cGy dengan deviasi rata 0,2 %. Hal ini menunjukkan nilai faktor kalibrasi detektor monitor yang diperoleh sudah bagus karena lebih kecil dari 1 %.

Berkas Radiasi Elektron

Dari kurva pada Gambar 3 dapat ditentukan parameter dosimetri berkas elektron antara lain : kedalamanpengionan mencapai maksimum R_{100} , R_{90} , kedalaman pengionan mencapai 80% dari nilai maksimum, R_{80} dan kedalaman ionisasi mencapai 50 % dari nilai maksimum R_{50} , yang hasilnya dapat dilihat pada Tabel 4 di bawah ini, sedangkan nilai spesifikasi yang ditentukan oleh pabrik dapat dilihat pada Tabel 5. Khusus untuk R_{100} pabrik tidak mencantumkan toleransinya. Hal ini karena R_{100} cukup lebar dan semakin lebar dengan naiknya energi.

Tabel 4. Parameterdosimetri berkas elektron Pesawat Pemercepat Linier Medik Varian iX Silhouette # 1057pada jarak sumber ke permukaan air 100 cm dan menggunakan aplikator 10 cm x 10 cm.

Energi nominal MeV	R_{100} cm	R_{90} cm	R_{80} cm	R_{50} cm
6	1,31	1,76	1,95	2,36
9	2,01	2,74	3,01	3,57
12	2,71	3,89	4,27	5,02
15	2,81	4,77	5,30	6,26
18	1,81	5,30	6,10	7,43

Tabel 5. Parameter dosimetri berkas elektron Pesawat Pemercepat Linier Medik Varian iX Silhoutenomor seri 1057 pada jarak sumber ke permukaan air 100 cm dan menggunakan aplikator 10 cm x 10 cm spesifikasi pabrik.

Energi MeV	R_{100} cm	R_{90} cm	R_{80} cm	R_{50} cm
6	1,0	1,71 ± 0,1	1,90 ± 0,07	2,30 ± 0,1
9	1,4	2,68 ± 0,1	2,95 ± 0,07	3,50 ± 0,1
12	2,0	3,77 ± 0,1	4,15 ± 0,07	4,89 ± 0,1
15	2,6	4,68 ± 0,1	5,20 ± 0,07	6,17 ± 0,1
18	3,0	5,31 ± 0,1	6,10 ± 0,07	7,41 ± 0,1

Dari Tabel 4 dan 5 tersebut di atas dapat dilihat bahwa hasil pengukuran R_{90} , R_{80} , dan R_{50} sudah sesuai dengan spesifikasi pabrik. Dengan demikian berkas elektron dari pesawat ini sudah baik dan bisa dilakukan pengukuran-pengukuran untuk parameter yang lain.

Hasil penentuan luaran berkas elektron pesawat pemercepat linier medik Varian Silhouette #

1057 yang ditentukan menggunakan Persamaan 2 dapat dilihat pada Tabel 6 di bawah ini.

Tabel 6. Luaran Berkas Elektron Pesawat Pemercepat Linier Medik Varian iX Silhoutte pada jarak sumber ke permukaan air 100 cm dan menggunakan Aplikator 10 cm x 10 cm

Energi MeV	M ₀ nC/200MU	N _{D,w} mGy/nC	K _{Q,Q₀}	K _s	K _{pol}	D _{w,Q(Zreff)} mGy/200MU	PDD (Zreff) %	D _{w,Q(Zmax)} mGy/200MU
6	25,346	83,53	0,9388	1,007	1,001	2003,64	99,76	2008,42± 2,90
9	25,784	83,53	0,9239	1,006	1,002	2005,10	99,99	2005,30± 2,90
12	26,003	83,53	0,9111	1,006	1,002	1994,72	99,72	2000,36± 2,90
15	26,128	83,53	0,9017	1,007	1,001	1984,05	98,84	2007,37± 2,90
18	25,408	83,53	0,8945	1,007	1,002	1914,76	95,57	2003,54± 2,90

*Ketidakpastian terentang (expanded uncertainty ± 3,0 %) untuk tingkat kepercayaan 95 %

Dari Tabel 6 dapat dilihat bahwa untuk luaran berkas elektron dengan energi nominal 6, 9, 12, 15 dan 18 MeV mendapatkan laju dosis serap sebesar 2000 mGy ~ 200 Monitor Unit dengan deviasi rata 0,3 %. Hal ini menunjukkan nilai faktor kalibrasi detektor monitor yang diperoleh sudah bagus karena lebih kecil dari 1 %.

V. KESIMPULAN

Dari hasil dan pembahasan tersebut di atas dapat disimpulkan bahwa :

1. Kualitas radiasi berkas foton dan elektron yang dipancarkan dari pesawat pemercepat linier medik Varian Silhoutte iX dengan nomor seri 1057 sudah sesuai dengan spesifikasi yang ditentukan oleh pabrik .
2. Luaran berkas foton 6 dan 10 MV mendapatkan masing-masing D_{mak} = 2001,95 mGy/200 Monitor Unit dan D_{mak} 2004,45/200 MU yang berarti 1,00 Monitor Unit ~ 1,00 cGy dengan deviasi rata 0,2 %. Hal ini menunjukkan nilai faktor kalibrasi detektor monitor yang diperoleh sudah bagus karena lebih kecil dari 1 %.
3. Luaran berkas elektron dengan energi nominal 6, 9, 12, 15 dan 18 MeV mendapatkan laju dosis serap sebesar 2000 mGy ~ 200 Monitor Unit dengan deviasi rata 0,3 %. Hal ini menunjukkan nilai faktor kalibrasi detektor monitor. Hal ini menunjukkan nilai faktor kalibrasi detektor monitor yang diperoleh sudah bagus karena lebih kecil dari 1 %.
4. Data awal ini dapat juga dijadikan acuan dalam melaksanakan kegiatan kendali mutu dari pesawat pemercepat linier medik Varian Clinac iX Silhoutte no. 1057.

UCAPAN TERIMA KASIH

Penulis mengucapkan terima kasih yang sebesar-besarnya kepada seluruh staf Unit Radioterapi

Rumah Sakit Santosa Hospital Bandung Kopo atas kerjasamanya sehingga penulisan ini dapat selesai.

DAFTAR PUSTAKA

1. Komunikasi pribadi dengan staf Unit Radioterapi Rumah Santosa Hospital Bandung Kopo , Bandung
2. High Energy C- Series Clinac , Costumer Acceptance test Procedure. VARIAN MEDICAL SYSTEM , Revision U, 2009.
3. WILLIAM, J.R., and TWAITES, D.I., Radiotherapy in practice, Oxford Medical Publication, 1993
4. BRITISH INSTITUTE of RADIOLOGY, Central Axis Depth Dose Data for Use in Radiotherapy, British Journal of Radiology Supplement No. 25, British Institute of Radiology, London, 1986
5. AMERICAN ASSOCIATION OF PHYSICISTS IN MEDICINE, Code of practice of X-ray therapy linear accelerator, a protocol for the determination of absorbed dose from high-energy and electron beam, Medical Physics 10, 1983
6. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL UNITS AND MEASUREMENT. Radiation dosimetry : electron beams with energies between 1 and 50 MeV, ICRU Rep. 35, ICRU Publications, Bethesda, MD, 1984
7. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Absorbed Dose Determination in External Beam Radiotherapy ; An International Code of Practice for Dosimetry Base on Standards of Absorbed Dose to Water, Technical Report Series No.398, IAEA, Vienna, 2000
8. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Absorbed Dose Determination in Photon and Electron Beams : An International Code of Practice, Technical Report Series No.277, IAEA, Vienna, 1987

9. Laboratorium Metrologi Radiasi Nasional, PTKMR-BATAN, Sertifikat-Sertifikat Kalibrasi Luaran Pesawat Pemercepat Linier Medik, PTKMR-BATAN
10. INSTRUCTION MANUAL for 0.6 cc Ionization Chamber (Guarded Stem) Type 2571, Nuclear Enterprises Limited, Beenham Berkshire England, 1985
11. INSTRUCTION MANUAL for Farmer Dosemeter Type 2570/1A & B, Nuclear Enterprises Limited, Beenham Berkshire, 1985

TANYA JAWAB DISKUSI

Penanya: Haendra Subekti

Pertanyaan:

1. Apa yang dipersiapkan untuk kalibrasi/pengukuran output untuk jenis peralatan terapi yang tipe baru misalnya tomoterapi?
2. Apa potensi kendalanya untuk mempersiapkan hal no 1?

Jawaban:

1. Untuk mengkalibrasi/pengukuran output peralatan terapi tipe baru misal tomoterapi adalah :
 - Pemilik pesawat tomoterapi harus mempunyai alat ukur untuk mengukur persentasi dosis di kedalaman. Hasil pengukuran ini nanti digunakan untuk perhitungan pengukuran output pesawat tersebut.
 - Fasilitas kalibrasi harus mempersiapkan detector dengan volume yang sesuai dengan yang dibutuhkan untuk mengukur output pesawat tersebut.
 - Disamping detektor, fasilitas kalibrasi juga harus memiliki Fantom air yang sesuai dengan detektor yang digunakan.
 - Persyaratan lainnya : detektor ataupun sistem alat ukur yang digunakan harus terkalibrasi yang tertelusur secara internasional.
2. Kendala untuk persiapan pengukuran pesawat terapi tipe baru ini adalah pengadaan peralatan alat ukur yang dibutuhkan sebagaimana mestinya. Untuk saat ini fasilitas kalibrasi PTKMR-BATAN sudah siap untuk melakukan pengukuran pesawat tipe baru tersebut seperti tomoterapy ataupun gamma knife.



KAJIAN RADIOAKTIVITAS BETA TOTAL PADA SAMPEL AIR KERAN DAN AIR PERMUKAAN DI SEKITAR KAWASAN NUKLIR PASAR JUMAT

Leons Rixson, Megy Stefanus, Niken Hayudanti, Prihatiningsih

Pusat Aplikasi Isotop dan Radiasi- Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN)

leons@batan.go.id

ABSTRAK

KAJIAN RADIOAKTIVITAS BETA TOTAL PADA SAMPEL AIR KERAN DAN AIR PERMUKAAN DISEKITAR KAWASAN NUKLIR PASAR JUMAT. Salah satu pemantauan radioaktivitas lingkungan Kawasan Nuklir Pasar Jumat (KNPJ) adalah radioaktivitas beta total dalam air. Total lokasi sampel air tahun 2015 adalah dua puluh tiga lokasi. Sampel air yang telah dipreparasi kemudian diukur dengan sistem pencacah *Low Background Counter* (LBC). Hasil pengukuran dan perhitungan menyatakan bahwa radioaktivitas beta total disekitar KNPJ tidak ada yang melebihi baku mutu lingkungan 1 Bq/l. Rentang beta total pada sampel air keran sebesar 0.0055 ± 0.0015 bq/l sampai 0.1432 ± 0.0109 bq/l, sedangkan Nilai rata-rata beta total air permukaan (A03, A04, A05, A16, A17, A18 A19, A20, A21, A22 dan A23) adalah 0.2122 ± 0.0099 Bq/l. Rata-rata nilai beta total air permukaan empat kali lebih tinggi dibandingkan ^{210}Pb (0.059 Bq/l) namun dibawah nilai baku mutu ^{210}Bi (250 Bq/l) yang merupakan anak luruh dari ^{210}Pb . Hasil uji korelasi menyatakan bahwa korelasi radioaktivitas beta total dilokasi A03 terhadap A05 lebih tinggi dibandingkan dengan korelasi A04 dengan A05. Hasil uji-t menunjukkan rata-rata beta total lebih kecil atau tidak ada perbedaan signifikan antara lima lokasi (A03, A05, A16, A19, A22) terhadap lokasi A20. Kajian selanjutnya perlu dilakukan untuk mengetahui korelasi radioaktivitas beta total terhadap dosis efektif serta memastikan komposisi radionuklida yang terdapat dalam sampel air.

Kata kunci: radioaktivitas, beta total, Low Background Counter (LBC)

ABSTRACT

STUDY OF GROSS BETA RADIOACTIVITY INTAP AND SURFACE WATER AROUND PASAR JUMAT NUCLEAR REGION. One of environmental radioactivity monitoring in Pasar Jumat Nuclear Zone (PJNZ) is radioactivity of gross beta in water sample. Total locations of water samples in 2015 was twenty-three locations. The prepared water sample is measured by Low Background Counter (LBC). The results of measurements and calculations stated that the radioactivity of gross beta around PJNR none exceeds environmental guideline standards level as 1 Bq / l. Range of beta total in samples of tap water vary from 0.0055 ± 0.0015 bq / l to 0.1432 ± 0.0109 bq / l, while the average value gross beta surface water (A03, A04, A05, A16, A17, A18 A19, A20, A21, A22 and A23) was 0.2122 ± 0.0099 Bq / l. The average value of gross beta surface water is four times higher than the quality standard value ^{210}Pb (0.059 Bq / l) but below ^{210}Bi (250 Bq / l), which is a decay product of ^{210}Pb . The Correlation showed that the gross beta radioactivity location A03 to A05 is higher correlation than the location of A04 to A05. T-test results showed that the average total beta smaller or no significant difference between the five locations (A03, A05, A16, A19, A22) to the location of A20. The further studies need to be done to determine the correlation of total beta radioactivity of the effective dose as well as to ensure the composition of the radionuclides in a water sample.

Keywords: radioactivity, gross beta, Low Background Counter (LBC)

I. PENDAHULUAN

Sumber radioaktivitas yang terdapat di lingkungan (air, udara, tanah) berasal dari peluruhan radionuklida alam yang sudah ada bersamaan dengan terjadinya bumi dan radionuklida buatan yang merupakan hasil kegiatan manusia. Tingkat konsentrasi radioaktivitas lingkungan menunjukkan seberapa banyak radionuklida yang terkandung dalam lingkungan tersebut. Kualitas radioaktivitas lingkungan berasal dari peluruhan radionuklida alam (^{238}U , ^{232}Th , ^{40}K). Namun demikian, lepasan radionuklida buatan sebagai hasil proses kegiatan manusia dimungkinkan juga terdapat pada lingkungan, sehingga mengakibatkan terjadinya penurunan kualitas lingkungan

Kawasan Nuklir Pasar Jumat (KNPJ) terdiri dari 6 (enam) unit kerja, yaitu; Pusat Aplikasi Isotop Radiasi (PAIR), Pusat Teknologi Keselamatan Metrologi Radiasi (PTKMR), Pusat Teknologi Bahan Galian Nuklir (PBGN), Pusat Pendidikan dan Pelatihan (Pusdiklat) dan Pusat Diseminasi dan Kemitraan (PDK). Berdasarkan Peraturan Kepala BATAN No. 14 Tahun 2013 Tentang Organisasi dan Tata Kerja Badan Tenaga Nuklir Nasional, beberapa kegiatan penelitian yang dilakukan di Kawasan Nuklir Pasar Jumat dalam pemanfaatan isotop dan penggunaan fasilitas radiasi, terdiri dari bidang pendidikan, pertanian, hidrologi, radioekologi, geologi, industri dan penelitian pengolahan bahan galian nuklir. Bahan radioaktif, non radioaktif dan berbagai jenis pelarut yang digunakan dalam kegiatan tersebut berpotensi mengakibatkan terjadinya penurunan kualitas lingkungan kawasan karena sifatnya yang radioaktif, beracun dan berbahaya.

Pemantauan radioaktivitas lingkungan KNPJ adalah kegiatan yang dilakukan oleh PAIR, sebagai pelaksanaannya adalah Subbidang Pengelolaan Limbah dan Keselamatan Lingkungan dalam koordinasi Bidang Keselamatan Kerja dan Lingkungan. Salah satu Pemantauan kualitas lingkungan yang dilakukan adalah pemantauan radioaktivitas alpha-beta total dalam sampel air. Secara alami lingkungan air mengandung radionuklida alam, baik itu pemancar alpha, beta maupun gamma (^{238}U , ^{226}Ra and ^{210}Po , ^{40}K , ^{228}Ra and ^{210}Pb). Radioaktivitas alpha total didefinisikan sebagai total aktivitas radiasi alpha namun tidak termasuk aktivitas dari radionuklida radon. Radioaktivitas beta total adalah total aktivitas radiasi beta tidak termasuk berasal dari tritium (^3H), carbon (^{14}C) dan radionuklida pemancar beta berenergi rendah [1]

Air permukaan adalah air yang letaknya berada di atas permukaan tanah seperti danau, waduk, air keran dan sungai. Air tanah adalah air yang letaknya berada di bawah permukaan tanah. Radionuklida pemancar beta dalam air berpotensi memberikan paparan radiasi internal (makanan dan minuman yang tertela) dan eksternal. Berdasarkan jenisnya air terdiri atas air permukaan dan air tanah. Endapan

radionuklida alam yang terdapat dalam air bergantung atas komposisi mineral, geokimia dan waktu tinggal air dalam tanah dan batuan [2]. Selain itu, distribusi konsentrasi radionuklida alam dalam air tergantung pula atas keadaan geologi dan geografi masing-masing wilayah di bumi. Radionuklida buatan dalam air disebabkan karena aktivitas kegiatan manusia antara lain percobaan bahan nuklir, kecelakaan reaktor nuklir dan polusi yang berasal dari industri, laboratorium, rumah sakit maupun universitas yang menggunakan sumber radiasi. Radionuklida dalam air dapat masuk ke dalam tubuh manusia melalui proses langsung maupun tidak langsung. Proses langsung terjadi ketika manusia memanfaatkan air langsung melalui sumur air. Proses tidak langsung terjadi apabila radionuklida tersebut berada dalam proses rantai makanan seperti air irigasi, air sungai yang diproses menjadi air minum dan mengonsumsi hewan yang meminum air yang telah tercemar.

Air keran merupakan air yang berasal dari air tanah maupun air permukaan yang diproses sehingga layak untuk digunakan sebagai kebutuhan pokok manusia (mandi, mencuci, dan sebagai air minum). Salah satu parameter kualitas air minum menurut Peraturan Menteri Kesehatan nomor 492 tahun 2010 tentang Persyaratan Kualitas Air Minum adalah tingkat radioaktivitas alpha dan beta total. Baku mutu tingkat radioaktivitas kualitas air pada peraturan tersebut adalah 0.1 Bq/l untuk aktivitas alpha total dan 1.0 Bq/l untuk beta total [3]. Nilai baku mutu tersebut sama dengan pedoman baku mutu air minum yang diterbitkan oleh *World Health Organization* (WHO) [4]. Informasi hasil kajian radioaktivitas alpha beta total dalam sampel air (air permukaan, air tanah, mata air, air sumur, air sungai, air laut, dll) yang telah dilakukan di Indonesia masih terbilang sedikit jumlahnya. Salah satu sebabnya adalah karena keterbatasan instrumentasi sistem pencacah radiasi latar rendah untuk mengukur radioaktivitas alpha beta. Kajian ini tidak membahas mengenai radioaktivitas alpha karena radioaktivitas alpha pada sampel masih dibawah nilai *Minimum Detectable Activity* (MDA) sistem pencacah. Tiga hasil kajian yang telah dilakukan sebelumnya adalah kualitas beta total pada sampel air sumur di sekitar reaktor pada periode Juni sampai dengan Desember 2006 KARTINI BATAN, Yogyakarta menyatakan bahwa radioaktivitas beta total berkisar 0.253 sampai 0.355 Bq/liter [5]. Hasil pengukuran radioaktivitas beta total pada jatuhnya di sekitar reaktor Kartini tahun 2007 berkisar antara 3.88 ± 1.65 s/d 34.57 ± 1.61 Bq/m²/bln [6].

Salah satu cara pengendalian radioaktivitas beta total dalam air agar tidak melebihi dari nilai baku mutunya adalah dengan melakukan pemantauan secara berkala dan berkesinambungan. Hasil kajian data pemantauan akan diperlukan sebagai dasar pengambilan keputusan apabila radioaktivitas beta

total dalam air telah melebihi dari nilai baku mutunya sehingga membahayakan bagi kesehatan manusia. Selain itu, pemantauan radioaktivitas lingkungan dapat memberi informasi mengenai pola dan kualitas beta total dalam lingkungan air. Kajian ini dilakukan dengan tujuan mendapatkan pola radioaktivitas beta total disekitar kawasan nuklir Pasar Jumat

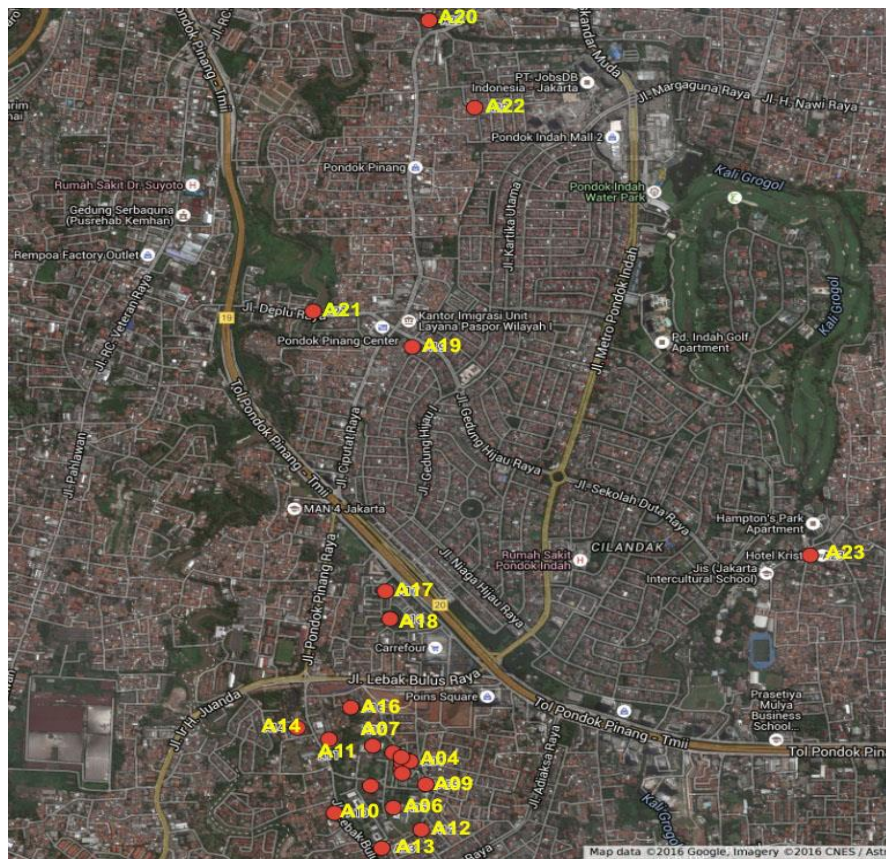
II. METODE

II.1 Lokasi, Data dan Waktu

Lokasi pengambilan sampel air terbagi menjadi dua bagian, yaitu lokasi di dalam dan di luar KNPJ. Lokasi di dalam kawasan meliputi 4 (empat) sampel air keran dan 5 (lima) air permukaan, sedangkan di luar kawasan terdiri dari 6 (enam) sampel air keran serta 8 (delapan) air permukaan. Total sampel yang diambil berjumlah 23 (dua puluh tiga) sampel, seperti terlihat pada Gambar 1. Studi Evaluasi Lingkungan

(SEL) dilakukan pada bulan Oktober sampai Desember bulan berjalan. Data tahun 2015 merupakan hasil kegiatan pemantauan radioaktivitas lingkungan air yang dilakukan pada Januari sampai Desember 2015.

Sampel diambil dari berbagai lokasi yang berbeda di dalam dan luar kawasan KNPJ. Penentuan lokasi sampel air menempatkan air kolam Iradiator Karet Alam PAIR sebagai titik pusatnya. Sampel air hasil keluaran dari PAIR diambil mengikuti pola saluran air sejauh 2 (dua) Km yang kemudian dibandingkan dan dikaji terhadap kualitas kadar radioaktivitas air KNPJ. Pemilihan lokasi sampel air keran dalam dan luar KNPJ menggunakan metode pengambilan acak sederhana. Periode pengambilan sampel air terbagi menjadi periode bulanan, triwulan dan satu tahun sekali, seperti terlihat pada tabel 1.



Gambar 1. Peta lokasi pengambilan sampel air

Tabel 1. Periode pengambilan sampel air

Kode	Nama Lokasi	Periode		
		1 bulan	3 bulan	1 tahun
A1	Kolam IRKA		o	
A2	Air hujan	o	o	
A3	Kolam Bid. KKL	o		
A4	100 m sebelum keluaran kolam	o		
A5	100 m sesudah keluaran kolam	o		
A6	Air kran PTBGN		o	
A7	Air kran TU PAIR		o	
A8	Air kran PTKMR		o	
A9	Air kran Bid. Pertanian		o	
A10	Air kran SPBG		o	
A11	Air kran Pak Kuding		o	
A12	Air kran Pak Djali		o	
A13	Air kran Pak Marzuki		o	
A14	Air kran Perum PAIR		o	
A15	Air kran Pak Brohim		o	
A16	Sal Air Samping Grafika			o
A17	Sal Air Komplek PU			o
A18	Air Kolam komplek PU			o
A19	Sal Air PI-I. Pintu PI-PPC			o
A20	Sal Air PI-II. Pintu PI-SMEA			o
A21	Kali Pesanggrahan, Komp Deplu			o
A22	Kali Sedokan, Tanah Kusir			o
A23	Kali Grogol, JIS			o

II.2 Alat dan Bahan

Kegiatan penelitian ini menggunakan peralatan dan bahan yang terbagi atas:

- a) Peralatan *sampling* air, seperti derigen kapasitas 2 (dua) liter, PHmeter, HNO₃, TDS meter dan kertas label.
- b) Peralatan preparasi air, seperti *oven, furnace*, neraca analitik, planset, dan lampu UV, air suling, *beaker glass* 2 liter, cawan uap 50 ml, larutan H₂SO₄, metanol, tungku *muffle*, alu dan lumping.
- c) Pengukuran, seperti sumber standard Alpha Am-241 dan Sr-90, Alat cacah alfa dan beta latar rendah, *Low Background Counter (LBC)* tipe *iMatic*TM

II.3 Pengambilan dan Preparasi Sampel

Pengambilan, preparasi, pengukuran dan perhitungan sampel pada kajian ini mengikuti Standar Nasional Indonesia (SNI) No 9697 tahun 2009 [7]. Sampel air dikumpulkan sebanyak 2 (dua) liter dalam wadah derigen, kemudian diukur derajat keasaman dan jumlah zat terlarutnya menggunakan PH dan *Total Dissolve Solid (TDS)* meter. Setelah itu, diberikan larutan asam nitrat HNO₃ 2 (dua) ml. Tahap preparasi diawali dengan menimbang cawan dan planset kosong untuk mendapatkan berat bersih residu air yang akan diukur kadar radioaktivitasnya. Sampel air diuapkan dalam *beaker glass* hingga volumenya mencapai 50 ml, kemudian dipindahkan ke cawan penguap.

Larutan asam sulfat H₂SO₄ sebanyak 1 (satu) ml diberikan ke dalam larutan air 50 ml untuk diuapkan hingga kering. Residu air dalam cawan

penguap yang telah kering dibakar pada suhu 400⁰ Cselama 1 (satu) jam dalam tungku *muffle*. Cawan yang berisi abu hasil bakaran ditimbang, abu ditumbuk hingga halus dan dipindahkan ke dalam *plancet*. Larutan metanol ditambahkan secukupnya kedalam planset untuk meratakan permukaan residu, kemudian residu dikeringkan di bawah lampu UV. Residu ditimbang kemudian diukur menggunakan sistem pencacah latar rendah *Low Background Counter (LBC)* *iMatic*TM.

II.4 Pengukuran dan Perhitungan

Pengukuran radioaktivitas beta total dalam air diawali dengan mengukur nilai efisiensi sistem pencacah *LBC* selama 1 (satu) jam. *LBC iMatic*TM memiliki nilai Minimum Detectable Activity (MDA) sebesar 0.0187 ±6.219E-03 pada tingkat kepercayaan 1 sigma (68.5%). Efisiensi merupakan hasil bagi cacahan sumber standar (Sr-90/Y-90) terhadap nilai aktivitasnya, seperti terlihat pada persamaan 1. Efisiensi beta pada sistem pencacah yang dihasilkan adalah 27.37 ± 0.82 %.

$$\epsilon = \frac{R_{st} - R_b}{A_s} \dots\dots\dots (1)$$

dengan:

- ε = Efisiensi
- R_{st} = cacahan perdetik sumber standar (cps)
- R_b = cacah perdetik latar (cps)
- A_{st} = Aktivitas sumber standar (backquerel)

Pengukuran sampel air dilakukan sistem pencacah latar rendah *Low Background Counter (LBC)**iMatic*TM selama 1 (satu) jam dan dihitung menggunakan persamaan 2.

$$A_{sp} = \frac{R_{sp} - R_b}{\left(\frac{m_r}{m} \times V_t\right) \times \epsilon} \dots\dots\dots (2)$$

dengan:

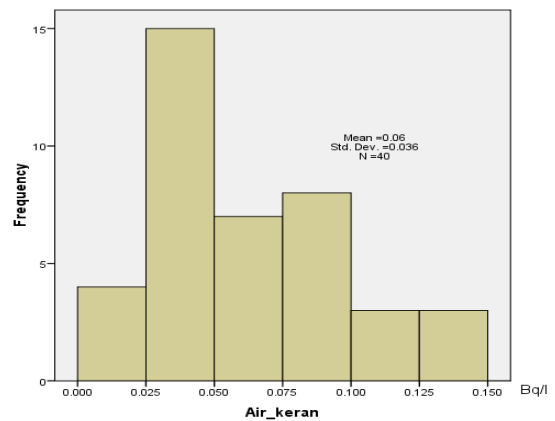
- A_{sp} = aktivitas sampel (Bq/l)
- R_{sp} = cacahan perdetik sampel (cps)
- m_r = mass bersih residu dalam cawan (mg)
- m = massa bersih residu dalam planset (mg)

III HASIL DAN PEMBAHASAN

III.1 Air Keran

Hasil pemantauan radioaktivitas beta total setiap lokasi secara statistik deskriptif terlihat pada Tabel 2. Rentang rata-rata beta total di 15 (limabelas) lokasi adalah 0.0309±0.0093 bq/l sampai 0.2261±0.0130 bq/l, sedangkan untuk pemantauan SEL adalah 0.1362 ± 0.0207 bq/l. Pada Gambar 2 terlihat konsentrasi radioaktivitas beta total setiap lokasi dalam bentuk grafik batang yang disajikan secara *time series*. Konsentrasi radioaktivitas beta total tertinggi tahun 2015 terjadi pada bulan November di lokasi A17 yaitu 0.3240± 0.0168bq/l dan terendah terjadi pada lokasi A10 di bulan februari sebesar 0.0055 ± 0.0015 Bq/l

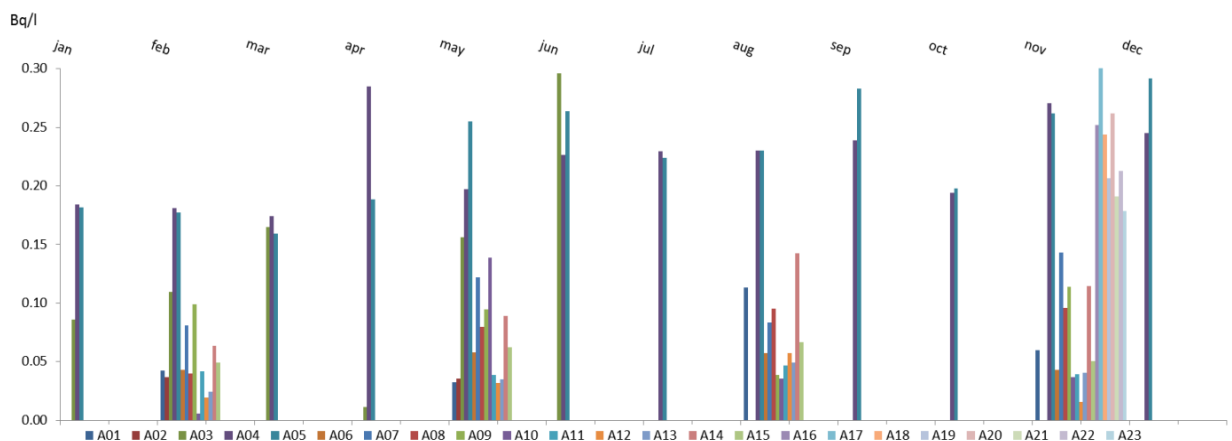
Sampel A06 sampai A15 merupakan air keran yang apabila dikonsumsi oleh manusia melalui olahan makanan dan air minum berpotensi memberi paparan radiasi interna bagi tubuh manusia. Radioaktivitas beta total sampel air keran (A06 s.d A15) pada Gambar 2 berada dalam rentang 0.0055 ± 0.0015 Bq/l sampai 0.1432 ± 0.0109 Bq/l, radioaktivitas beta total tertinggi terdapat pada sampel A07 (keran TU PAIR). Pada Gambar 3 terlihat bahwa 90% radioaktivitas beta total pada sampel air keran adalah dibawah 0.1 Bq/l. Hasil tersebut sesuai dengan hasil pengukuran radioaktivitas beta total sampel air keran yang telah dilakukan sebelumnya di Dhaka, Bangladesh sebesar 29.305 ± 0.06 mBq/l to 115.74 ± 0.16 mBq/l. Nilai tersebut dibawah nilai baku mutu yang ditetapkan Peraturan Menteri Kesehatan nomor 492 tahun 2010 dan WHO sebesar 1.0 Bq/l. Hasil kajian yang dilakukan di Nigeria oleh Ogundare menyatakan bahwa hasil pengukuran radioaktivitas beta total dibawah 1.0 Bq/l setara dengan penerimaan dosis efektif melalui injeksi sebesar kurang dari 0.1 mSv (< 0.1 mSv) [8]. Berdasarkan hasil pengukuran radioaktivitas beta total pada air keran dapat diasumsikan penerimaan dosis efektif masyarakat tidak melebihi dari Nilai Batas Dosis (NBD) masyarakat yang ditetapkan dalam Peraturan Kepala BAPETEN No 4 Tahun 2013 sebesar 1 mSv/tahun [9].



Gambar 3. Distribusi frekuensi beta total pada sampel air keran

Tabel 2. Radioaktivitas beta total secara statistik deskriptif

Kode	N	Range	Minimum	Maximum	Mean		Std. Dev
					Statistic	Std. Error	
A1	4	0.0806	0.0324	0.1130	0.0619	0.0179	0.0359
A2	2	0.0010	0.0357	0.0367	0.0362	0.0005	0.0007
A3	6	0.2847	0.0112	0.2959	0.1373	0.0390	0.0955
A4	12	0.1103	0.1745	0.2848	0.2214	0.0103	0.0358
A5	12	0.1329	0.1591	0.2920	0.2261	0.0130	0.0449
A6	4	0.0151	0.0430	0.0581	0.0505	0.0042	0.0085
A7	4	0.0620	0.0812	0.1432	0.1074	0.0151	0.0302
A8	4	0.0562	0.0397	0.0959	0.0778	0.0132	0.0264
A9	4	0.0752	0.0389	0.1141	0.0866	0.0164	0.0329
A10	4	0.1335	0.0055	0.1390	0.0542	0.0292	0.0583
A11	4	0.0081	0.0385	0.0466	0.0415	0.0018	0.0036
A12	4	0.0412	0.0158	0.0570	0.0309	0.0093	0.0187
A13	4	0.0253	0.0241	0.0494	0.0372	0.0053	0.0106
A14	4	0.0786	0.0636	0.1422	0.1023	0.0169	0.0338
A15	4	0.0176	0.0490	0.0666	0.0570	0.0044	0.0087
SEL2015	19	0.2547	0.0158	0.2705	0.1362	0.0207	0.0901

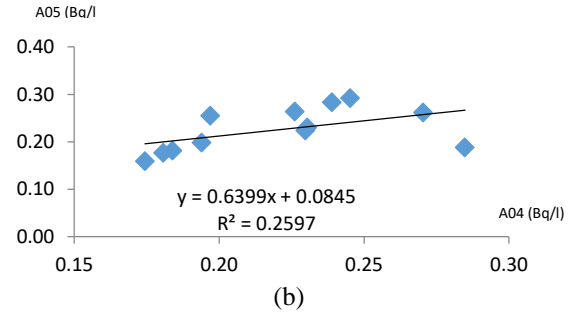
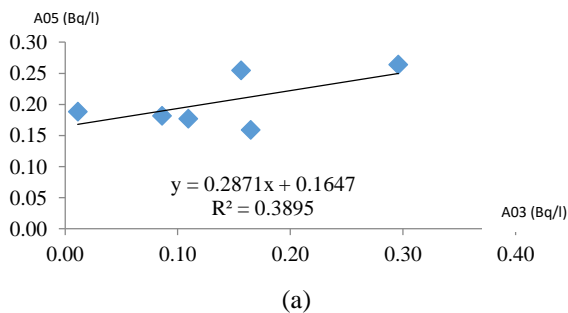


Gambar 2. Radioaktivitas beta total setiap bulan

III.2. Air Permukaan

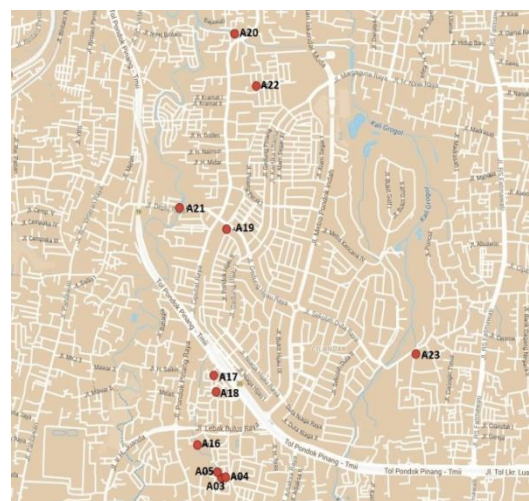
Nilai rata-rata beta total air permukaan (A03, A04, A05, A16, A17, A18, A19, A20, A21, A22 dan A23) pada Gambar 2 adalah 0.2122 ± 0.0099 Bq/l. Berdasarkan kajian yang dilakukan di Turki [10] menyatakan bahwa kontribusi aktivitas beta total pada sampel air permukaan sebagian besar berasal ^{210}Pb (deret Uranium) dan ^{228}Ra (deret Thorium). Penelitian yang dilakukan oleh Nuraini [5] menyatakan bahwa radioaktivitas yang terdapat dalam sampel air sungai code, Yogyakarta berasal dari peluruhan deret uranium (^{214}Pb dan ^{214}Bi), deret thorium (^{208}Tl) dan ^{40}K . Berdasarkan hal tersebut, nilai rata-rata beta total air permukaan (A03, A04, A05, A16, A17, A18, A19, A20, A21, A22 dan A23) berbeda empat kali lebih tinggi dibandingkan dengan nilai baku mutu radioaktivitas ^{210}Pb (0.059 Bq/l) yang terdapat dalam Peraturan Kepala BAPETEN No 7 tahun 2013 [10]. Walaupun demikian, nilai rata-rata radioaktivitas tersebut masih dibawah nilai baku mutu ^{210}Bi (250 Bq/l) yang merupakan anak luruh dari ^{210}Pb . Nilai baku mutu radioaktivitas yang terdapat pada Peraturan Kepala BAPETEN No 7 tahun 2013 adalah konsentrasi aktivitas radionuklida di lingkungan yang berasal dari peluruhan setiap radiasi alpha, beta, gamma yang dipancarkan oleh radionuklida tersebut. Oleh karena itu, perlu dilakukan kajian lebih lanjut untuk mendeteksi kandungan radionuklida alam yang terdapat di dalam air permukaan disekitar KNPJ.

Sampel A04 dan A05 merupakan representasi kualitas air permukaan dari saluran buangan PAIR. A03 adalah merupakan kolam penampung dari saluran air PAIR. Aliran air yang keluar dari A03 terhubung dengan saluran air limbah domestik warga sekitar KNPJ. Lokasi A04 merupakan kualitas air 100 meter sebelumkeluaran air kolam dan A05 adalah 100 meter setelahnya. Grafik pada Gambar 4 menunjukkan bahwa radioaktivitas A05 dipengaruhi perubahan variabel dari A03 yaitu 0.3895 dengan nilai korelasi positif (r) 0.6241, sedangkan pengaruh A04 sebesar 0.2597 dengan nilai korelasi (r) 0.5096. Hal tersebut memberi kesimpulan bahwa tingkat radioaktivitas di lokasi A05 dipengaruhi dominan lebih tinggi berasal dari aliran A03 dibandingkan dengan aliran A04.



Gambar 4. Grafik fungsi linear antara A03 terhadap A05 (a) dan A04 terhadap A05 (b).

Pada Gambar 5 menunjukkan aliran air lokasi A03 akan melalui A05, A16, A19, A22 dan berakhir di lokasi A20 (kali Pesanggrahan). Uji-T dilakukan untuk membuktikan apakah nilai konsentrasi rata-rata beta total dari lima (A03, A05, A16, A19, A22) lokasi pada tahun 2015 secara signifikan melebihi dari nilai konsentrasi di lokasi A20. Hipotesis yang digunakan adalah H_0 sebagai nilai konsentrasi rata-rata radioaktivitas beta total lima lokasi sebelum A20 pada periode tahun 2015 lebih kecil atau sama dengan nilai radioaktivitas beta total di lokasi A20 ($H_0 = \mu_1 \leq \mu_2$), sedangkan hipotesis ujinya adalah nilai konsentrasi rata-rata beta total lima lokasi sebelum A20 periode tahun 2015 lebih besar dari nilai radioaktivitas beta total di lokasi A20 ($H_1 = \mu_1 > \mu_2$). Hasil menunjukkan pada Tabel 3 nilai t-hitung lebih kecil dari nilai t-tabel, maka tidak tolak hipotesis H_0 sehingga dapat dikatakan bahwa tidak benar nilai konsentrasi radioaktivitas lima lokasi sebelum A20 lebih kecil dibandingkan dengan lokasi A20. Informasi Pada Tabel 4 menunjukkan bahwa hasil pengukuran radioaktivitas beta total pada sampel air di sekitar KNPJ masih dalam rentang pengukuran di lokasi dari beberapa negara yang lain.



Gambar 5. Peta aliran air permukaan disekitar KNPJ

Tabel 3. Hasil uji-T sampel A03, A05, A16, A19, A22 terhadap A22

	N	rata-rata	Std. Error	T-test (Test value = 0.2620)	
				T-hitung	T-tabel
beta_total	21	0.2001	0.0716	-3.9940	2.0860

Tabel 4. Hasil pengukuran beta total di beberapa negara

Lokasi	Negara	Beta total	Jenis sampel air
Ovwian, Aladja and Delta Steel Township [7]	Nigeria	0.046 ± 0.001 s.d 0.126 ± 0.001 Bq/l	air sungai
Nevşehir [11]	Turki	80 s.d 380 mBq/l	air tanah
Dhaka [12]	Bangladesh	29.305 ±0.06 s.d 115.74±0.16 mBq/l	air keran
Yogyakarta [4]	Indonesia	0.253± 0,026 s.d 0.355 ± 0.026 Bq/l	air sungai Code

IV KESIMPULAN

Konsentrasi beta total pada sampel air disekitar KNPJ tidak ada yang melebihi dari baku mutu lingkungan sebesar 1 Bq/l. Rentang rata-rata radioaktivitas beta total dalam sampel air keran adalah 0.0055 ± 0.0015 bq/l sampai 0.1432 ± 0.0109 bq/l. Berdasarkan hasil tersebut, dapat diasumsikan nilai dosis efektif rata-rata masyarakat disekitar KNPJ masih dibawah NBD masyarakat yang ditetapkan dalam Peraturan Kepala BAPETEN No 4 Tahun 2013 sebesar 1 mSv/tahun.

Nilai rata-rata beta total air permukaan (A03, A04, A05, A16, A17, A18, A19, A20, A21, A22 dan A23) adalah 0.2122 ± 0.0099 bq/l. Rata-rata nilai konsentrasi beta total sampel air permukaan empat kali lebih tinggi dibandingkan ²¹⁰Pb (0.059 Bq/l) namun dibawah nilai baku mutu ²¹⁰Bi (250 Bq/l) yang merupakan anak luruh dari ²¹⁰Pb. Oleh karena itu, perlu dilakukan kajian lebih lanjut untuk menentukan kandungan radionuklida air permukaan. Hasil uji korelasi menyatakan bahwa korelasi radioaktivitas beta total dilokasi A03 terhadap A05 lebih tinggi dibandingkan dengan korelasi A04 dengan A05. Tingkat radioaktivitas beta total lima lokasi (A03, A05, A16, A19, A22) sebelum A20 lebih kecil atau sama dengan tingkat radioaktivitas di lokasi A20 (kali pesanggrahan)

DAFTAR PUSTAKA

1. Biswas S, Ferdous J, Begum A, Ferdous N (2015) *Study of Gross Alpha and Gross Beta Radioactivities in Environmental Samples*, Journal Of Scientific Research, 7 (1-2):35-44.
2. Vesterbacka P(2007). *Natural radioactivity in drinking water in Finland*, Boreal.Environment Research 12, 11e16.
3. Peraturan Menteri Kesehatan Republik Indonesia No 492 (2010), *Persyaratan Kualitas Air Minum*

4. WHO(2011), *Guidelines for Drinking-water Quality, fourth ed*, WHO Library Cataloguing-in-Publication Data NLM classification: WA 675, Geneva.
5. Nuraini E, Sunardi, Irianto B (2007), *Prosiding PPI – PDIPTN*, Pustek Akselerator dan Proses Bahan – BATAN, Yogyakarta
6. Wijaya G.S, Siswanti (2008), *Kajian Radioaktivitas Air Lingkungan Di Sekitar Reaktor Kartini Pasca Gempa 27 Mei 2006*, Seminar Nasional IV SDM Teknologi Nuklir, Yogyakarta
7. SNI (2009), *Mutu air – Pengukuran aktivitas beta total dalam air tawar – Metode sumber tebal*, ISO 9697:2008
8. Ogundare F.O, Adekoya O.I (2015), *Gross alpha and beta radioactivity in surface soil and drinkable water around a steel processing facility*, Journal of Radiation Research and Applied Sciences (8): 411-417
9. Peraturan Kepala BAPETEN No 4 (2013), *Proteksi Dan Keselamatan Radiasi Dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir*.
10. Görür F.K, Keser R, Akcay N, As N, Dizman S (2011), *Annual effective dose and concentration levels of gross alpha and beta in Turkish market*, Iran Journal of Radiation Research 10(2): 67-72.
11. Peraturan Kepala BAPETEN No 7(2013), *Nilai Batas Radioaktivitas Lingkungan*.
12. Turhan S, Özcitak E, Taskin H, A. Varinlioglu A (2013), *Determination of natural radioactivity by gross alpha and beta measurements in ground water samples*, water research 47 3103 -3108
13. Ferdous MJ, Rahman MM, Begum A (2012), *Gross Alpha and Gross Beta Activities of Tap Water Samples from Different Locations of Dhaka City*, Sri Lankan Journal of Physics, Vol. 13(1) (2012) 01-08



PERHITUNGAN DOSIS FOTON YANG DITERIMA PEKERJA RADIASI DAN PASIEN PADA KASUS TERAPI BNCT KANKER OTAK MENGGUNAKAN KODE MCNPX

Petrananda Dea, Dian Novitasari, Suharyana, Riyatun

Program Studi Fisika, Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam, Universitas Sebelas Maret Surakarta
suharyana61@staff.uns.ac.id

ABSTRAK

PERHITUNGAN DOSIS FOTON YANG DITERIMA PEKERJA RADIASI DAN PASIEN PADA KASUS TERAPI BNCT KANKER OTAK MENGGUNAKAN KODE MCNPX. Telah dilakukan perhitungan dosis efektif foton yang diterima oleh seorang pekerja radiasi dan pasien pada metode terapi kanker BNCT. Simulasi secara keseluruhan dilakukan menggunakan software MCNPX. Tubuh pasien disimulasikan dengan phantom ORNL-MIRD. Sumber neutron yang digunakan berbasis proton siklotron dengan energi proton maksimum 30 MeV dan arus operasional 1 mA. Berkas proton ditembakkan pada material target ${}^9\text{Be}$ dan reaksi yang diharapkan adalah ${}^9\text{Be}(p,2n+p){}^7\text{Be}$ dan ${}^9\text{Be}(p,n){}^9\text{B}$. Dosis foton yang diterima oleh pekerja radiasi ditimbulkan dari sumber neutron berbasis siklotron serta dari interaksi neutron dengan unsur penyusun udara dan BSA. Sedangkan, untuk perhitungan dosis foton yang diterima oleh pasien berasal dari interaksi neutron dengan unsur penyusun tubuh dan dari Beam Shaping Assembly (BSA). Hasil perhitungan laju dosis efektif foton total di ruang terapi bernilai $(0,4695 \pm 0,0028)$ mSv/jam, sehingga dosis efektif foton yang diterima oleh seorang pekerja radiasi adalah $(0,4114 \pm 0,0028)$ mSv dalam satu tahun. Jika dibandingkan dengan NBD, hasil tersebut jauh lebih rendah dari NBD yang ditetapkan, yaitu 20 mSv/tahun. Sedangkan pada pasien, dengan asumsi waktu terapi selama 1 jam, dosis foton terbesar yang diterima masing-masing bagian kepala adalah 0,03 Gy, dengan NBD 0,5 Gy. Berdasarkan hasil tersebut, dapat dinyatakan bahwa dosis foton yang diterima oleh pekerja radiasi maupun pasien berada pada kondisi aman

Kata kunci: BNCT, dosis foton, MCNPX

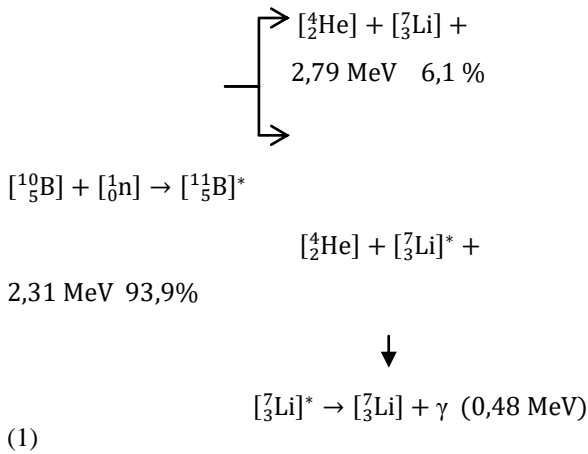
ABSTRACT

CALCULATION OF PHOTON EFFECTIVE DOSE ON RADIATION WOKER AND PATIENT WITH BNCT USING MCNPX CODE. The calculation of photon effective dose rate on radiation worker and patient using BNCT has been done. All of simulation have been done using software MCNPX. Patient has been simulated with ORNL-MIRD phantom. This research used proton cyclotron based neutron source with maximum proton energy 30 MeV and operating current 1 mA. Proton beam has been bombarded to ${}^9\text{Be}$ target and the reactions are expected to be ${}^9\text{Be}(p,2n+p){}^7\text{Be}$ and ${}^9\text{Be}(p,n){}^9\text{B}$. Absorbed dose photon in radiation worker is generated by cyclotron based neutron source and from the interaction of neutrons with the elements in air and Beam Shaping Assembly (BSA). Whereas, for the calculation of the photon absorbed dose in patient is from the interaction of neutrons with element of the body and BSA. The result of the calculation of the effective dose rate total photons in the therapy room is (0.4695 ± 0.0028) mSv/hr, so that the absorbed photon effective dose radiation worker is (0.4114 ± 0.0028) mSv in a year. When compared with NBD, the results are much lower than the specified NBD, which is 20 mSv/year. While on patients, the time of treatment assumed for 1 hour, the largest of absorbed photon dose on each section of the head was 0.03 Gy, with NBD is 0.5 Gy. Based on these results, we can concluded that the absorbed photon dose in radiation worker and patient are in a safe condition.

Keywords: BNCT, photon dose, NBD, MCNPX

I. PENDAHULUAN

Boron Neutron Capture Therapy (BNCT) merupakan metode penyembuhan kanker dengan memanfaatkan reaksi tangkapan neutron termal oleh inti ¹⁰B. Reaksi ini dapat dinyatakan dalam bentuk Persamaan 1 berikut ini,



Pengobatan dengan BNCT dilakukan dengan menginjeksikan isotop non- radioaktif ¹⁰B ke dalam tubuh pasien melalui senyawa, kemudian diiradiasi dengan berkas neutron. Reaksi ini menghasilkan partikel α dan inti Li yang memiliki *Linear Energy Transfer* (LET) masing- masing 150 keV/μm dan 175 keV/μm, lebih tinggi jika dibandingkan dengan partikel gamma dengan LET 38 keV/μm [1]. Selain itu, jangkauan partikel α dan Li sebesar (8-10) μm dan (4,5-5) μm lebih pendek dibanding sel tunggal penyusun tubuh yang berdiameter 12- 13 μm. Dengan fakta inilah, BNCT diharapkan dapat mengurangi risiko kerusakan sel sehat di sekitar sel kanker karena interaksi partikel α dan Li dengan materi tubuh hanya berada di dalam sel kanker [2], [3].

Terdapat dua komponen penting dalam BNCT, yaitu konsentrasi ¹⁰B pada sel kanker dan ketersediaan berkas neutron sebagai sumber iradiasi. Pemberian ¹⁰B dilakukan dengan cara menyuntikkan senyawa yang mengandung ¹⁰B ke tubuh pasien melalui pembuluh darah. Selanjutnya, sel kanker diiradiasi dengan berkas neutron yang berasal dari sumber neutron [1].

Salah satu sumber neutron untuk BNCT ialah sumber neutron berbasis proton siklotron. Sumber neutron berbasis proton siklotron yang telah diproduksi oleh *Sumitomo Heavy Industries* (SHI) tipe HM-30 memiliki keluaran berkas proton berenergi maksimum sebesar 30 MeV dengan arus operasional 1 mA [4]. Proton akan ditembakkan ke material target untuk menghasilkan berkas neutron. Material target yang direkomendasikan sebagai penghasil neutron ialah ⁹Be, karena memiliki titik leleh yang tinggi [5]. Reaksi yang diharapkan dalam sumber neutron berbasis siklotron adalah ⁹Be(p,2n+p)⁷Be dan ⁹Be(p,n)⁹B yang kemudian

berkas neutron dilewatkan menuju pemandu berkas neutron.

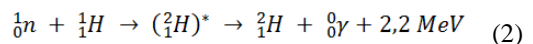
Pemandu berkas neutron yang digunakan ialah *Beam Shaping Assembly* (BSA) yang mampu mengarahkan berkas neutron menuju target kanker sekaligus pembentuk berkas neutron agar sesuai dengan standar yang ditetapkan oleh IAEA [6].

Neutron merupakan partikel tidak bermuatan, sehingga tidak dipengaruhi oleh medan listrik yang berasal dari inti. Oleh karena itu, neutron mampu mendekati inti atom, bahkan menembus inti atom yang dilewatinya. Ketika menumbuk materi, neutron akan dihamburkan atau akan diserap [7].

Interaksi neutron dengan materi terdiri atas hamburan dan serapan. Interaksi hamburan dapat terjadi ketika sebuah neutron berjalan menumbuk inti target kemudian diserap dan pada akhirnya neutron akan keluar dari inti dengan pengurangan energi kinetik. Reaksi serapan merupakan reaksi antara neutron dengan inti target yang kemudian neutron tersebut menghilang karena diserap oleh inti. Hasil dari reaksi serapan ialah terbentuknya inti baru bersama dengan pemancaran partikel bermuatan ataupun sinar γ (foton) [8].

Serapan neutron hambur dari BSA oleh unsur penyusun udara akan menghasilkan foton. Selain itu, foton juga dihasilkan dari sistem BSA itu sendiri melalui interaksi neutron dengan unsur penyusun udara pada sistem BSA tersebut. Radiasi foton juga dihasilkan melalui mekanisme *Bremsstrahlung* ketika proton menumbuk target ⁹Be.

Foton akan memberikan dampak negatif pada pekerja radiasi di ruang terapi karena adanya interaksi foton dengan jaringan tubuh. Jaringan tubuh tersusun atas beberapa unsur, dengan prosentase >10% diantaranya adalah oksigen, karbon, hidrogen dan nitrogen. Interaksi jaringan tubuh dengan neutron akan menghasilkan foton seperti yang ditunjukkan pada Persamaan 2 [8], [9].



Radiasi foton tidak lain adalah radiasi elektromagnetik. Foton dapat berperilaku sebagai partikel dengan berinteraksi dengan senyawa dalam tubuh. Tiga interaksi utama foton dengan atom materi yaitu efek fotolistrik, hamburan Compton dan produksi pasangan [10]. Ketiga interaksi foton dengan materi akan menghasilkan elektron yang dapat menyebabkan atom penyusun jaringan tubuh tereksitasi dan atau terionisasi sehingga menyebabkan kerusakan atau bahkan kematian sel tubuh [11].

Berdasarkan uraian singkat yang telah dijelaskan sebelumnya, diketahui bahwa foton akan mengakibatkan putusya rantai DNA sehingga sel mati. Oleh karena itu, perlu dilakukan perhitungan laju dosis efektif foton di ruang terapi BNCT dan perhitungan dosis serap foton yang diterima oleh

pasien untuk menjamin keselamatan pekerja radiasi dan pasien. Nilai batas dosis (NBD) yang diperbolehkan, diatur dalam Peraturan Pemerintah No. 33 Tahun 2007 dan dalam Perka BAPETEN No.4 Tahun 2013 pasal 15 [12]. NBD bagi pekerja radiasi adalah 20 mSv pertahun dalam periode 5 tahun, sehingga dosis akumulasi dalam 5 tahun tidak boleh melebihi 100 mSv. Sedangkan untuk pasien NBD yang diperbolehkan untuk bagian kepala bernilai 0,5Gy [11].

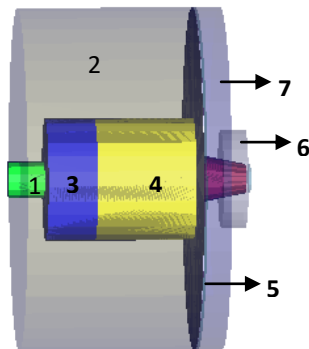
Di dalam makalah ini dilaporkan hasil perhitungan dosis efektif foton yang diterima pekerja radiasi dan pasien pada instalasi BNCT dengan sumber neutron berbasis proton siklotron. Siklotron diasumsikan beroperasi dengan energi proton maksimum 30 MeV dan arus 1 mA.

II. METODOLOGI

Penelitian ini dilakukan menggunakan metode Monte Carlo dengan *software* MCNPX. Perancangan BSA berdasarkan hasil penelitian Sato [13] dan Hashimoto [5], dengan reaksi proton dan ⁹Be sebagai sumber penyedia neutronnya. Proton ditembakkan pada ⁹Be dengan arah *monodirectional*. Pendefinisian sumber dilakukan dengan fungsi SDEF sebagai berikut:

```
sdef POS=-97.77 0 94 PAR=9 erg=30 AXS=1 0 0
VEC=1 0 0 RAD=d1 DIR=1
```

Untuk membentuk berkas neutron yang sesuai dengan standard IAEA pada BNCT, maka digunakan sistem pemandu berkas neutron atau BSA. Model geometri BSA dapat ditampilkan melalui Gambar 1.



Gambar 1. Geometri BSA

Keterangan:

- 1 : target berilium
- 2 : reflector Pb
- 3 : filter neutron cepat Fe
- 4 : moderator CaF₂
- 5 : filter neutron termal & filter γ (Cd, LiF & Bi)
- 6 : dinding kolimator Pb
- 7 : dinding kolimator LiF

Simulasi BNCT dilakukan pada kanker otak dengan arah peninaran neutron secara lateral. Pengecekan dilakukan untuk mengetahui ada atau tidaknya neutron yang terhambur dari sistem BSA ke ruang terapi karena adanya jarak antara BSA dengan pasien. Ruang terapi disimulasikan berbentuk bola dengan diameter 12 m. Tally F4 digunakan untuk mengetahui besarnya fluks neutron hambur dan foton hasil. Hasil *tally* F4 selanjutnya dikalikan dengan faktor pengali neutron. Nilai faktor pengali diperoleh melalui Persamaan 3.

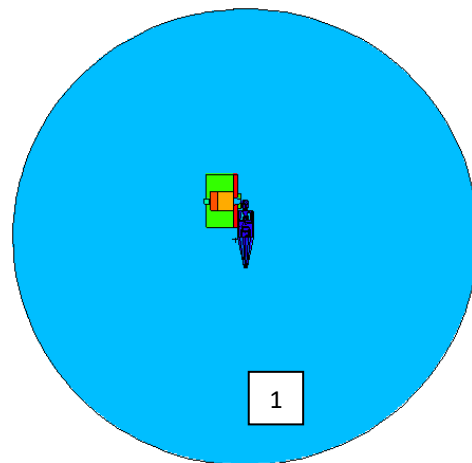
$$fm_n = \frac{\text{populasi neutron}}{\text{populasi proton}} \times n_{\text{proton}} \tag{3}$$

dengan nilai n_{proton} ditentukan oleh arus proton. Oleh karena arus proton bernilai 1 mA, maka nilai n_{proton} sama dengan $6,25 \times 10^{15}$ proton/s.

Rasio antara jumlah neutron dengan proton melalui reaksi $p(\text{Be},n)\text{B}$ dalam simulasi yang dibuat menghasilkan neutron sebesar:

$$fm_n = 0,0169 \frac{\text{neutron}}{\text{proton}} \times 6,25 \times 10^{15} \text{ proton/s} \\ = 1,055 \times 10^{14} \text{ neutron/s}$$

Model geometri BSA beserta *phantom* ditampilkan pada Gambar 2. Daerah yang diperhitungkan untuk pengukuran laju dosis efektif foton total di ruang terapi adalah daerah 1.



Gambar 2. Geometri BSA dan *phantom*

Langkah selanjutnya dilakukan perhitungan laju dosis foton yang diterima oleh pasien beserta laju dosis efektif foton yang disebabkan oleh interaksi neutron dengan unsur penyusun udara dan foton yang berasal dari BSA. Perhitungan laju dosis efektif dilakukan dengan tally F4 dan selanjutnya dikonversi menggunakan koefisien kerma sehingga diperoleh besaran dosis. Koefisien kerma yang digunakan adalah koefisien kerma ICRP-21 [14]. Sedangkan untuk perhitungan laju dosis foton yang diterima pasien menggunakan koefisien kerma ICRP-1975 [14].

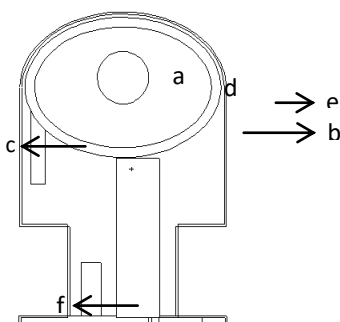
Laju dosis foton yang diterima oleh pasien memiliki satuan Gy/s. Jika diasumsikan terapi BNCT yang dilakukan selama 1 jam, maka dapat diperoleh dosis foton. Dosis foton yang diperhitungkan dalam penelitian ini adalah dosis foton yang diterima kepala pasien. Tubuh pasien disimulasikan dengan phantom ORNL-MIRD.

Laju dosis efektif yang diperoleh memiliki satuan rem/jam, selanjutnya dikonversi menjadi satuan Sv/jam, dimana 100 rem sama dengan 1 Sv. Berdasarkan hasil yang diperoleh, dilakukan perhitungan dosis efektif foton dalam waktu 1 tahun. Dosis efektif foton dibandingkan dengan NBD yang telah ditetapkan untuk menjamin keselamatan pekerja radiasi. Setelah diperoleh nilai laju dosis efektif foton di seluruh ruangan terapi, nilai rata-rata dosis efektif yang diterima seorang pekerja (\tilde{E}_τ) dapat dihitung dengan menggunakan Persamaan 4.

$$\tilde{E}_\tau = \frac{\text{volume pekerja}}{\text{volume ruang terapi}} \times \text{laju dosis di ruang terapi} \quad (4)$$

Dengan Persamaan 4 diperoleh nilai laju dosis efektif foton yang diterima seorang pekerja radiasi dalam 1 jam. Kemudian dilakukan perhitungan dosis efektif foton yang diterima selama 1 tahun.

Selain perhitungan dosis pada pekerja radiasi, perhitungan dosis dilakukan pada pasien khususnya pada bagian kepala. Geometri phantom kepala pasien ditampilkan pada Gambar 3. Selanjutnya hasil dosis foton yang diterima oleh masing-masing bagian kepala dibandingkan dengan NBD.



Gambar 3. Geometri Phantom Kepala Pasien

Keterangan:

- a : sel kanker
- b : cranium
- c : kerangka muka
- d : otak sehat
- e : kulit kepala
- f : kelenjar tiroid

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil yang diperoleh menunjukkan bahwa terdapat neutron yang terhambur dari sistem BSA dengan fluks sebesar $(1,3856 \pm 0,0006) \times 10^6 \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$. Dengan melihat adanya neutron yang terhambur, dilakukan perhitungan laju dosis efektif foton di seluruh ruang

terapi. Dosis foton dalam perhitungan dihasilkan dari interaksi neutron dengan unsur penyusun udara dan dari BSA. Foton yang berasal dari BSA dihasilkan akibat adanya peristiwa *bremsstrahlung* ketika proton menumbuk ^9Be dan juga adanya interaksi neutron dengan unsur penyusun udara pada sistem BSA.

Hasil perhitungan laju dosis efektif foton total di ruang terapi bernilai $(0,4695 \pm 0,0028) \text{ mSv/jam}$. Dari hasil tersebut, diperoleh laju dosis efektif foton yang diterima seorang pekerja radiasi adalah sebesar $(4,6966 \times 10^{-5} \pm 0,0028) \text{ mSv/jam}$, dan dosis efektif foton yang diterima adalah $(0,4114 \pm 0,0028) \text{ mSv}$ dalam satu tahun. Jika dibandingkan dengan NBD yang bernilai 20 mSv, hasil tersebut jauh lebih rendah dari NBD yang ditetapkan, atau berada dalam kategori aman.

Hasil perhitungan dosis serap foton pada bagian kepala dapat ditampilkan pada Tabel 1. Hasil menunjukkan bahwa dosis foton yang diterima masing-masing bagian kepala berada dalam kondisi aman.

Tabel 1. Laju Dosis Foton dan Dosis Foton pada Bagian Kepala

Sel	Laju Dosis Foton (Gy/s)	Dosis Foton (Gy)
Cranium	$5,55 \times 10^{-6}$	0,02
Kerangka muka	$3,41 \times 10^{-6}$	0,01
Otak sehat	$6,70 \times 10^{-6}$	0,02
Kulit kepala	$5,32 \times 10^{-6}$	0,02
Tiroid	$7,77 \times 10^{-6}$	0,03

IV. KESIMPULAN

Dosis foton yang diterima pekerja radiasi maupun pasien masih berada dalam kategori aman. Namun demikian, dengan melihat hasil laju dosis efektif foton total di ruang terapi, alangkah lebih baik jika ruangan terapi dipisahkan dengan ruang sistem BSA untuk menjamin keselamatan radiasi bagi pekerja. Sedangkan untuk pasien, perlu diberikan perisai foton.

V. UCAPAN TERIMA KASIH

Dengan penuh hormat, penulis mengucapkan terima kasih kepada Dr. Azizul Khakim yang telah memberikan pinjaman *software* MCNPX.

DAFTAR PUSTAKA

- Sauerwein, W.A.G., Andrea, W., Moss, R., & Nakagawa, Y. (2012). *Neutron Capture Therapy Principles and Application*. Germany: Springer.
- Garabalino, M.A., Hughes, A.M., Molinari, A.J., Heber, E.M., Pozzi, E.C.C., Cardoso, L.L.,..., Schwint, A.E. (2011). Boron neutron capture therapy (BNCT) for the treatment of liver metastases: biodistribution studies of boron compounds in an experimental model. *Radiat Environ Biophys* (2011) 50: 199-207.
- International Atomic Energy Agency. 2001. Current Status of Neutron Capture Therapy, IAEA-TECDOC-1223. Vienna: IAEA.

4. Tanaka, H., Sakurai, Y., Suzuki, M., Takata, T., Masunaga, S., Kinashi, Y., Kashino, G., Liu, Y., Mitsumoto, T., Yajima, S., Tsutsui, H., Takada, M., Maruhashi, A., Ono, K. (2009). Improvement of dose distribution in phantom by using epithermal neutron source based on the Bse(p,n) reaction using a 30 MeV proton cyclotron accelerator. *Applied Radiation and Isotopes*, 67, S258-S261.
5. Hashimoto, Y., Hiraga, F., Kiyonagi, Y. (2015). Optimal Moderators Materials at Various Proton Energies Considering Photon Dose Rate After Irradiation for An Accelerator-Driven $^9\text{Be}(p,n)$ Boron Neutron Capture Therapy Neutron Source. *Applied Radiation and Isotopes*, 106, 88-91.
6. Tanaka, H., Sakurai, Y., Suzuki, M., Masunaga, S., Mitsumoto, T., Fujita, K., Kashino, G., Kinashi, Y., Liu, Y., Takada, M., Maruhashi, A., Ono, K. (2011). Experimental verification of beam characteristics for cyclotron-based epithermal neutron source (C-BENS). *Applied Radiation and Isotopes*, 69, 1642-1645.
7. Lamarsh, J. R., & Baratta, A. J. (2001). *Introduction to Nuclear Engineering, Third Edition*. USA: Prenticw-Hall, Inc.
8. DOE-HDBK. (1993). *DOE Fundamentals Handbook, Nuclear physics and Reactor Theory Vol 1-2*. Washington DC: U.S Departement of Energy.
9. Rasouli, F.S., Masoudi, S.F. (2012). Simulation of the BNCT of Brain Tumors Using MCNP Code: Beam Designing and Dose Evaluation. *Iranian Journal of Medical Physics Vol. 9, No. 3*, 183-192.
10. Beiser, A. (1995). *Konsep Fisika Modern*. Edisi ketiga. Erlangga. Jakarta.
11. Batan. 2013. *Petugas Proteksi Radiasi Medik Tingkat 2 dan Tingkat 3*. Jakarta: Batan.
12. Perka BAPETEN Nomor 4 Tahun 2013. Proteksi dan Keselatan Radiasi dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir. 6 Mei 2013. Berita Negara Republik Indonesia Tahun 2013 Nomor 672. Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN). Jakarta.
13. Sato, A., Takizawa, Y., Hiraga, F., Kiyonagi, Y. (2014). Neutron slowing down efficiency depending on the proton energy for accelerator based BNCT. *Physics Procedia* 60, 15 – 22.
14. Thomas, E. B., Forrest, B. B., Jaffrey, S. B., Lawrence, J. C., John, T. G., Grady, H. H., et al. (2003). *MCNP- A general Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5*. California: Los Alamos



TINGKAT ACUAN DIAGNOSTIK PADA RADIOGRAFI UMUM

Eri Hiswara

Pusat Teknologi Keselamatan Dan Metrologi Radiasi Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN)
e.hiswara@batan.go.id

ABSTRAK

TINGKAT ACUAN DIAGNOSTIK PADA RADIOGRAFI UMUM. Aplikasi radiasi pengion pada bidang medik sampai saat ini merupakan sumber paparan radiasi buatan terbesar bagi penduduk dunia. Pelaksanaan radiologi diagnostik yang benar dan baik akan menghasilkan citra yang mengandung semua informasi yang diperlukan untuk ketepatan diagnosis dan harus bisa menghasilkan dosis yang minimum pada pasien. Dalam kenyataannya, banyak laporan yang menyatakan bahwa pemeriksaan radiografi menghasilkan kualitas citra yang kurang baik, yang mengakibatkan penerimaan paparan radiasi yang tidak diinginkan oleh pasien melalui pengulangan pemeriksaan, hilangnya informasi diagnostik dan meningkatnya biaya perawatan kesehatan. Tingkat Acuan Diagnostik (TAD) kemudian diperkenalkan sebagai indikator terkait dosis yang diberikan untuk mengevaluasi bahwa pemeriksaan telah dioptimisasikan dan tetap optimum seterusnya. Karena perlengkapan dan protokol pemeriksaan dapat berbeda antara satu fasilitas dengan fasilitas lain di suatu negara, suatu TAD Nasional perlu ditetapkan. Di Indonesia, dengan tujuan untuk memberikan kontribusi bagi penetapan TAD Nasional, Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN) telah melakukan survei tentang dosis permukaan yang diterima pasien dewasa dan pasien anak-anak pada 44 rumah sakit di 21 kota yang tersebar di pulau Jawa, Bali, Sumatera, Kalimantan dan Sulawesi. Namun demikian survei ini masih memiliki beberapa kekurangan, sehingga survei nasional yang melibatkan banyak pemangku kepentingan perlu dilakukan agar diperoleh TAD nasional yang komprehensif dan dapat dipercaya.

Kata kunci: Tingkat acuan diagnostik, Indonesia, radiografi umum, dosis pasien

ABSTRACT

DIAGNOSTIC REFERENCE LEVELS IN GENERAL RADIOGRAPHY. Medical applications of ionizing radiation are by far the largest artificial source of radiation exposure for the world population. A good practice in diagnostic radiology should produce an image containing all necessary information needed for accurate diagnosis and should result in the minimum dose to patient. In reality, however, there has been reported that many radiographic examinations produced poor image quality, which resulted in unnecessary radiation exposures to patients through repeated examinations, loss of diagnostic information and increased economic costs of health care. The diagnostic reference levels (DRLs) were then introduced as an indicator regarding the dose delivered in order to evaluate that the examinations are effectively optimised and remained optimised as the time passes. Since equipment and examination protocols can vary between different facilities in a country, it is a good practices to establish national diagnostic reference levels. In Indonesia, with a view to contribute towards the establishment of National Diagnostic Reference Levels in general radiography, the National Nuclear Energy Agency (BATAN) has conducted a survey of the entrance surface doses received by adult as well as children patients in 44 hospitals located in 21 cities in Java, Bali, Sumatera, Kalimantan and Sulawesi island. However, this survey has some drawbacks so that a nationwide survey involving stakeholders should be carried out in order to get a comprehensive and reliable national TAD.

Keywords: Diagnostic reference levels, Indonesia, general radiography, patient doses

I. PENDAHULUAN

Aplikasi radiasi pengion pada bidang medik sampai saat ini merupakan sumber paparan radiasi buatan terbesar bagi penduduk dunia. Pelaksanaan radiologi diagnostik yang benar dan baik akan menghasilkan citra yang mengandung semua informasi yang diperlukan untuk ketepatan diagnosis dan harus bisa menghasilkan dosis yang minimum pada pasien. Dalam kenyataannya, banyak laporan yang menyatakan bahwa pemeriksaan radiografi menghasilkan kualitas citra yang kurang baik, yang mengakibatkan penerimaan paparan radiasi yang tidak diinginkan oleh pasien melalui pengulangan pemeriksaan, hilangnya informasi diagnostik dan meningkatnya biaya perawatan

kesehatan [1]. Tingkat Acuan Diagnostik (TAD) kemudian diperkenalkan sebagai indikator terkait dosis yang diberikan untuk mengevaluasi bahwa pemeriksaan telah dioptimisasikan dan tetap optimum seterusnya.

TAD diperkenalkan pertama kali oleh Komisi Internasional Untuk Proteksi Radiologik (ICRP, *International Commission on Radiological Protection*) pada publikasi 73 yang terbit tahun 1996. Menurut ICRP, TAD adalah 'suatu bentuk tingkat penyelidikan, berlaku untuk besaran yang mudah diukur, biasanya dosis serap di udara, atau pada bahan setara jaringan, pada permukaan fantom standar sederhana atau pasien yang representatif [1].

TAD merupakan aplikasi dari salah satu prinsip proteksi radiasi, yaitu optimisasi. Namun, aplikasi TAD bukan satu-satunya metode untuk pelaksanaan prinsip optimisasi. Optimisasi umumnya berkaitan dengan pemeliharaan kualitas informasi diagnostik yang dibutuhkan untuk tujuan medik, sementara pada saat yang sama dosis pasien diharapkan dapat diturunkan semampu yang dapat dicapai. Untuk itu maka diperlukan uji kesesuaian terhadap beberapa parameter pesawat sinar-X dalam pelayanan diagnostik, yang di Indonesia telah ditetapkan melalui Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 9 Tahun 2011 tentang Uji Kesesuaian Pesawat Sinar-X Radiologi Diagnostik dan Intervensional.

Secara legal, TAD di Indonesiadikenal sebagai Tingkat Panduan untuk Paparan Medik (TPPM), dan diatur pada Pasal 39 Peraturan Pemerintah (PP) Nomor 33 Tahun 2007. Ayat (1) dari Pasal 39 ini antara lain menyatakan bahwa ‘praktisi medik wajib menggunakan Tingkat Panduan untuk Paparan Medik pada saat melaksanakan prosedur radiologi diagnostik dan intervensional, dan kedokteran nuklir, untuk mengoptimalkan proteksi terhadap pasien’.

Ketentuan lebih lanjut mengenai TAD diatur pada Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) Nomor 8 Tahun 2011 tentang Keselamatan Radiasi Dalam Penggunaan Pesawat Sinar-X Radiologi Diagnostik dan Intervensional. Lampiran III dari Peraturan Kepala BAPETEN ini mencantumkan nilai Tingkat Panduan untuk radiografi dan fluoroskopi.

Pada prinsip proteksi radiasi dikenal adanya prinsip pembatasan dosis, yang menyatakan bahwa dosis efektif atau dosis ekuivalen pada individual dari situasi pajanan terencana tidak boleh melampaui suatu nilai batas dosis (NBD) yang ditentukan oleh badan yang berwenang. Dalam kaitan ini, meski pun TAD tampaknya berfungsi membatasi, namun TAD berbeda dengan NBD.

TAD pada dasarnya digunakan sebagai penggerak untuk mengidentifikasi fasilitas yang menggunakan dosis relatif tinggi dibanding nilai TAD pada suatu prosedur pemeriksaan radiologik tertentu, sehingga tindakan optimisasi perlu dilakukan. Berbeda dengan NBD, TAD tidak berlaku untuk satu individu pasien, karena berat dan keadaan tubuh seorang pasien mungkin akan memerlukan dosis yang lebih tinggi dibanding dengan pasien standar [2].

Penentuan nilai TAD umumnya diawali dengan survei terhadap dosis yang diterima pasien, baik secara nasional maupun kawasan atau daerah tertentu. Nilai TAD kemudian dihitung dari kuartil ketiga data distribusi dosis untuk setiap pemeriksaan [3]. Dosis acuan yang ditentukan pada tingkat ini merupakan indikasi sederhana dari dosis tinggi yang abnormal dari yang umum digunakan.

Berbagai negara telah melakukan studi mengenai dosis pasien dari pemeriksaan radiografi umum. Di Italia [4], Iran [5,6] dan Ghana [7,8] studi dilakukan

pada sekelompok populasi tertentu, sementara di Saudi Arabia [9], Swiss [10] dan Madagascar [11] dilakukan pada tingkat nasional. Studi penerimaan dosis pasien anak-anak juga telah dilakukan di Sudan [12], sementara secara regional pengukuran dosis pasien telah dilakukan di kawasan Asia, Afrika dan Eropa Timur [13] dan Amerika Latin [14].

Karena perlengkapan dan protokol pemeriksaan dapat berbeda antara satu fasilitas dengan fasilitas lain di suatu negara, ICRP menyarankan untuk menetapkan suatu TAD tingkat nasional [1]. Otoritas kesehatan dan proteksi radiasi yang berwenang di suatu negara, dengan didukung oleh organisasi profesi di bidang medik dan proteksi radiasi bertanggung jawab dalam penetapan TAD nasional tersebut.

TAD dapat diaplikasikan pada berbagai jenis kegiatan radiologi diagnostik, seperti radiografi umum, CT dan mamografi. TAD juga diaplikasikan pada kegiatan kedokteran nuklir, bahkan juga pada kegiatan fluoroskopi dan intervensi. Besaran yang digunakan pada TAD umumnya dosis radiasi atau kerma dengan satuan gray (Gy), kecuali untuk kedokteran nuklir yang menggunakan besaran aktivitas radiasi dengan satuan becquerel (Bq).

Pada makalah ini akan dibahas TAD untuk kegiatan radiografi umum, yaitu teknik pencitraan medik dengan sinar-X yang paling mendasar. Dengan teknik ini akan diperoleh citra yang tetap dari suatu bagian tubuh yang terekam dalam suatu film khusus.

II. METODOLOGI

Pembahasan mengenai TAD pada makalah ini dilakukan dengan metode deskriptif melalui studi literatur. Ruang lingkup TAD dibatasi hanya untuk radiografi umum, dengan pokok bahasan meliputi karakteristik terkait TAD, besaran yang digunakan untuk TAD, dan metoda penentuan TAD. Selain itu, diuraikan pula upaya penyusunan TAD di beberapa negara, termasuk usulan awal untuk TAD nasional Indonesia, dan kekurangan yang ada dari TAD yang diusulkan tersebut.

III. POKOK BAHASAN

3.1. Karakteristik TAD

Tingkat Acuan Diagnostik (TAD) merupakan alat yang digunakan untuk membantu dalam melakukan optimisasi proteksi pada paparan medik pasien pada pemeriksaan diagnostik dan intervensi. Nilai TAD ditentukan untuk jenis pemeriksaan tertentu pada pasien standar, atau pada suatu fantom standar. Pasien standar ditentukan sebagai manusia yang memiliki berat badan 70 ± 3 kg dan ketebalan tubuh 20 cm [1].

TAD dibuat untuk membantu para dokter dalam penilaian profesionalnya untuk melakukan penyinaran diagnostik dan intervensi. TAD juga tidak berfungsi untuk memberikan batas yang jelas antara praktek medik yang baik dengan yang buruk, meski pun umumnya TAD tidak akan dilampaui jika praktek medik berjalan dengan baik.

Tujuan penetapan nilai TAD juga bukan untuk menjaga agar dosis yang diberikan harus terus berada di bawah nilai TAD tersebut, karena citra kualitas yang buruk tidak akan memberikan informasi diagnostik yang diperlukan. Dosis yang diberikan pada pasien yang memiliki berat melebihi berat standar pasien yang digunakan untuk menetapkan nilai TAD mungkin akan melebihi nilai TAD tersebut. Bahkan, dosis pasien dapat makin besar jika status klinis pasien membenarkan pemberian penyinaran yang berakibat meningkatnya dosis pasien ini.

Dengan demikian, tujuan utama TAD adalah sebagai alat pengendali tingkat optimisasi suatu pemeriksaan medik tertentu, atau secara lebih sederhana untuk membantu dalam menghindari penerimaan dosis radiasi secara berlebih oleh pasien yang tidak memberikan kontribusi bagi informasi diagnostik tambahan dalam pencitraan medik. Secara praktis, pengendalian dilakukan dengan mengukur dosis pasien untuk jenis pemeriksaan dan proyeksi yang paling banyak dilakukan, membandingkannya dengan TAD yang ditetapkan, dan melakukan tindakan korektif jika TAD secara terus menerus dilampaui.

3.2. Besaran TAD

Besaran TAD yang digunakan adalah yang mudah diperoleh, yaitu berasal dari pengukuran langsung dosis pasien. Untuk ini biasanya digunakan dua jenis besaran, yaitu kerma udara permukaan masuk, $K_{a,e}$, yang sering dikenal pula sebagai ESAK (*entrance-surface air kerma*) atau ESD (*entrance surface dose*), dengan satuan mGy, dan produk kerma udara-luasan, $P_{K,A}$, yang dikenal pula sebagai KAP (*air kerma-area product*), dengan satuan mGy-cm².

Besaran lain yang juga masih dipakai adalah dosis serap, D , sebagai padanan $K_{a,e}$, dan DAP (*dose-area product*), yang merupakan padanan KAP. Sebagai catatan, untuk foton energi rendah, termasuk yang digunakan pada pesawat sinar-X radiologi diagnostik, dosis serap dan kerma mempunyai nilai yang sama. Sedang pada foton energi tinggi, kerma akan lebih besar dari dosis serap karena elektron sekunder energi tinggi terlepas sebelum mengendapkan energinya.

$P_{K,A}$ cukup ideal untuk radiografi dan fluoroskopi, karena mencakup semua radiasi yang datang pada pasien (dengan asumsi bahwa medan radiasi yang diterima pasien telah terkolimasi). Karena $P_{K,A}$ ditentukan dari kerma udara dan ukuran medan radiasi, besaran ini memperhitungkan semua faktor yang mempengaruhi dosis pasien. Nilai $P_{K,A}$ bisa telah disediakan oleh pabrikan dan ditunjukkan pada alat DICOM (*digital imaging and communications in medicine*), atau dapat diukur langsung dengan KAP atau DAP meter.

Namun demikian, tidak ada jaminan bahwa Nilai $P_{K,A}$ yang ditunjukkan pada DICOM, atau yang diukur dengan KAP atau DAP meter akan selalu tepat. Pasien mungkin saja dapat menerima dosis radiasi yang lebih besar daripada yang ditunjukkan DICOM atau yang

diukur langsung, kecuali DICOM atau alat ukur langsung tersebut secara berkala dikalibrasi atau diverifikasi kebenarannya.

Jika nilai $P_{K,A}$ tidak tersedia, nilai $K_{a,e}$ (termasuk hamburan balik) harus dapat diukur pada citra klinis dengan menggunakan dosimeter seperti TLD (*thermoluminescence dosimeter*) yang tidak mengganggu citra yang dihasilkan.

$K_{a,e}$ juga dapat dihitung dari faktor paparan yang diketahui (kVp, mAs), digabung dengan hasil pengukuran keluaran dan koreksi hamburan balik.

Di negara dengan sumberdaya terbatas, perhitungan $K_{a,e}$ juga bisa dilakukan berdasar nilai keluaran per mAs pada tegangan tabung tertentu. Namun cara ini dapat mengurangi ketelitian hingga 20-30%, karena keluaran bervariasi dengan gelombang tegangan, sudut anoda, filtrasi dan kecacatan pada anoda, yang semuanya perlu diperhitungkan [15].

3.3. Penentuan TAD [2,3]

Penentuan nilai TAD umumnya diawali indentifikasi jenis-jenis pemeriksaan dan proyeksi yang banyak digunakan. Selain itu definisi-definisi terkait dan besaran dosis yang akan diukur juga perlu disepakati, dan metode atau protokol pengukurannya ditetapkan.

Selanjutnya dilakukan survei terhadap dosis yang diterima pasien melalui pengukuran sesuai dengan metode yang telah ditetapkan. Data yang dicatat pada survei tidak hanya mengenai besar dosis pasien yang diterima, namun juga informasi mengenai berat pasien, usia pasien dan parameter pesawat sinar-X yang digunakan (filtrasi, kV dan mAs).

Tahap berikutnya adalah mengumpulkan hasil pengukuran dari semua fasilitas yang berpartisipasi dalam survei, dan menganalisisnya secara statistik. Hasil statistik yang diperoleh harus mampu menghasilkan dosis rerata, simpangan standar, dan kuartil kesatu, kedua dan ketiga. Kuartil pertama (persentil ke-25) adalah nilai tengah di antara nilai terendah dan nilai median, kuartil kedua (persentil ke-50) adalah nilai median, dan kuartil ketiga (persentil ke-75) adalah nilai tengah di antara nilai median dan nilai tertinggi.

Tahap terakhir adalah menentukan nilai TAD yang dipilih. Nilai TAD ditentukan sebagai kuartil ketiga dari data distribusi dosis pasien yang terukur, untuk setiap jenis pemeriksaan dan masing-masing proyeksi. Penggunaan kuartil ketiga ini merupakan pendekatan pragmatis untuk mengidentifikasi situasi yang memerlukan tindakan korektif, karena distribusi dosis biasanya berbentuk miring dengan ekor yang panjang [16].

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Berbagai negara telah menyusun TAD yang berlaku untuk negara mereka masing-masing. Di Inggris, nilai TAD ditentukan dari data dosis pasien yang dikumpulkan secara nasional, yang pertama kali

dilakukan pada tahun 1992. Setiap lima tahun data tersebut dikaji ulang dengan melakukan survei secara nasional. Nilai TAD mutakhir diberikan pada publikasi yang diterbitkan oleh Badan Proteksi Kesehatan (HPA, *Health Protection Agency*) pada tahun 2012 [3].

Beberapa nilai TAD telah dihitung baik untuk kawasan tertentu maupun tingkat nasional, dan juga untuk berbagai modalitas penyinaran lain. Perhitungan TAD tingkat kawasan misalnya untuk kawasan Mad-madani di Sudan [17] dan Khuzetan di Iran [18]. Untuk tingkat nasional misalnya di Sudan [19] dan Perancis [20].

Nilai TAD juga telah dihitung untuk pemeriksaan radiografi anak [21], pemeriksaan anak dengan CT [22], pemeriksaan CT [23], radiologi gigi [24] dan kedokteran nuklir [25].

Berbeda dengan di Eropa dan di kawasan lain di dunia, di AS ternyata TAD belum terlalu banyak dihitung dan diterapkan. Namun demikian, upaya penetapan TAD pada tingkat nasional di AS saat ini mulai dilakukan dengan penerbitan pedoman federal untuk pengembangan TAD nasional sebagai alat jaminan dan penyempurnaan mutu untuk setiap jenis pemeriksaan radiografi [26].

Di Indonesia belum ada nilai TAD resmi yang dihitung berdasar survei nasional. Nilai TAD yang berlaku saat ini, yang tercantum pada Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) Nomor 8 Tahun 2011, merupakan nilai adopsi dari nilai yang diberikan pada publikasi IAEA mengenai standar keselamatan dasar [27].

Namun demikian, penentuan nilai awal TAD di Indonesia telah dilakukan [28]. Nilai ini dihitung dari survei terhadap dosis pasien yang dilakukan PTKMR BATAN selama tahun 2010-2014. Dalam kurun waktu lima tahun ini telah dilakukan pengukuran dosis pasien pada 44 rumah sakit di 21 kota yang tersebar di pulau Jawa, Bali, Sumatera, Kalimantan dan Sulawesi. Pengukuran dengan alat ukur TLD dalam bentuk chip ini dilakukan pada 1489 pasien, yang terdiri atas 1208 pasien dewasa dan 281 anak-anak (usia ≤16 tahun). Gambar 1 memperlihatkan distribusi kota lokasi rumah sakit yang menjadi tempat pengambilan sampel dosis pasien.



Gambar 1. Distribusi kota tempat pengambilan sampel.

Sembilan jenis pemeriksaan sinar-X dewasa (15 proyeksi) dipilih untuk studi: dada (AP/PA, Lat), thoracic spine (AP, Lat), abdomen (AP), cervical (AP, Lat, obliq), lumbar spine (AP/PA, Lat), kepala (AP/PA, Lat), ekstremitas (AP), pundak (AP) dan pelvis (AP). Untuk anak-anak, jenis pemeriksaan yang diukur adalah dada (AP/PA, Lat), abdomen (AP), lumbar spine (AP/PA, Lat), dada (AP/PA, Lat) dan ekstremitas (AP).

Kuartil ketiga dari keseluruhan data dosis pasien yang diperoleh kemudian digunakan untuk menghitung nilai TAD. Tabel 1 memperlihatkan nilai awal TAD yang diperoleh dari hasil survei ini dibandingkan dengan nilai TPPM yang berlaku.

Tabel 1. Usulan awal nilai TAD di Indonesia (dalam mGy).

Pemeriksaan	Proyeksi	Dewasa	Anak-anak	TPPM
Dada	AP/PA	0.33	0.16	0,4
	LAT	1.18	0.60	1,5
Abdomen	AP	2.60	0.56	10
Cervical spine	AP	0.89	-	-
	LAT	0.92	-	-
	Obliq	2.08	-	-
Lumbar spine	AP/PA	3.41	-	10
	LAT	5.84	-	30
Kepala	AP/PA	1.58	1.46	5
	LAT	1.38	0.84	3
Ekstremitas	AP	0.18	0.24	-
Bahu	AP	0.20	-	-
Pelvis	AP	1.98	-	10

Seperti terlihat pada Tabel 1, hampir seluruh nilai TAD yang diperoleh lebih kecil dari TPPM yang berlaku saat ini di Indonesia, kecuali TAD untuk dada yang kurang lebih sama. Lebih kecilnya nilai TAD yang diperoleh kemungkinan akibat lebih kecilnya tegangan pesawat sinar-X yang digunakan di Indonesia dibanding dengan yang digunakan untuk penentuan TPPM tersebut.

Namun demikian, mengingat luasnya wilayah Indonesia, survei mengenai dosis pasien yang dilakukan PTKMR BATAN ini masih terbatas dan belum dapat dianggap sebagai TAD nasional. Beberapa hal penting yang menjadi kekurangan dari survei ini antara lain adalah ukuran atau jumlah sampel per pemeriksaan yang masih terbatas, dan masih besarnya rentang usia pasien, rentang berat pasien dan rentang parameter pesawat sinar-X yang digunakan (kV dan mA).

Untuk dapat memperoleh nilai TAD nasional dibutuhkan sekitar 10 sampel minimal untuk setiap proyeksi dari setiap jenis pemeriksaan yang diambil dari sekitar 20 ruangan penyinaran di rumah sakit yang berada di kota provinsi. Selain itu, berat tubuh sampel pasien dewasa harus sekitar berat tubuh standar dengan ±10%, sementara pasien anak harus dibedakan dalam

rentang usia 5 tahun, yaitu 0-5 tahun, 6-10 tahun dan 11-15 tahun.

Mengingat jumlah sampel yang diperlukan cukup besar dan luas jangkauan kotanya, penyusunan TAD nasional memerlukan kerjasama yang erat antar instansi. Beberapa pemangku kepentingan dalam pemeriksaan radiografi ini perlu dilibatkan, termasuk Kementerian Kesehatan, Badan Pengawas Tenaga Nuklir, Badan Tenaga Nuklir Nasional, dan beberapa perguruan tinggi yang memiliki peminatan fisika medik.

V. KESIMPULAN

Tingkat Acuan Diagnostik (TAD) merupakan alat pada penerapan prinsip optimisasi proteksi, yaitu untuk membantu dalam menghindari penerimaan dosis radiasi secara berlebih oleh pasien yang tidak memberikan kontribusi bagi informasi diagnostik tambahan dalam pencitraan medik. Karena protokol pemeriksaan dapat berbeda antara satu fasilitas dengan fasilitas lain di suatu negara, suatu TAD Nasional perlu ditetapkan. Dengan segala keterbatasannya PTKMR BATAN telah memulai upaya penyusunan TAD nasional ini dengan menghasilkan nilai TAD yang secara umum lebih rendah dari nilai TPPM yang berlaku. Untuk memperoleh nilai TAD nasional yang komprehensif dan dapat dipercaya, diusulkan untuk melakukan survei nasional dengan melibatkan berbagai pemangku kepentingan, termasuk perguruan tinggi yang memiliki peminatan fisika medik.

DAFTAR PUSTAKA

1. ICRP (1996). *Radiological protection and safety in medicine*. ICRP Publication 73. Ann. ICRP 26(2).
2. Vassileva, J, Rehani, M. (2015). *Diagnostic reference levels*. Am.J.Roentgenol. 204(1):W1-W3.
3. Hart D, Hillier MC, Shrimpton PC (2012). *Doses to patients from radiographic and fluoroscopic x-ray imaging procedures in the UK – 2010 review*. HPA-CRCE-034, HPA, Oxfordshire.
4. Compagnone, G, Angelini, P, Domenichelli, S. (2012). *Radiation doses to the population of the Emilia-Romagna region from medical exposure*. Radiol.Med. 117:312-321.
5. Shahbazi-Gahrouei, D and Baradaran-Ghahfarokhi, M (2012). *Investigation of patient dose from common radiology examinations in Isfahan, Iran*. Adv.Biomed. Res. 1(1): 1-4.
6. Aliasgharzadeh, A, et.al. (2015). *Measurement of entrance skin dose and calculation of effective dose for common diagnostic X-ray examinations in Kashan, Iran*. Global.J.Health Science 7(5):202-207.
7. Ofori, K, et.al. (2014). *Estimation of adult patient doses for selected x-ray diagnostic examination*. J.Radiat.Res.Appl.Sci. 7:459-462.
8. Ofori, E.K, Antwi, W.K, Arthur, L, Duah, H (2012). *Comparison of patient radiation dose from chest and lumbar spine X-ray examinations in 10 hospitals in Ghana*. Radiat.Prot.Dosim. 149(4):424-430.
9. Saeed, M.K (2015). *Regional survey of entrance surface dose to patients from X-ray examinations in Saudi Arabia*. Australas.Phys.Eng.Sci.Med.38 (2):299-303.
10. Samara, E.T, et.al. (2012). *Exposure of the Swiss population by medical X-rays: 2008 Review*. Health Phys. 102:263-270.
11. Ramanandraibe, M.J, Randriamora, T, Ralaivelo, M, Andriambololona, R (2015). *Patient dose assessment for conventional radiography in Madagascar*. The Pharm.Chem.J. 2(3):1-5.
12. Suliman, I.I and Elawed, S.O. (2013). *Radiation dose measurements for optimisation of chest x-ray examinations of children in general radiography hospitals*. Radiat.Prot.Dosim. 156(3):310-314.
13. Muhogora, W.E, et.al (2008). *Patient doses in radiographic examinations in 12 countries in Asia, Africa and Eastern Europe: Initial results from IAEA projects*. AJR 190: 1453-1461.
14. Blanco, S,et.al. (2013). *Determination of diagnostic reference levels in general radiography in Latin America*.Radiat.Prot.Dosim. 156(3):303-309.
15. Martin, C.J, Sutton, D.G. (2014). *Diagnostic radiology: Patient Dosimetry*, In Chapter 14. Practical Radiation Protection in Healthcare, 2nd Ed. C.J. Martin and D.G. Sutton (Eds.) Oxford University Press: Oxford.
16. European Commission (1999). *Guidance on Diagnostic Reference Levels (DRLs) for medical exposures*. Radiation Protection 109. Directorate-General Environment, Nuclear Safety and Civil Protection.
17. Suliman, I.I and Mohammedzein, T.S (2014). *Estimation of adult patient doses for common diagnostic X-ray examinations in Wad-madani, Sudan: derivation of local diagnostic reference levels* Australas.Phys.Eng.Sci.Med.37 (2):425-429.
18. Rasuli, B, Ghorbani, M and Juybari, R.T (2016). *Radiation dose measurement for patients undergoing common spine medical x-ray examinations and proposed local diagnostic reference levels*. Radiat.Meas. 87:29-34.
19. Abu Khair, A.A, Hamza, A.O and Abbas, N.A (2016). *Dose reference levels in radiography for the most common examinations in Sudan*. Sudan JMS 11(1):7-15.
20. Roch, P and Aubert, B (2013). *French diagnostic reference levels in diagnostic radiology, computed tomography and nuclear medicine: 2004-2008 review*. Radiat.Prot.Dosim. 154(1):52-75.
21. Sonawane, A.U, Sunil Kumar, J.V.K, Singh, M, Pradhan, A.S (2011). *Suggested diagnostic reference levels for paediatric X-ray examinations in India*. Radiat.Prot.Dosim. 147(3):423-428.
22. Vassileva, J, et.al. (2015). *A study to establish international diagnostic reference levels for*

- paediatric computed tomography.*
Radiat.Prot.Dosim. 165(1-4):70-80.
23. Saravanakumar, A, K. Vaideki, K, Govindarajan, K.N, Jayakumar, S (2014). *Establishment of diagnostic reference levels in computed tomography for select procedures in Pudhuchery, India.* J.Med.Phys. 39:50-55.
 24. Walker, C, van der Putten, W. (2012). *Patient dosimetry and a novel approach to establishing diagnostic reference levels in dental radiology.* Phys. Med, 28:7-12.
 25. Vogiatzi, S, Kipouros, P and Chobis, M(2011). *Establishment of dose reference levels for nuclear medicine in Greece.* Radiat.Prot.Dosim.147(1-2): 237-239.
 26. Brink, J.A, Miller, D.L. (2015). *US National Reference Levels: Closing the Gap.* Radiology 277(1):3-6.
 27. IAEA (1996). *International basic safety standards for protection against ionizing radiation and for the safety of radiation sources.* Safety Series No. 115. IAEA, Vienna.
 28. Hiswara, E, et.al. (2016). *Preliminary values of diagnostic reference level for selected X-ray examinations in Indonesia.* (akan diterbitkan di jurnal Atom Indonesia).



PENGUKURAN BERKAS FOTON SEBAGAI SALAH SATU BAGIAN UJI KOMISIONING PESAWAT TELETERAPI ^{60}Co DI RSUD DR. MOEWARDI: PENGUKURAN DAN PEMODELAN DENGAN *SOFTWARE* MCNPX

Umi Khasanah¹, Suharyana¹, Riyatun¹, Muhtarom²

¹Program Studi Fisika Universitas Sebelas Maret, Jl., Ir. Sutami 36A, Surakarta 57126

²Instalasi Radioterapi RSUD Dr. Moewardi Surakarta, Jl. Kolonel Sutarto No. 132 Jebres, Surakarta Jawa Tengah
suharyana61@staff.uns.ac.id

ABSTRAK

PENGUKURAN BERKAS FOTON SEBAGAI SALAH SATU BAGIAN UJI KOMISIONING PESAWAT TELETERAPI ^{60}Co DI RSUD DR. MOEWARDI: PENGUKURAN DAN PEMODELAN DENGAN *SOFTWARE* MCNPX. Telah dilakukan pemodelan laju dosis serap radiasi- γ pesawat ^{60}Co tipe GWXJ80 di Instalasi Radioterapi RSUD Dr. Moewardi dengan software MCNPX. Pemodelan tersebut dilakukan karena beberapa pengukuran laju dosis serap tidak dapat dilakukan di lapangan. Pemodelan dilakukan dengan dua pendefinisian sumber yaitu sumber titik dan cakram. Hasil pemodelan dibandingkan dengan hasil pengukuran yang dilakukan dengan metode protokol IAEA TRS 398. Pengukuran laju dosis serap dilakukan dengan menggunakan detektor bilik ionisasi merk Exradin A12 Farmer dan elektrometer MAX 4000 REF 90015. Pengganti tubuh manusia untuk keperluan pengukuran menggunakan phantom tipe virtual water phantom berukuran 30 cm \times 30 cm \times 30 cm. Dari hasil simulasi, laju dosis serap ketika menggunakan sumber cakram memiliki selisih perbedaan sebesar 28,3 % dengan hasil pengukuran. Laju dosis serap dengan sumber titik memiliki selisih perbedaan yang lebih besar dari hasil pengukuran, sehingga sumber radiasi berupa cakram lebih tepat daripada model titik. Hasil pengukuran dibandingkan dengan laju dosis serap hasil perhitungan berdasarkan peluruhan sumber ^{60}Co , dimana data hasil kalibrasi tahun 2012 telah dimiliki oleh RSUD Dr. Moewardi. Hasil pengukuran dengan hasil perhitungan memiliki selisih sebesar 12,5%. Selisih yang cukup besar ini mengindikasikan pesawat teleterapi ^{60}Co perlu segera dikalibrasi ulang. Hasil simulasi laju dosis serap untuk berbagai kedalaman detektor menunjukkan bahwa besarnya laju dosis serap terhadap kedalaman menurun secara eksponensial.

Kata kunci: Laju Dosis Serap, Pesawat Teleterapi ^{60}Co , MCNPX

ABSTRACT

MEASUREMENT OF PHOTON BEAM AS ONE OF MANY COMMISSIONING TEST OF TELETERAPEUTIC MACHINE ^{60}Co IN DR. MOEWARDI LOCAL GENERAL HOSPITAL: MEASUREMENT AND MODELING WITH MCNPX SOFTWARE. Modeling of absorbed dose rate for γ radiation of ^{60}Co GWXJ80 type has been done in Installation Radiotherapy Dr. Moewardi Local General Hospital with MCNPX software. The modeling is done because some absorbed dose rate measurement can not be done in the field. Modelling is done by two sources definition, point source and disc. The results of modeling has been compared with the results of measurements having been done by the method of the protocol IAEA TRS 398. The absorbed dose rate measurements used ionization chamber detector of Exradin A12 Farmer type and electrometer of MAX 4000 REF 90015. The human body for the measurement was replicated with virtual water phantom, this dimension is 30 cm \times 30 cm \times 30 cm. From the result of simulation, the rate of absorbed dose when used the disc source has a difference of 28.3% with the result of measurement. The rate of absorbed dose used point source has a greater differences from the result of measurement. The result of measurement are compared with the absorbed dose rate calculations based on the result of the decay of ^{60}Co sources, where the result of calculation has been based on used the calibration data on 2012 owned by the RSUD Dr. Moewardi. The result of measurement and calculation have a difference of 12.5% was obtained. Such the difference indicated that teletherapeutic machine ^{60}Co needed to be recalibrated. The result of simulation shows that the absorbed dose rate decreases exponentially with depth.

Keywords: Absorbed Dose Rate, Teletherapeutic Machine ^{60}Co , MCNPX

I. PENDAHULUAN

Kanker merupakan salah satu penyakit yang dapat menyebabkan kematian terbesar di dunia. Salah satu metode pengobatan kanker yang sudah berkembang pesat di Indonesia adalah metode teleterapi atau

metode eksternal menggunakan sumber radioaktif [1]. Rumah Sakit Umum Daerah Dr. Moewardi sudah menggunakan metode teleterapi untuk pengobatan penyakit kanker yakni dengan menggunakan sumber radioaktif ^{60}Co .

Pengobatan kanker dengan metode teleterapi harus selalu memperhatikan pemberian dosis kepada pasien [2]. Dosis serap merupakan banyaknya energi yang diserap oleh suatu bahan per satuan massa bahan tersebut [3]. Faktor yang dapat mempengaruhi penerimaan dosis serap salah satunya adalah kedalaman letak kanker di tubuh pasien [4]. Agar dosis yang diterima sel kanker optimal, maka perlu dikaji pengaruh kedalaman sel kanker pada tubuh pasien terhadap dosis serap yang diserap. Pengukuran dosis serap di dalam tubuh manusia tidak dapat dilakukan sehingga diperlukan model pengganti yaitu *phantom*. Simulasi dengan cara pemodelan juga dapat digunakan untuk pengukuran dosis serap.

Pada peraturan yang berlaku di Indonesia, yakni PP nomor 63 tahun 2000 (Bab V pasal 30) [5], SK Dirjen BATAN No.84/DJ/VI/1991[6] dan SK Ka. Bapeten No.21/Ka. BAPETEN/XII-02 tentang Program Jaminan Kualitas Instalasi Radioterapi [7], mengatakan bahwa keluaran sumber radiasi terapi harus dikalibrasi sekurang-kurangnya sekali dalam 2 (dua) tahun oleh Fasilitas Kalibrasi Tingkat nasional (FKTN). Oleh karena itu pemeriksaan laju dosis serap diantara selang waktu 2 tahun sangat diperlukan untuk memberi jaminan mutu ketepatan laju dosis serap.

Mengacu pada Perka BAPETEN Nomor 3 Tahun 2013 Pasal 6 [8] tentang Keselamatan Radiasi, untuk terapi eksternal, laporan hasil verifikasi Keselamatan Radiasi meliputi dokumen hasil uji keberterimaan, komisioning, pengukuran paparan radiasi dan sertifikat keluaran paparan radiasi. Pada Perka BAPETEN Nomor 3 Tahun 2013 Pasal 9 [8] uji komisioning meliputi pengukuran berkas foton dan pengisian data ke TPS. Pengukuran berkas foton yang dimaksud mencakup banyak hal, salah satu yang penting adalah pengukuran faktor keluaran pesawat teleterapi ^{60}Co berupa laju dosis serap. Pengukuran laju dosis serap sebagai salah satu bagian uji komisioning dapat dilakukan dengan mengacu pada protokol IAEA TRS 398 [9]. Kegiatan tersebut dilakukan untuk menjamin ketepatan dosis serap yang dihasilkan oleh pesawat teleterapi ^{60}Co .

Berdasarkan uraian di atas maka pada makalah ini, dilaporkan hasil pengukuran laju dosis serap pesawat teleterapi ^{60}Co tipe GWXJ80 sebagai salah satu bagian uji komisioning di Instalasi Radioterapi RSUD Dr. Moewardi melalui kegiatan kalibrasi. Hal tersebut penting dilakukan untuk memastikan ketepatan dosis serap atau ketepatan hasil keluaran pesawat teleterapi ^{60}Co di RSUD Dr. Moewardi Surakarta.

II. METODOLOGI

Uji komisioning terkait dengan pengukuran laju dosis serap foton pada pesawat teleterapi ^{60}Co dilakukan menurut protokol IAEA TRS 398. Detektor yang digunakan adalah detektor tipe bilik ionisasi merk Exradin A12 Farmer dan elektrometer MAX 4000 REF 90015. *Phantom* yang digunakan adalah *virtual water phantom* berukuran 30 cm × 30 cm × 14 cm.

Pengukuran dosis serap dilakukan pada kedalaman 3 cm, 5 cm dan 7 cm dari permukaan *phantom*. Luas lapangan radiasi 10 cm × 10 cm dan jarak sumber radiasi ke permukaan *phantom* 80 cm. Berdasarkan sertifikat kalibrasi diketahui nilai aktivitas sumber radioaktif 7,3 kCi pada tanggal 25 April 2012 [10]. Aktivitas pada tanggal 16 Januari 2016 dapat diperkirakan dengan mengingat waktu paruh ^{60}Co adalah 5,27 tahun, maka aktivitas sumber radioaktif adalah 4,5 kCi.

Detektor bilik ionisasi dihubungkan dengan elektrometer, detektor diletakkan pada berbagai kedalaman yaitu 3 cm, 5 cm dan 7 cm. Posisi *gantry* diatur pada sudut 0° agar arah sinar- γ tepat tegak lurus dengan permukaan *phantom*. Waktu penyinaran yang digunakan adalah 60 detik. Setiap pengambilan data, kondisi ruangan seperti suhu, tekanan dan kelembaban harus dicatat sebagai faktor koreksi. Faktor koreksi ini diperlukan agar kondisi pengukuran laju dosis serap radiasi- γ di air pada pesawat teleterapi ^{60}Co sama dengan kondisi kalibrasi. Dari hasil pengukuran diperoleh nilai muatan ion (M_+ dan M_-) dalam satuan nC. Nilai muatan ion (M_+ dan M_-) kemudian diolah sesuai protokol IAEA TRS 398 sehingga dapat diperoleh nilai dosis serap pada kedalaman tertentu (D_w). Pengukuran dilakukan dengan pengulangan sebanyak 3 kali.

Penentuan dosis serap dapat dihitung dengan persamaan (1)

$$D_w = M \cdot N_{D,w} \quad (1)$$

dengan D_w merupakan dosis serap di air pada kedalaman acuan dan M merupakan bacaan elektrometer. Nilai M ini harus dikoreksi dengan efek polaritas, rekombinasi ion dan akibat tekanan udara dan temperatur. $N_{D,w}$ merupakan faktor kalibrasi dosis serap di air untuk berkas sinar- γ yang dipancarkan oleh ^{60}Co .

Selain melalui kegiatan pengukuran, perhitungan laju dosis serap pada waktu tertentu dapat dilakukan berdasarkan nilai laju dosis serap yang tertera pada sertifikat kalibrasi[10]. Pesawat teleterapi ^{60}Co terakhir dikalibrasi pada tanggal 11-16 Juli 2013. Nilai dosis serap pada sertifikat disebut D_0 , sedangkan dosis serap pada saat tertentu adalah D_t , dimana keduanya dihubungkan dengan persamaan (2)

$$D_t = D_0 e^{-\lambda t} \quad (2)$$

dengan λ merupakan konstanta peluruhan.

Hasil perhitungan laju dosis serap menggunakan persamaan (2) dibandingkan dengan hasil pengukuran laju dosis serap.

Sumber radioaktif di dalam pesawat dimodelkan berbentuk titik dan cakram dengan diameter 1 mm. Sumber radioaktif diletakkan di dalam kolimator yang berbentuk limas dengan alas bujur sangkar yang memiliki sisi 0,05 cm (sumber cakram) dan 3,5 cm (sumber titik) dan tinggi 45,8 cm. Pendefinisian sumber titik dapat dilakukan dengan menggunakan *syntax* berikut [11],

sdef pos=0 0 25.801 erg=d1 par=2

```

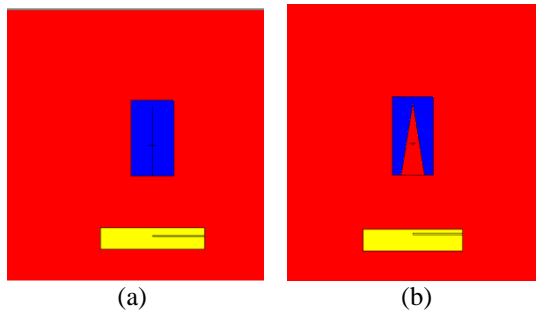
sil L 1.17 1.33
sp1 D 1 1
nps 100000000
    
```

sedangkan untuk sumber cakram *syntax* yang digunakan adalah,

```

sdef pos=0 0 25.801 axs=0 0 1 ext=0 erg=d1
rad=d2 par=2 vec=0 0 1 dir= -1
sil L 1.17 1.33
sp1 D 0.5 0.5
si2 0 0.05
sp2 -21 1
nps 100000000
    
```

Arah sinar γ *monodirection*. Berkas sinar- γ dari sumber dilewatkan melalui suatu kolimator, yang geometrinya dapat didekati berbentuk limas dengan alas bujur sangkar. Diafragma kolimator diatur agar berkas yang sampai di *phantom* berukuran 10 cm \times 10 cm. Luasan ini disebut dengan luas lapangan radiasi. Detektor bilik ionisasi dimodelkan berbentuk silinder dengan material yang setara dengan material penyusun *virtual water phantom* yaitu H, C, N, O, Cl dan Ca. Detektor tersebut diletakkan di dalam *phantom*, yang kedalamannya divariasi mulai dari 0,5 cm hingga 13 cm, dengan selang 1 cm. Model geometri kolimator, *phantom* dan detektor ditampilkan pada Gambar 1.



Gambar 1. (a) Simulasi dengan Sumber *Disk* (bukaan kolimator 0,05cm \times 0,05cm)
 (b) Simulasi dengan Sumber Titik (bukaan kolimator 3,5cm \times 3,5cm)

Jumlah partikel- γ yang disimulasikan adalah 10^7 buah. *Tally* F4 dalam simulasi diperlukan untuk mengetahui fluks partikel gamma (partikel/cm²). *Tally* F4 pada pemodelan diletakkan pada geometri detektor yang telah divariasikan kedalamannya di dalam *phantom*. Oleh karena besaran yang diinginkan adalah laju dosis serap, maka hasil *tally* F4 harus dikonversi menjadi laju dosis serap dengan menggunakan koefisien KERMA [12].

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

3.1. Laju Dosis Serap Hasil Pengukuran

Hasil pengukuran laju dosis serap dengan protokol IAEA TRS 398 ditampilkan pada Tabel 1 kolom 1, dan hasil perhitungan laju dosis serap berdasarkan persamaan (2) ditunjukkan pada kolom 2, sedangkan selisih relatif dua hasil tersebut dicantumkan pada kolom 3.

Tabel 1. Hasil Pengukuran dan Perhitungan Laju Dosis Serap Maksimum

*d (cm)	Laju Dosis Maksimum Pengukuran (Gy/min)	Laju Dosis Maksimum Perhitungan (Gy/min)	Selisih relatif (%)
0,5	1,6056	1,4018	12,7

*d merupakan kedalaman detektor bilik ionisasi dari permukaan *phantom*

Dengan mengingat $T_{1/2}$ sumber ⁶⁰Co sebesar 5,27 tahun maka diperoleh konstanta peluruhan sebesar 0,6145. Laju dosis serap berdasarkan sertifikat kalibrasi pada tanggal 16 Juli 2013 yaitu 2,1583 Gy/min, dengan demikian laju dosis serap pada tanggal 16 Januari 2016 dihitung menggunakan persamaan (2) diperoleh hasil sebesar 1,4018 Gy/min. Terlihat bahwa hasil pengukuran laju dosis serap maksimum lebih besar daripada hasil perhitungan berdasarkan peluruhan sumber ⁶⁰Co. Oleh karena selisihnya 12,7% maka pesawat teleterapi ⁶⁰Co perlu dilakukan kalibrasi ulang.

3.2. Laju Dosis Serap Hasil Simulasi

Telah dimodelkan bentuk sumber radioaktif berupa titik dan cakram. Hasil simulasi laju dosis serap sebagai fungsi kedalaman detektor ditampilkan pada Tabel 2.

Tabel 2. Laju Dosis Serap Sebagai Fungsi Kedalaman Detektor di Dalam *Phantom*

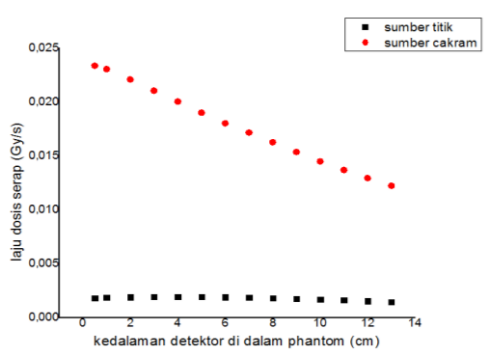
*d (cm)	**Sumber Titik ($\times 10^{-3}$)	***Sumber Cakram ($\times 10^{-2}$)
0,5	1,8192 \pm 0,0139	2,3354 \pm 0,0039
1	1,8632 \pm 0,0142	2,3034 \pm 0,0040
2	1,9097 \pm 0,0144	2,2070 \pm 0,0041
3	1,9277 \pm 0,0146	2,1037 \pm 0,0042
4	1,9176 \pm 0,0151	2,0026 \pm 0,0043
5	1,9272 \pm 0,0152	1,8996 \pm 0,0045
6	1,8943 \pm 0,0157	1,8018 \pm 0,0046
7	1,8833 \pm 0,0159	1,7151 \pm 0,0047
8	1,8129 \pm 0,0163	1,6257 \pm 0,0048
9	1,7377 \pm 0,0168	1,5356 \pm 0,0050
10	1,7027 \pm 0,0171	1,4482 \pm 0,0051
11	1,6176 \pm 0,0176	1,3687 \pm 0,0053
12	1,5305 \pm 0,0179	1,2928 \pm 0,0054
13	1,4435 \pm 0,0187	1,2214 \pm 0,0056

*kedalaman detektor dari permukaan *phantom*

**laju dosis serap radiasi gamma di air (Gy/s)

***laju dosis serap radiasi gamma di air (Gy/s)

Nilai laju dosis serap pada berbagai kedalaman detektor dapat disusun pada Gambar 2.



Gambar 2. Laju Dosis Serap Sebagai Fungsi Kedalaman Detektor

Hasil yang telah diperoleh menunjukkan bahwa energi yang diserap oleh material detektor per satuan waktu berbeda untuk sumber titik dan sumber cakram. Sumber titik menunjukkan bahwa dosis maksimum berada pada kedalaman 3 cm dan sumber cakram pada 0,5 cm. Sesuai dengan teori bahwa keadaan *build up* atau keadaan dimana dosis maksimum pada kedalaman tertentu untuk sumber ^{60}Co berada pada kedalaman 0,5 cm [13] sehingga model sumber berupa cakram yang menghasilkan nilai mendekati keadaan sebenarnya.

Interaksi sinar- γ dengan materi dapat mengurangi energinya bahkan energinya akan habis. Berkas sinar- γ yang masuk ke dalam *phantom*, intensitasnya akan berkurang disebabkan energinya maupun jumlahnya berkurang. Pada gambar 2 terlihat bahwa pelemahan berkas ini berkurang tidak secara linear tetapi secara eksponensial [3]. Hal ini sesuai dengan $\dot{D}_x = \dot{D}_0 e^{-\mu x}$.

Ketika radiasi partikel- γ datang menembus suatu materi maka energi partikel- γ akan diserap oleh materi tersebut sehingga energi partikel- γ akan berkurang. Intensitas radiasi- γ akan berkurang dengan bertambahnya kedalaman detektor di dalam *phantom*. Hal ini dikarenakan energi partikel- γ juga semakin berkurang akibat berinteraksi dengan atom-atom penyusun *phantom* dan detektor. Energi berkurang karena adanya absorpsi, hamburan dan lain-lain. Dosis serap radiasi- γ di air akan turun setelah mencapai dosis maksimum pada kedalaman tertentu.

3.3. Validasi Laju Dosis Serap Hasil Simulasi

Hasil pengukuran laju dosis serap maksimum berdasarkan IAEA TRS 398 kemudian digunakan untuk memvalidasi laju dosis maksimum hasil simulasi menggunakan *Software* MCNPX yang disajikan pada Tabel 3.

Tabel 3. Validasi Laju Dosis Serap Hasil Simulasi

*d (cm)	**Hasil simulasi		***TR S 398 ($\times 10^{-2}$)	Selisih relatif (%)	
	Titik ($\times 10^{-3}$)	Cakram ($\times 10^{-2}$)		Titik	Cakram
0,5	1,8192	2,3354	2,6760	93,20	12,73
3	1,9277	2,1037	2,6526	92,73	20,70
5	1,9272	1,8996	2,6489	92,72	28,29
7	1,8833	1,7151	2,6435	92,87	35,12

*kedalaman detektor dari permukaan *phantom*

**laju dosis serap radiasi gamma di air dalam satuan (Gy/s)

***hasil pengukuran laju dosis serap radiasi gamma di air dalam satuan (Gy/s)

Sumber cakram menghasilkan nilai laju dosis serap yang lebih dekat dengan hasil pengukuran, dengan selisih relatif rata-rata 28,3%. Hal ini dapat dijelaskan bahwa sumber titik memancarkan radiasi sinar- γ kesegala arah dan hanya sebagian radiasi sinar- γ yang masuk ke kolimator dan menyinari *phantom* dan detektor. Sumber cakram dalam pendefinisian dapat diatur ke *monodirection* ke arah *phantom* dan detektor [11].

Pada Tabel 3 terlihat bahwa pendekatan dengan sumber cakram memiliki selisih yang relatif kecil daripada sumber titik. Namun demikian, pendefinisian sumber cakram masih memiliki selisih yang cukup besar jika dibandingkan dengan hasil pengukuran. Hal ini dikarenakan pendekatan yang dilakukan kurang tepat terutama pendefinisian sumber dan peletakkannya.

IV. KESIMPULAN

Hasil pengukuran laju dosis serap sebagai salah satu bagian dari uji komisioning pada berbagai kedalaman detektor di dalam *phantom* menunjukkan hasil yang kurang tepat, karena selisih perbedaan antara pengukuran dan perhitungan sebesar 12,7%. Sebaiknya pesawat teleterapi ^{60}Co di RSUD Dr. Moewardi segera dikalibrasi ulang. Hal tersebut penting dilakukan untuk menjamin ketepatan keluaran khususnya laju dosis serap pesawat teleterapi ^{60}Co . Hasil simulasi menggunakan sumber cakram memperlihatkan hasil yang lebih dapat dipercaya daripada sumber titik, meskipun terdapat selisih relatif 28,3% dibandingkan dengan hasil pengukuran.

UCAPAN TERIMA KASIH

Terima kasih disampaikan kepada Manajemen RSUD Dr. Moewardi atas izin penelitian tugas akhir dan Dr. Azizul Khakim yang telah memberikan pelatihan *software* MCNPX.

DAFTAR PUSTAKA

1. Sidabutar & Setiawati. (2014). *Perbandingan Dosis Terhadap variasi Kedalaman dan Luas Lapangan Penyinaran (Bentuk Persegi dan Persegi Panjang) pada Pesawat Radoterapi Cobalt-60*. 3 (4), 295-302.
2. Fujimoto, K., Tateoka, K., Yaegashi, Y., Shima, K., Suzuki, J., Abe, T., Yano, M., ... Sakata, K. (2013). Effect of Beam Startup Characteristics on Dose Delivery Accuracy at Low Monitor Units in step and Shoot Intensity Modulated Radiation Therapy. *International Journal of Medical Physics, Clinical Engineering and Radiatio Oncology*, 2, 1-5.
3. Pusdiklat-Batan. (2013). *Petugas Proteksi Radiasi Medik Tingkat 2 dan Tingkat 3*, Pusat Pendidikan dan Pelatihan Badan Tenaga Nuklir Nasional.
4. Buzdar, S.A., Rao, M.A., & Nazir, A, *An Analysis of Depth Dose Characteristic of Photon In Water*, 21 (4), (2009).
5. Peraturan Pemerintah Republik Indonesia Nomor 63 Tahun 2000 tentang Keselamatan dan Kesehatan Terhadap Pemanfaatan Radiasi Pengion.
6. Surat Keputusan Dirjen Badan Tenaga Atom Nasional Nomor 84/DJ/VI/1991 tentang Kalibrasi Alat Ukur Radiasi dan Keluaran Sumber Radiasi, Standardisasi Radionuklida, dan Fasilitas Kalibrasi.
7. Surat Keputusan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 21/Ka-BAPETEN/XII-2002 tentang Program Jaminan Kualitas Instalasi Radioterapi.
8. Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 3 tahun 2013 tentang Keselamatan Radiasi Dalam Penggunaan Radioterapi.
9. IAEA (International Atomic Energy Agency). (2000). *Absorbed Dose Determination in External Beam Radiotherapy*. An International Code of 55 Practice for Dosimetry Based on Standards of Absorbed Dose to Water, Technical Reports Series No.398
10. Sertifikat Kalibrasi Sumber Radiasi Teleterapi Gamma Co-60 No. LMR-N/KAL/VII-13/50
11. Shultis, J.K & Faw, R.F. (2004). *An MCNP Primer*. Dept. of Mechanical and Nuclear Engineering Kansa State University: Manhattan.
12. *Kerma coefficients for photons in soft tissue of ICRP-1975*.
13. Memon, S.A., Laghari, N.A., Mangi, F.H., Ahmad, F., Hussain, M.M.,... Adeel, A. (2015). *Analysis and Verification of Percent Depth Dose and Tissue Maximum Ratio for Co-60 Gama Ray Beam*, 33 (1), 109-113



KOMISIONING INSTALASI PRODUKSI RADIOISOTOP DAN RADIOFARMAKA

Suhaedi Muhammad¹, Rr.Djarwanti,RPS², Farida T³

^{1,3}Pusat Teknologi Keselamatan Dan Metrologi Radiasi

²Pusat Teknologi Radioisotop dan Radiofarmaka

suhaedi.muhammad62@gmail.com

ABSTRAK

KOMISIONING INSTALASI PRODUKSI RADIOISOTOP DAN RADIOFARMAKA. Instalasi produksi radioisotop dan radiofarmaka (IPRR) merupakan instalasi yang memproduksi produk radioisotop dan radiofarmaka baik untuk kebutuhan komersial maupun untuk penelitian dan pengembangan. Untuk dapat melakukan kegiatan komisioning IPRR, maka pemegang izin konstruksi IPRR harus memenuhi persyaratan administratif, persyaratan teknis dan persyaratan finansial. Agar pelaksanaan komisioning IPRR dapat berjalan dengan lancar maka pemegang izin konstruksi IPRR terlebih dahulu harus membentuk organisasi komisioning IPRR dengan masing-masing unsur organisasi memiliki tugas dan tanggungjawab yang jelas dan adanya program komisioning dengan perencanaan yang matang. Secara garis besar, komisioning IPRR terbagi dalam dua tahap yaitu tahap uji dingin dan tahap uji panas. Tahap uji dingin ini dilakukan dengan tujuan untuk menguji fungsi peralatan, instrumentasi dan sistem proses baik parsial maupun keseluruhan tanpa menggunakan target hasil iradiasi maupun zat radioaktif. Sedangkan tahap uji panas dilakukan dengan menggunakan target hasil iradiasi dan/atau zat radioaktif untuk menguji fungsi seluruh fasilitas dalam kaitan dengan kualitas dan keselamatan. Uji panas fasilitas produksi radioisotop dilakukan dengan proses produksi radioisotop Mo-99 menggunakan U – 235 dengan berat minimal 1 gram dan waktu irradiasi selama 127 jam. Produk Mo-99 yang dihasilkan harus memenuhi standar kualitas yang ditetapkan. Melalui proses produksi radioisotop Mo-99 ini dilakukan uji fungsi terhadap : sistem *shielding* pada *Hot Cell*, fungsi *masterslave manipulator*, fungsi sistem *conveyor*, fungsi sistem *plugdoor*, sistem monitor radiasi pada *Hot Cell*, paparan radiasi di daerah kerja. Untuk uji panas fasilitas produksi radiofarmaka dilakukan dengan proses produksi Generator Tc-99m aktivitas 208 mCi. Produk Generator Tc-99m yang dihasilkan harus memenuhi standar kualitas yang ditetapkan. Melalui proses produksi Generator Tc – 99m ini dilakukan uji fungsi terhadap : sistem *shielding* pada *Hot Cell*, fungsi *masterslave manipulator*, fungsi sistem *conveyor*, fungsi sistem *plugdoor*, sistem monitor radiasi pada *Hot Cell*, paparan radiasi di daerah kerja, kontaminasi permukaan di daerah kerja dan sistem monitoring udara daerah kerja.

Kata kunci : komisioning,radioisotop,radiofarmaka

ABSTRACT

COMMISSIONING FOR RADIOISOTOPE AND RADIOPHARMACEUTICAL PRODUCTION INSTALLATION.

Radioisotopes and radiopharmaceutical installation production (IPRR) is an installation that produces radioisotopes and radiopharmaceutical products both for commercial as well as for research and development. To be able to perform the commissioning activities IPRR, then IPRR construction permit holder must meet the requirements of the administrative, technical requirements and financial Governing Terms. IPRR commissioning for the implementation to run smoothly then IPRR construction permit holder must first establish the commissioning organization IPRR with each element of the organization have clear duties and responsibilities and the commissioning program, with careful planning. Broadly speaking, commissioning IPRR divided into two phases: cold test and hot test phase. Cold test phase was conducted in order to test the function of the equipment, instrumentation and process systems either partially or in whole without the use of irradiated targets and radioactive substances. While the heat test phase carried out by using a target irradiated and / or radioactive material to test the function of the entire facility in terms of quality and safety. Heat test radioisotope production facilities performed by radioisotope production process of Mo-99 using U - 235 with a minimum weight of 1 gram and time of irradiation for 127 hours. Products produced Mo-99 must meet the specified quality standards. Through the process of production of Mo-99 is a radioisotope test the functions: shielding system on the Hot Cell, master slave function manipulator, conveyor system functions, system functions plug door, radiation monitoring system in the Hot Cell, exposure to radiation in the work area. To test the heat radiopharmaceutical production facilities conducted by the Tc-99m generator production activity of 208 mCi. Tc-99m Generator product produced must meet the specified quality standards. Through the process of production Generator Tc - 99m is to test the function of the: system shielding the Hot Cell, function master slave manipulator, system functions conveyor, the system function plug door, system monitor radiation on the Hot Cell, exposure to radiation in the work area, surface contamination in the work area and work area air monitoring system.

Keywords: commissioning, radioisotope, radiopharmaceutical

I. PENDAHULUAN

Instalasi produksi radioisotop dan radiofarmaka (IPRR) merupakan instalasi yang memproduksi produk radioisotop dan radiofarmaka baik untuk keperluan komersial maupun untuk kebutuhan penelitian serta pengembangan.

Instalasi ini dilengkapi dengan fasilitas produksi radioisotop, fasilitas produksi radiofarmaka, fasilitas kendali kualitas, fasilitas penunjang dan fasilitas keselamatan.

Untuk keperluan pembangunan dan pengoperasian IPRR ini, maka harus memenuhi izin pembangunan yang meliputi izin tapak, izin konstruksi serta izin pengoperasian yang meliputi izin komisioning dan izin operasi.

Khusus izin komisioning IPRR, sampai saat ini memang belum ada peraturan yang secara khusus mengatur tentang izin tersebut. Namun demikian secara prinsip, ketentuan tentang komisioning IPRR diantaranya dapat mengacu pada serta Peraturan Pemerintah Nomor 54 Tahun 2012 tentang Keselamatan dan Keamanan Instalasi Nuklir dan Peraturan Pemerintah Nomor 2 Tahun 2014 tentang Perizinan Instalasi Nuklir dan Bahan Nuklir [1,2].

Tulisan berikut ini secara garis besar akan menguraikan seputar masalah komisioning IPRR baik dari aspek perizinan maupun aspek teknisnya. Tujuannya untuk memberikan informasi tentang komisioning IPRR dimana sampai saat ini belum ada peraturan pemerintah maupun peraturan Kepala BAPETEN yang secara khusus mengatur tentang hal itu.

II. POKOK BAHASAN

Pokok-pokok bahasan tentang komisioning IPRR ini di dalamnya meliputi : perizinan, organisasi komisioning, tahapan komisioning, pengujian struktur, sistem dan komponen, jadwal komisioning, pengujian dan tahap komisioning dan program jaminan mutu komisioning.

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

3.1. Perizinan.

Guna memperoleh izin komisioning IPRR, maka pemegang izin konstruksi harus memenuhi tiga persyaratan yaitu : persyaratan administratif, persyaratan teknis dan persyaratan finansial [1,2].

Pengajuan permohonan izin komisioning IPRR kepada Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) ini dilakukan pada saat memulai pelaksanaan uji fungsi struktur, sistem dan komponen IPRR tanpa zat radioaktif atau sumber radiasi dan setelah dimilikinya surat izin bekerja bagi petugas tertentu.

Khusus untuk persyaratan finansial hanya berlaku untuk badan usaha milik negara, koperasi dan/atau badan usaha yang berbentuk badan hukum.

3.2. Organisasi Komisioning

Untuk keperluan komisioning IPRR, terlebih dahulu harus dibentuk organisasi komisioning. Sebagai gambaran, struktur organisasi komisioning IPRR dapat terdiri dari : penanggungjawab utama, wakil penanggungjawab, penanggungjawab bidang (terdiri dari bidang produksi radioisotop, bidang produksi radiofarmaka, bidang kendali kualitas, bidang instalasi produksi dan bidang keselamatan).

Masing-masing unsur organisasi komisioning IPRR harus memiliki tugas dan tanggungjawab yang jelas agar pelaksanaan komisioning IPRR dapat berjalan dengan lancar [3,4].

Begitupun personil yang terlibat dalam kegiatan komisioning IPRR harus memiliki kualifikasi sesuai dengan bidang yang dibutuhkan.

3.3. Tahapan Komisioning

Secara garis besar pelaksanaan komisioning IPRR terbagi dalam dua tahap, yaitu [3,4] :

1. Tahap uji coba dingin.

Tahap uji coba dingin ini meliputi uji fungsi peralatan, instrumentasi dan sistem proses baik parsial maupun keseluruhan tanpa pemakaian zat radioaktif atau target hasil iradiasi serta uji coba dingin dengan menggunakan zat radioaktif.

2. Tahap uji coba panas.

Tahap uji coba panas ini dilaksanakan dengan menggunakan target hasil iradiasi untuk menguji fungsi seluruh fasilitas dalam kaitannya dengan kualitas dan keselamatan.

3.4. Pengujian struktur, sistem dan komponen (SSK) yang terkait dengan keselamatan.

Pengujian SSK di IPRR yang terkait dengan keselamatan mencakup [3,4]:

1. Pengujian fasilitas produksi radioisotop.

Pengujian fasilitas produksi radioisotop ini meliputi :

- a. *Shielding integrity test pada system Hot Cell.*
- b. *Remote Manipulator.*
- c. *Lead Glass Window.*
- d. *Containment Box.*
- e. *Handling Equipment.*
- f. *Special Support Equipment.*
- g. *Monitor System.*

2. Pengujian fasilitas produksi radiofarmaka.

Pengujian fasilitas produksi radiofarmaka ini meliputi :

- a. *Shielding integrity test pada system Hot Cell.*
- b. *Remote Manipulator.*
- c. *Lead Glass Window.*
- d. *Containment Box.*

- e. *Handling Equipment.*
- f. *Special Support Equipment.*

3. Pengujian fasilitas penunjang.

Pengujian fasilitas penunjang ini meliputi :

- a. *DeminerIALIZED water system.*
- b. *Chilled water system.*
- c. *Compressed Air System.*
- d. *Air sampling system.*
- e. *Pool Clean Up System.*
- f. *Contaminated and Potentially Contaminated Effluent System.*
- g. VAC system.

3.5. Jadwal Komisioning

Agar pelaksanaan komisioning dapat berjalan dengan baik dan lancar, maka harus dibuat jadwal pelaksanaannya. Contoh jadwal pelaksanaan komisioning IPRR diberikan pada Tabel 1[3,4].

3.6. Pengujian Dan Tahap Komisioning

3.6.1. Uji Coba Dingin Fasilitas Produksi Radioisotop dan Radiofarmaka

Uji coba dingin di fasilitas produksi radioisotop dan radiofarmaka dapat dilakukan dengan menggunakan zat radioaktif Co – 60 dengan aktivitas 5.000 Ci. Zat radioaktif tersebut disimpan di dalam Hot Cell , dilakukan uji fungsi terhadap : sistem shielding pada Hot Cell, fungsi masterslave manipulator, fungsi sistem conveyor, fungsi sistem plugdoor, sistem monitor radiasi pada Hot Cell, sistem monitoring udara daerah kerja, sistem lepasan melalui stack monitor, sistem suplai udara di dalam Hot Cell, kondisi tekanan udara di dalam Hot Cell dan di luar Hot Cell serta suhu dan kelembaban udara di ruangan – ruangan dalam area fasilitas produksi radioisotop dan radiofarmaka [3,4,5,6].

Dari hasil uji coba dingin fasilitas produksi radioisotop dan radiofarmaka harus diperoleh hasil sebagai berikut [3,4,5,6] :

1. Sistem *shielding* pada Hot Cell yang terbuat dari bahan beton dengan kerapatan 3,2 gram/m³ harus mampu menahan zat radioaktif Co – 60 dengan aktivitas 5000 Ci dengan paparan radiasi pada permukaan lead glass dan dinding beton Hot Cell tidak mengakibatkan adanya penerimaan dosis melebihi 1 mSv/tahun.
2. Pergerakan *masterslave manipulator* pada arah x , y dan z harus lancar tanpa hambatan sama sekali.
3. Pergerakan sistem *conveyor* yang ada di bawah meja Hot Cell pada saat membawa boks yang berisi zat radioaktif Co – 60 untuk menuju ke beberapa Hot Cell harus berjalan sangat lancar tanpa hambatan sama sekali.
4. Pergerakan sistem *plugdoor* pada saat sebelum pemasukan zat radioaktif Co – 60 ke dalam Hot Cell berjalan sangat lancar tanpa hambatan sama sekali.

5. Sistem monitor radiasi harus berfungsi dengan baik , mampu membaca paparan radiasi di dalam Hot Cell pada saat ada zat radioaktif Co – 60.
6. Sistem monitoring udara di daerah kerja harus berfungsi dengan baik.
7. Sistem lepasan melalui *stack monitor* harus berfungsi dengan baik.
8. Sistem suplai udara di dalam Hot Cell, kondisi tekanan udara di dalam Hot Cell dan di luar Hot Cell, suhu dan kelembaban udara di ruangan – ruangan dalam area fasilitas produksi radioisotop harus sesuai standar yang telah ditetapkan.

3.6.2. Uji Coba Panas Fasilitas Produksi Radioisotop

Uji coba panas di fasilitas produksi radioisotop dapat dilakukan dengan proses produksi Mo – 99 menggunakan U – 235 dengan berat minimal 1 gram dan waktu irradiasi selama 127 jam. Melalui proses produksi radioisotop *Molybdenum – 99* ini dilakukan uji fungsi terhadap : sistem *shielding* pada Hot Cell, fungsi *masterslave manipulator*, fungsi sistem conveyor, fungsi sistem *plugdoor*, sistem monitor radiasi pada Hot Cell, paparan radiasi di daerah kerja, kontaminasi permukaan di daerah kerja, sistem monitoring udara daerah kerja dan sistem lepasan melalui *stack monitor* [3,4,5,6].

Dari hasil uji coba panas fasilitas produksi radioisotop harus diperoleh hasil sebagai berikut [3,4,5,6] :

1. Produk Mo-99 yang dihasilkan dari hasil proses produksi harus memenuhi standar kualitas yang ditetapkan, yaitu :
 - a. Chemical form : ⁹⁹Mo sebagai Na₂ Mo₂O₄ dalam 0,2 N larutan NaOH.
 - b. Activity Concentration: > 1000 mCi/ml (0,37 GBq/ml).
 - c. Specific Activity: > 10 Ci/gram.
 - d. Radionuclidic purity :
 1. I – 131 : < 0,05 uCi/mCi Mo – 99.
 2. Ru – 103 : < 0,05 uCi/mCi Mo – 99.
 3. Sr – 89 : < 6 x 10⁻⁴ uCi/mCi Mo – 99.
 4. Sr – 90 : < 6 x 10⁻⁵ uCi/mCi Mo – 99.
 5. Other Gamma detected : < 0,1 uCi/mCi Mo – 99.
 6. Alpha contamination: < 10⁻⁶ uCi/mCi Mo – 99.
2. Pada saat berlangsungnya proses produksi Mo – 99, sistem *shielding* pada Hot Cell harus mampu menahan radiasi pada permukaan lead glass dan dinding beton Hot Cell yang tidak mengakibatkan adanya penerimaan dosis melebihi 1 mSv/tahun.
3. Sistem monitor radiasi pada saat berlangsungnya proses produksi Mo - 99 harus berfungsi dan mampu membaca paparan radiasi di dalam Hot Cell dengan baik.
4. Sistem monitoring udara di daerah kerja harus berfungsi dengan baik.

5. Sistem lepasan melalui *stack monitor* harus berfungsi dengan baik.

3.6.3. Uji Coba Panas Fasilitas Produksi Radiofarmaka

Uji coba panas di fasilitas produksi radiofarmaka dapat dilakukan dengan proses produksi *Generator Tc – 99m* aktivitas 208 mCi. Melalui proses produksi *Generator Tc – 99m* ini dilakukan uji fungsi terhadap : sistem *shielding* pada *Hot Cell*, fungsi *masterslave manipulator*, fungsi sistem *conveyor*, fungsi sistem *plugdoor*, sistem monitor radiasi pada *Hot Cell*, paparan radiasi di daerah kerja, kontaminasi permukaan di daerah kerja dan sistem monitoring udara daerah kerja [3,4,5,6].

Dari hasil uji coba panas fasilitas produksi radiofarmaka harus diperoleh hasil sebagai berikut :

1. Produk *Generator Tc-99m* yang dihasilkan harus memenuhi standar kualitas yang ditetapkan, yaitu :
 - a. *Radionuclidic purity* :

Mo – 99	: ≤ 0,015 uCi/mCi Tc – 99m
I – 131	: ≤ 0,05 uCi/mCi Tc – 99m
Ru - 103	: ≤ 0,05 uCi/mCi Tc – 99m
.	.
Sr – 89	: ≤ 0,0006 uCi/mCi Tc – 99m .
Sr – 90	: ≤ 0,00006 uCi/mCi Tc – 99m .
Others	: ≤ 0,1 uCi/mCi Tc – 99m .
 - b. *Radiochemical purity* : > 95 % TcO_4^-
 - c. *Pyrogenity : Pyrogen Free (Test by rabbit)*
 - d. *Sterility* : Sterile
 - e. pH : 4,5 – 7,5
2. Pada saat berlangsungnya proses loading Mo – 99 pada kolom *Generator Tc – 99m* di dalam *Hot Cell Generator* , sistem *shielding* pada *Hot Cell* harus mampu menahan paparan radiasi pada permukaan lead glass dan dinding beton *Hot Cell* dengan kerapatan 3,2 gram/m³ yang tidak mengakibatkan adanya penerimaan dosis melebihi 1 mSv/tahun.
3. Sistem monitor radiasi pada saat berlangsungnya proses loading Mo – 99 pada kolom *Generator Tc – 99m* di dalam *Hot Cell* harus berfungsi dengan baik.
4. Setelah dilakukan pengemasan , besarnya paparan radiasi pada permukaan *bungkusan Generator Tc – 99m* harus kurang dari 200 mR/jam (2 mSv/j).

3.7. Program Jaminan Mutu Komisioning

3.7.1. Pengelola Jaminan Mutu

Pengelolaan jaminan mutu komisioning IPRR sepenuhnya merupakan tanggungjawab pemegang izin konstruksi yang dibantu oleh Satuan Jaminan Kualitas dan personil yang terlibat dalam kegiatan komisioning [4].

3.7.2. Kebijakan Jaminan Mutu.

Kebijakan kualitas terkait komisioning IPRR adalah komitmen, ketetapan dan arahan secara menyeluruh tentang kegiatan komisioning dan

dinyatakan secara resmi oleh pemegang izin konstruksi berdasarkan pada visi dan misi komisioning dengan memberikan perhatian utama pada komitmen manajemen untuk memenuhi persyaratan komisioning serta meningkatkan efektivitas yang terus menerus [4].

3.7.3. Prosedur Pelaksanaan Jaminan Mutu.

Prosedur pelaksanaan jaminan mutu tentang komisioning disiapkan oleh pemegang izin konstruksi dibantu oleh satuan jaminan kualitas dan personil lain yang ditunjuk [4].

3.7.4. Program Audit Mutu

Pemegang izin konstruksi melaksanakan audit internal pada kurun waktu terencana untuk menentukan apakah sistem manajemen kualitas komisioning [4]:

1. Memenuhi pengaturan yang direncanakan pada persyaratan sistem manajemen kualitas yang ditetapkan.
2. Telah diterapkan dan dipelihara secara efektif.
3. Telah menerapkan ketentuan – ketentuan tentang keselamatan.

3.7.5. Pengendalian Dokumen

Pihak pemegang izin konstruksi melakukan pengendalian terhadap dokumen yang digunakan pada kegiatan komisioning serta diperlukan oleh sistem manajemen kualitas.

Prosedur pengendalian dokumen yang diterapkan pada kegiatan komisioning perlu memperhatikan hal-hal berikut [4] :

- a. Persetujuan kesesuaian dokumen sebelum diterbitkan;
- b. Peninjauan, pembaharuan seperlunya dan persetujuan ulang dokumen;
- c. Identifikasi perubahan dan status revisi terkini dari dokumen;
- d. Menjamin bahwa versi yang relevan dari dokumen yang diterapkan itu tersedia di tempat pemakaian;
- e. Menjamin bahwa dokumen selalu dapat dibaca, dan mudah untuk dikenali;
- f. Menjamin bahwa dokumen yang berasal dari eksternal adalah teridentifikasi dan pendistribusiannya terkendali; dan
- g. Mencegah penggunaan tak disengaja dari dokumen lama atau tidak berlaku lagi, dan menerapkan cara identifikasi yang tepat untuk dokumen itu bila masih dipertahankan untuk suatu maksud tertentu.

3.7.6. Pengendalian Rekaman

Pihak pemegang izin konstruksi menetapkan dan memelihara pengendalian rekaman yang dihasilkan dari pelaksanaan kegiatan komisioning. Prosedur pengendalian rekaman untuk pelaksanaan kegiatan komisioning perlu memperhatikan dan menetapkan identifikasi, penyimpanan, perlindungan, pengambilan, masa simpan dan perlakuan terhadap rekaman [4].

Rekaman kualitas dibutuhkan untuk memberikan bukti kesesuaian terhadap persyaratan dan efektivitas operasional dari sistem manajemen kualitas.

3.7.7. Kendali Ketidaksesuaian

Sesuai dengan dokumen pengendalian kualitas kegiatan komisioning yang tidak sesuai maka pihak pemegang izin konstruksi [4] :

1. Memastikan bahwa kualitas kegiatan komisioning yang dihasilkan yang tidak sesuai dengan persyaratan pekerjaan (baik dari segi kualitas maupun keselamatan) ditandai dan dikendalikan, untuk mencegah terulangnya kembali kejadian yang sama.
2. Menetapkan prosedur terdokumentasi untuk pengendalian, tanggung jawab dan wewenang terkait dengan kualitas kegiatan komisioning yang tidak sesuai,
3. Memperlakukan kualitas kegiatan komisioning yang tidak sesuai dengan satu atau lebih cara berikut dengan :
 - a. Mengambil tindakan untuk menghilangkan ketidaksesuaian yang ditemukan;
 - b. Membolehkan penerimaan kualitas kegiatan komisioning melalui konsesi (kelonggaran) oleh pegawai berwenang yang relevan.

3.8. Pelaporan Komisioning

Sebagai wujud pertanggungjawaban terhadap pelaksanaan komisioning, maka pemegang izin konstruksi harus menyusun laporan pelaksanaan komisioning secara lengkap untuk disampaikan kepada badan pengawas.

IV. KESIMPULAN

Sejak IPRR dibangun pada tahun 1987 sampai saat ini belum ada ketentuan yang secara khusus mengatur tentang komisioning IPRR. Pelaksanaan komisioning IPRR pada tahun 1989 dilakukan dengan mengikuti ketentuan yang dibuat oleh Medhi Physics selaku pihak yang melakukan alih teknologi dengan BATAN.

Secara garis besar komisioning IPRR terbagi dalam dua tahap, yaitu tahap uji dingin dan tahap uji panas. Uji dingin (baik untuk fasilitas produksi radioisotop maupun produksi radiofarmaka) dilakukan untuk menguji fungsi peralatan, instrumentasi dan sistem proses baik parsial maupun keseluruhan tanpa menggunakan target hasil iradiasi maupun zat radioaktif. Sedangkan uji panas dilakukan dengan menggunakan target hasil iradiasi dan/atau zat radioaktif untuk menguji fungsi seluruh fasilitas dalam kaitan dengan kualitas dan keselamatan.

Uji dingin fasilitas produksi radioisotop dan radiofarmaka dilakukan untuk mengetahui fungsi sistem *shielding* pada *Hot Cell*, sistem *master slave manipulator*, sistem *conveyor*, sistem *plug door*, sistem

monitor radiasi, sistem monitor udara, sistem lepasan melalui *stack monitor* dan sistem suplai udara di dalam *Hot Cell*.

Uji panas fasilitas produksi radioisotop dilakukan dengan proses produksi radioisotop Mo-99 menggunakan U – 235 dengan berat minimal 1 gram dan waktu iradiasi selama 127 jam. Produk Mo-99 yang dihasilkan harus memenuhi standar kualitas yang ditetapkan. Melalui proses produksi radioisotop *Molybdenum – 99* ini dilakukan uji fungsi terhadap : sistem *shielding* pada *Hot Cell*, fungsi *masterslave manipulator*, fungsi sistem *conveyor*, fungsi sistem *plugdoor*, sistem monitor radiasi pada *Hot Cell*, paparan radiasi di daerah kerja, kontaminasi permukaan di daerah kerja, sistem monitoring udara daerah kerja dan sistem lepasan melalui *stack monitor*

Sedangkan uji panas fasilitas produksi radiofarmaka dilakukan dengan proses produksi *Generator Tc-99m* aktivitas 208 mCi. Produk *Generator Tc-99m* yang dihasilkan harus memenuhi standar kualitas yang ditetapkan. Melalui proses produksi *Generator Tc – 99m* ini dilakukan uji fungsi terhadap : sistem *shielding* pada *Hot Cell*, fungsi *masterslave manipulator*, fungsi sistem *conveyor*, fungsi sistem *plugdoor*, sistem monitor radiasi pada *Hot Cell*, paparan radiasi di daerah kerja, kontaminasi permukaan di daerah kerja dan sistem monitoring udara daerah kerja.

Jika pelaksanaan komisioning IPRR telah memenuhi syarat yang ditetapkan, maka pihak PI akan memperoleh izin operasi atau izin produksi dari badan pengawas (BAPETEN).

DAFTAR PUSTAKA

1. Sekretariat Negara, “Peraturan Pemerintah Nomor 54 Tahun 2012 tentang Keselamatan dan Keamanan Instalasi Nuklir”, Jakarta, 2012.
2. Sekretariat Negara, “Peraturan Pemerintah Nomor 2 Tahun 2014 tentang Perizinan Instalasi Nuklir dan Bahan Nuklir”, Jakarta, 2014.
3. Medhi Physics, “ Radioisotope and Radiopharmaceutical Production Intallation”, USA, 1985.
4. PT. Batan Teknologi (Persero), “ Laporan Analisis Keselamatan IPRR”, Revisi 4, Serpong, 2012.
5. Muhammad, Suhaedi,” Kajian Kontaminasi Permukaan Di IPRR Dan Alternatif Solusinya”, Jakarta, 2013.
6. Muhammad, Suhaedi,” Kajian Kontaminasi Udara Di IPRR Dan Alternatif Solusinya”, Jakarta, 2015.

TANYA JAWAB DISKUSI

Penanya: Umi Khasanah

Pertanyaan:

1. Apa yang dimaksud radiofarmaka?
2. Mengapa Cs-137 Perlu dikaji?

Jawaban:

1. Radiofarmaka adalah sediaan obat yang dilabel dengan zat radioaktif. Radiofarmaka dibuat untuk/sebagai diagnosa atau terapi pasien
2. Karena waktu paruh lama & terdeposit di tulang yang sukar keluar dari tubuh

2 .**Nama Penanya:** Mukhlisin

Pertanyaan:

1. Parameter uji apa saja dalam tahapan komisioning?
2. Kenapa tahap uji panas belum dilakukan pada tahapan komisioning?
3. Apakah pengelolaan limbah radioaktif masuk dalam lingkum komsioning?
4. Personil yang melakukan komisioning, kualifikasinya seperti apa?

Jawaban:

1. Uji dingin: fungsi alat utama dan alat penunjang;
Uji panas: alat yang dipakai proses radioaktif.
Parameter:
 - Fungsi
 - Syarat aman dan selamat
2. Tahap uji panas: merupakan tahap pengoperasian fasilitas produksi dengan zat radioaktif yang perlu disaksikan petugas BAPETEN. Saat ini sedang tahap verifikasi dokumen. Uji panas akan dilakukan segera
3. Ya, masuk lingkup efluen
4. Personil masuk dalam syarat jaminan mutu. Dibuktikan dengan sertifikat keahliannya.

3 .**Nama Penanya:** Bambang Eko A.

Pertanyaan:

1. Karena belum ada Perka Komisioning FRZR, bagaimana strategi pelaksanaan komisioningnya?
2. Apa kendala dalam pelaksanaan komisioningnya?

3. Atas pengalaman komisioning ini, apa saran/rekomendasi untuk BAPETEN?

Jawaban:

1. Disiapkan dokumen-dokumen yang diperlukan (seperti komisioning gedung 10)
2. Pemenuhan syarat-syarat teknis sesuai spesifikasi desain.
3. BAPETEN mengeluarkan peraturan komisioning FRZR.
Pengalaman: pemenuhan spesifikasi memerlukan waktu & uji-uji yang memerlukan alat dan waktu yang lama.

Tabel 1. Jadwal Komisioning IPRR

No.	Jenis Pengujian	Waktu Pelaksanaan (Pekan Ke)								Keterangan
		I	II	III	IV	V	VI	VII	VIII	
1. Uji Dingin Fasilitas Produksi Radioisotop dan Radiofarmaka										
Uji Fungsi										
01.	Sistem shielding Hot Cell.									
02.	Sistem master slave manipulator.									
03.	Sistem conveyor.									
04.	Sistem plug door.									
05.	Sistem monitor radiasi									
06.	Sistem monitor udara									
07.	Sistem lepasan.									
08.	Sistem suplai udara Hot Cell									
2. Uji Panas Fasilitas Produksi Radioisotop										
01.	Proses produksi Mo-99									
02.	Uji fungsi :									
	Sistem <i>shielding</i> Hot Cell.									
	Sistem master slave manipulator.									
	Sistem conveyor.									
	Sistem plug door.									
	Sistem monitor radiasi									
	Sistem monitor udara									
	Sistem lepasan.									
	Sistem suplai udara Hot Cell									
3. Uji Panas Fasilitas Produksi Radiofarmaka										
01.	Proses produksi Generator Tc-99m									
02.	Uji fungsi :									
	Sistem shielding Hot Cell.									
	Sistem master slave manipulator.									
	Sistem conveyor.									
	Sistem plug door.									
	Sistem monitor radiasi									
	Sistem monitor udara									
	Sistem lepasan.									
	Sistem suplai udara Hot Cell									



KAJIAN KONTAMINASI CESIUM-137 DI INSTALASI PRODUKSI RADIOISOTOP UPAYA PENANGGULANGAN DAN PENCEGAHANNYA

Suhaedi Muhammad¹, Rr.Djarwanti,RPS²

¹Pusat Teknologi Keselamatan Dan Metrologi Radiasi

²Pusat Teknologi Radioisotop dan Radiofarmaka

suhaedi.muhammad62@gmail.com

ABSTRAK

KAJIAN KONTAMINASI CESIUM-137 DI INSTALASI PRODUKSI RADIOISOTOP,UPAYA PENANGGULANGAN DAN PENCEGAHANNYA. Kontaminasi Cesium – 137 (Cs-137) yang terjadi di instalasi produksi radioisotop dan radiofarmaka (IPRR) merupakan salah satu potensi bahaya yang dapat mengakibatkan terjadinya dampak radiologi baik bagi pekerja radiasi itu sendiri maupun bagi lingkungan dan masyarakat. Kontaminasi Cs-137 dapat terjadi karena pecahnya botol yang berisi produk hasil fisi (*Radioactive Fission Product Waste, RFW*) di dalam *Hot Cell*. Adapun penyebaran kontaminasi Cs-137 baik di daerah kerja aktif maupun di area lain di lingkungan IPRR terjadi karena adanya kegagalan sistem VAC dan sistem filtrasi *Hot Cell*. Terjadinya penyebaran kontaminasi Cs-137 akan berpengaruh pada kesehatan pekerja radiasi karena zat kontaminan tersebut akan terhirup masuk ke dalam tubuh pekerja radiasi. Khusus untuk Cs-137, jika dari hasil pemeriksaan dengan *whole body counting* (WBC) aktivitasnya di dalam tubuh pekerja radiasi mencapai nilai 10 nCi, maka yang bersangkutan harus diistirahatkan dari bekerja di daerah radiasi dan/atau kontaminasi. Pekerja radiasi ini baru diizinkan bekerja kembali apabila dari hasil pemeriksaan WBC nilai aktivitas Cs-137 yang terdeteksi sebesar 1,5 nCi. Untuk menanggulangi kontaminasi Cs-137 ini, terlebih dahulu botol RFW yang pecah di dalam *Hot Cell* dimasukkan ke dalam kaleng dan ditutup rapat. Selanjutnya dilakukan perbaikan sistem VAC, sistem filtrasi *Hot Cell*, pemantauan laju paparan radiasi, pemantauan kontaminasi udara, pemantauan kontaminasi permukaan dan dekontaminasi sesuai dengan ketentuan proteksi dan keselamatan radiasi. Sedangkan tindakan pencegahannya adalah pemantauan kondisi fisik botol RFW secara berkala, perawatan sistem VAC dan sistem filtrasi sesuai jadwal dan pemantauan pola aliran udara antar ruang dan *Hot Cell* serta pemantauan sistem damper *Hot Cell* secara berkala.

Kata Kunci : *Kontaminasi, Cesium-137, Dampak radiologi*

ABSTRACT

STUDY OF CESIUM – 137 CONTAMINATION IN RADIOISOTOPE INSTALLATION PRODUCTION, MITIGATION AND PREVENTION EFFORTS. Cesium contamination - 137 (Cs-137) which occurred in the installation of the production of radioisotopes and radiopharmaceutical (IPRR) is one of the potential hazards that could result in impacts radiology for radiation workers themselves and for the environment and society. Cs-137 contamination can occur due to rupture of a bottle containing fission products (Fission Product Radioactive Waste, RFW) in the Hot Cell. The deployment of Cs-137 contamination both in the active work area as well as in other areas in the neighborhood IPRR occurs because of the failure of the VAC system and filtration systems Hot Cell. The spread of Cs-137 contamination will affect the health of radiation workers because contaminants will be breathed into the body of radiation workers. Especially for Cs-137, if the results of the examination by whole body counting (WBC) activity in the body radiation worker reaches 10 nCi, the subject must be rested from the work in the area of radiation and / or contamination. The new radiation worker is allowed to work again if the results of the examination WBC value of the activity of Cs-137 were detected at 1.5 nCi. To overcome these Cs-137 contamination, advance RFW bottle smashed on the Hot Cell put into cans and sealed. Furthermore, the improvement of VAC systems, filtration systems Hot Cell, monitoring the rate of exposure to radiation, air contamination monitoring, monitoring of surface contamination and decontamination in accordance with the provisions of radiation protection and safety. While preventive measures are monitoring the physical condition RFW bottle at regular intervals, the VAC system treatment and filtration systems on schedule and monitoring of air flow patterns between space and the Hot Cell and monitoring systems damper Hot Cell at regular intervals.

Keywords: *Contamination, Cesium-137, Impact of radiology*

I. PENDAHULUAN

Instalasi Produksi Radioisotop Dan Radiofarmaka (IPRR) sebagai instalasi yang memproduksi berbagai jenis produk radioisotop dan radiofarmaka dalam menjalankan kegiatan produksinya berpotensi menimbulkan dampak

radiologi baik bagi pekerja, masyarakat maupun lingkungan.

Potensi bahaya di IPRR yang dapat menimbulkan dampak radiologi diantaranya adalah kontaminasi permukaan dan kontaminasi udara. Jenis kontaminasi ini dapat terjadi di lingkungan fasilitas produksi

radioisotop, fasilitas produksi radiofarmaka, fasilitas kendali kualitas dan area lainnya di lingkungan IPRR serta berpotensi keluar dari gedung IPRR.

Salah satu jenis kontaminasi yang memiliki dampak radiologi yang cukup signifikan baik bagi pekerja, masyarakat maupun lingkungan adalah kontaminasi permukaan dan kontaminasi udara yang disebabkan karena adanya penyebaran Cesium-137 (Cs-137) [1,2,3].

Penyebaran kontaminasi Cs-137 baik di daerah kerja aktif maupun di area lain di lingkungan IPRR atau bahkan sampai keluar gedung IPRF akan terjadi jika ada botol yang berisi produk hasil fisi (dalam bentuk *Radioactive Fission Waste*, RFW) pecah di dalam *Hot Cell* serta sistem VAC dan sistem filtrasi *Hot Cell* mengalami kegagalan fungsi.

II. METODOLOGI

Metodologi yang digunakan dalam penyusunan kajian kontaminasi Cs-137 di IPRR dan upaya penanggulangannya adalah :

1. Kajian penerapan dokumen *Health Physics* yang diterbitkan oleh *Medhi Physics*, dokumen Preliminary Design volume 1-8 terbitan *Medhi Physics* tahun 1987, dokumen laporan analisis keselamatan IPRR revisi 4 tahun 2011 [1,2,3,4,5].
2. Tinjauan pengalaman berkaitan dengan penanggulangan kontaminasi di IPRR.

III. HASIL DAN PEMBAHASAN SUMBER POTENSI

Bahan sasaran U-235 seberat 1,5 gram yang dielektrolisa larutan pada permukaan bagian dalam tabung stainless steel dengan ukuran panjang 46 cm dan diameter 3 cm diiradiasi di reaktor selama 240 jam dengan flux neutron 2×10^{14} n/cm²/detik, disamping akan menghasilkan 3 jenis radioisotop utama yaitu *Molybdenum-99* (700 Curie), *Xenon-133* (540 Curie) dan *Iodine-131* (210 Curie) juga akan dihasilkan Cs-137 dengan aktivitas 30 Ci [1,2,3].

Radioisotop Cs-137 dari hasil fisi ini terkungkung di dalam sebuah botol dengan spesifikasi khusus yang memiliki ketahanan sampai dengan 15 tahun jika ditempatkan di dalam *Hot Cell* dengan radiasi tinggi [1,2,3].

FAKTOR PENYEBAB KONTAMINASI Cs-137 DAN PENYEBARANNYA

Pecahnya Botol RFW

Botol yang berisi RFW yang terlalu lama tersimpan di dalam *Hot Cell* dengan radiasi tinggi akan mengalami kerapuhan dan akhirnya bisa pecah.

Jika botol penyimpan RFW ini pecah sementara kondisi ruangan *Hot Cell* bermasalah (berubahnya tekanan negatif akibat adanya gangguan sistem VAC dan adanya gangguan pada sistem filtrasi), maka akan mengakibatkan terjadinya penyebaran kontaminasi Cs-137 di udara yang selanjutnya bisa mengakibatkan terjadinya kontaminasi permukaan [1,2,3].

Gangguan Sistem VAC

Semakin tua usia IPRR, maka kondisi sistem VAC akan semakin rentan mengalami kerusakan. Dari sekian banyak komponen sistem VAC, ada beberapa komponen yang jika telah berubah kondisi fisiknya akan sangat memberikan dampak terhadap keselamatan dan kesehatan baik bagi pekerja radiasi, masyarakat maupun lingkungan. Komponen sistem VAC yang dimaksud adalah : *van belt*, sistem *bearing*, batang As dan sistem motor [1,2,3].

Perubahan kondisi *van belt* dan lubang *bearing* yang sudah tidak sesuai dengan standar dengan ukuran batang As akan sangat berpengaruh pada putaran batang As tersebut. Dampaknya akan terjadi perubahan tekanan negatif ruangan termasuk *Hot Cell* tempat penyimpanan botol RFW sehingga mengakibatkan terjadinya pergerakan Cs-137 dari dalam *Hot Cell* ke luar [1,2,3].

Gangguan Pola Aliran Udara Antar Ruang

Pada saat operasi normal ketika sistem ventilasi berfungsi dengan sempurna, maka di dalam gedung IPRR udara bergerak menuju ke ruangan dengan tekanan yang jauh lebih negatif. Udara mengalir dari daerah dengan potensi kontaminasi rendah menuju ke daerah dengan potensi kontaminasi yang lebih tinggi [1,2,3].

Umumnya di IPRR dimanapun adanya, pola aliran udara ini terbagi ke dalam dua kategori yaitu berdasarkan disain dan berdasarkan hasil pengukuran. Pada tulisan ini tidak akan dicantumkan nilai batas kecepatan aliran udara antar ruang berdasarkan disain karena untuk masing-masing IPRR di beberapa negara menetapkan nilai yang berbeda namun patokannya adalah penyimpangan antara hasil pengukuran dengan nilai disain tidak boleh lebih dari 15%. Namun sebagai contoh kecepatan aliran udara dari ruang *Gallery Hot Cell* ke ruang *Hot Cell Service Area* secara desain nilainya 1,01 m/detik sedangkan hasil pengukuran nilainya 1,182 m/detik [1,2,3].

Perubahan pola aliran udara antar ruang di IPRR dapat terjadi karena beberapa faktor, yaitu [1,2,3] :

1. Gangguan pada beberapa komponen sistem VAC seperti : retak atau pecahnya bearing, kondisi as yang bengkok sehingga gerakannya tidak seimbang dan sudah kendornya *van belt*.
2. Terbukanya jendela dan pintu serta lubang *outlet* lainnya.
3. Tidak berfungsinya sistem *dampner* dan *blower* secara sempurna.
4. Tidak berfungsinya sistem filtrasi karena kondisi filter yang sudah jenuh dan kotor.
5. Rusaknya sensor volume pada bagian atas aliran udara fan.
6. Rusaknya pengatur kecepatan yang ada pada fan.

Jika terjadi perubahan pola aliran udara antar ruangan, maka pergerakan kontaminasi Cs-137 tidak hanya terjadi di daerah kerja aktif saja akan tetapi juga di area lainnya di lingkungan IPRR.

Gangguan Tekanan Negatif Di Dalam Hot Cell Tempat Penyimpanan Botol RFW

Sistem VAC di IPRR umumnya terdiri dari sistem C-1 yang digunakan mensuplai ruang Hot Cell dan sistem C-2 yang digunakan untuk mensuplai daerah kerja lainnya.

Jika terjadi kerusakan pada sistem C-1 baik karena adanya kerusakan komponen sistem VAC maupun karena adanya gangguan pada sistem filtrasi Hot Cell, maka akan terjadi perubahan tekanan negatif di dalam Hot Cell yang berdampak keluarnya bahan radioaktif hasil fisi Cs-137 dari dalam botol RFW.

Keluarnya bahan radioaktif Cs-137 dari dalam Hot Cell dapat mengakibatkan kenaikan tingkat kontaminasi udara di daerah kerja (khususnya Gallery Hot Cell, Hot Cell Service Area dan ruang penyiapan sampel) yang bisa melebihi batas yang diizinkan [1,2,3].

Gangguan Pada Sistem Filtrasi Hot Cell Tempat Penyimpanan Botol RFW

Pada umumnya IPRR memiliki sistem filtrasi yang terdiri dari sistem filter Hot Cell dan sistem filter utama.

Untuk sistem filtrasi Hot Cell umumnya terdiri dari dua perangkat filter dimana masing-masing perangkat diisi 36 buah filter dan 1 filter karbon aktif. Pada kondisi daya normal biasanya disiapkan 2 unit beroperasi dan 1 unit *standby*, sedangkan pada kondisi daya darurat biasanya disiapkan 1 unit beroperasi dan 2 unit *standby*. Pada kondisi perawatan Hot Cell disiapkan 2 unit beroperasi dan 1 unit *standby* dengan pemanasan udara buang sebesar 43,3° C [1,2,3].

Jika terjadi gangguan pada sistem filtrasi Hot Cell tempat penyimpanan botol RFW baik karena kondisinya yang sudah jenuh (daya serap kurang dari 50%) maupun karena adanya kerusakan, maka akan berdampak keluarnya Cs-137 dari sistem filtrasi yang mengakibatkan terjadinya kontaminasi udara dan kontaminasi permukaan di daerah kerja yang nilainya bisa melebihi nilai batas yang diizinkan [1,2,3].

LOKASI KENA DAMPAK

Jika terjadi kontaminasi Cs-137 maka akan memberikan dampak terjadinya kenaikan laju paparan radiasi, kontaminasi udara dan kontaminasi permukaan pada beberapa lokasi di dalam gedung IPRR, yaitu :

1. Area produksi radioisotop, yang meliputi : ruang penyiapan bahan baku, ruang Gallery Hot Cell, ruang Hot Cell Service Area, ruang produksi P-32, ruang *electro plating*, ruang analisa Uranium, ruang analisa sampel, ruang depan Gallery Hot Cell, ruang ganti pakaian, lorong bagian depan dan belakang ruang keselamatan dan ruang *truckbay*.
2. Area produksi radiofarmaka, yang meliputi : lorong depan ruang ganti pakaian, ruang perakitan Generator Tc-99m, ruang produksi senyawa bertanda, ruang belakang Hot Cell Generator Tc-99m, ruang pembongkaran box Generator Tc-99m dan ruang pengemasan.

3. Area kendali kualitas, yang meliputi : lorong depan ruang pemeriksaan kualitas produk, ruang pemeriksaan kualitas produk dan lorong kandang hewan percobaan.

Sedangkan lokasi di luar gedung IPRR yang terkena dampak meliputi :

1. Bagian belakang gedung IPRR, yang meliputi area jalan dan saluran air.
2. Samping kanan gedung IPRR, yang meliputi area jalan dan saluran air.
3. Samping kiri gedung IPRR, yang meliputi area jalan dan saluran air.
4. Bagian depan gedung IPRR, yang meliputi area jalan dan saluran air.

DAMPAK KONTAMINASI Cs-137 BAGI KESEHATAN PEKERJA RADIASI

Terjadinya penyebaran kontaminasi Cs-137 di daerah kerja maupun area lainnya di lingkungan IPRR akan berdampak pada kesehatan pekerja radiasi. Kontaminan Cs-137 akan bisa terhirup masuk ke tubuh pekerja radiasi.

Guna mengetahui ada tidaknya kontaminasi interna oleh Cs-137, maka pekerja radiasi tersebut diwajibkan untuk melakukan pemeriksaan *whole body counting* (WBC). Jika dari hasil pemeriksaan diperoleh nilai aktivitas Cs-137 sebesar 10 nCi, maka yang bersangkutan harus diistirahatkan sementara dari bekerja di daerah radiasi dan/atau daerah kontaminasi sampai hasil pemeriksaan WBC berikutnya jumlah aktivitas Cs-137 di dalam tubuhnya kurang dari 1,5 nCi. Untuk mengurangi kandungan Cs-137 di dalam tubuh, yang bersangkutan harus meminum larutan *Frussian Blue* yang dicampur dengan 1 sendok air dengan dosis : mula-mula 1 gram, 4 jam kemudian 5 gram dan 4 jam berikutnya 5 gram lagi [4,5,6].

TINDAKAN PENANGGULANGAN

Pengungkungan Botol RFW Yang Pecah

Untuk mencegah penyebaran kontaminasi Cs-137 yang berkelanjutan, maka langkah awal botol RFW yang retak atau pecah tersebut di dalam Hot Cell dimasukkan ke dalam kaleng yang sudah berisi identitas nomor serie botol RFW dan tanggal proses produksi kemudian ditutup rapat.

Perbaikan Sistem VAC dan Sistem Filtrasi

Guna mencegah terjadinya kontaminasi udara oleh Cs-137 secara berkepanjangan, maka harus sesegera mungkin dilakukan perbaikan baik sistem VAC maupun sistem filtrasi yang meliputi [1,2,3] :

1. Penggantian *van belt* yang kendor dengan yang baru.
2. Penggantian *bearing* dengan yang baru baik karenaudukannya yang sudah goyang, retak maupun pecah.
3. Penggantian batang As dengan yang baru baik karena retak maupun karena sudah bengkok sehingga gerakannya sudah tidak teratur.
4. Penggantian sistem motor dengan yang baru.

5. Penggantian sistem filtrasi (*pre filter*, *medium filter* dan *Hepa filter*) dengan yang baru.
6. Perbaikan sistem *damper* dan sistem *blower Hot Cell*.
7. Penggantian sensor volume pada bagian atas aliran udara fan.
8. Penggantian pengatur kecepatan yang ada pada fan.
9. Penggantian sensor suhu yang ada pada bank filter agar kondisi suhu charcoal dapat terpantau secara tepat dan benar.
10. Perapatan celah-celah baik yang ada pada pintu maupun jendela yang berpengaruh terhadap pola aliran udara.

Jika sistem VAC dan sistem filtrasi sudah selesai diperbaiki, maka harus dilakukan pemantauan pola aliran udara baik antar ruangan maupun *Hot Cell*. Tujuannya untuk memastikan bahwa udara telah benar bergerak dari daerah dengan tekanan positif menuju ke daerah dengan tekanan negatif (khususnya *Hot Cell*) [1,2,3].

Pemantauan Laju Paparan Radiasi

Untuk mengetahui seberapa besar laju paparan radiasi yang terjadi akibat adanya kontaminasi Cs-137, maka harus dilakukan pemantauan laju paparan radiasi :

1. Di daerah kerja aktif maupun di area lain di lingkungan dalam IPRR.
Dari hasil pemantauan laju paparan radiasi ini dapat dilihat apakah nilainya masih di bawah batas zona radiasi yang ditetapkan atau telah melebihi. Jika nilainya melebihi maka harus segera dilakukan tindakan sesuai dengan ketentuan proteksi dan keselamatan radiasi.
2. Pada beberapa lokasi di luar gedung IPRR (samping kanan, samping kiri, bagian depan dan bagian belakang).
Jika ada suatu lokasi terukur nilai laju paparan radiasinya jauh lebih besar dari 0,15 uSv/jam (tiga kali dari 0,05 uSv/jam), maka harus segera dilakukan tindakan penanganan sumber penyebab adanya laju paparan radiasi tersebut sesuai dengan ketentuan proteksi dan keselamatan radiasi.
Adanya lokasi yang memiliki nilai laju paparan radiasi melebihi batas yang ditetapkan dapat disebabkan oleh adanya penyebaran kontaminasi Cs-137 yang berasal dari dalam gedung IPRR. Penyebaran kontaminasi ini dapat terjadi karena tindakan tidak disiplin baik yang dilakukan oleh pekerja radiasi atau petugas proteksi radiasi yang memasuki daerah kerja di dalam gedung IPRR dalam kondisi masih terkontaminasi.
Apabila tindakan penanganan terhadap sumber paparan radiasi yang ada di luar gedung IPRR tidak segera dilakukan maka akan berdampak terjadinya penyebaran kontaminasi ke lokasi lain baik akibat pengaruh aliran air di saat terjadinya hujan maupun karena terinjak oleh orang yang lalu lalang di sekitar gedung IPRR.

Pemantauan Kontaminasi Udara

Untuk mengetahui seberapa besar kontaminasi udara yang terjadi akibat adanya kontaminasi Cs-137, maka harus dilakukan pemantauan kontaminasi udara baik di daerah kerja aktif (area produksi radioisotop, area produksi radiofarmaka dan area kendali kualitas) maupun di area lain di lingkungan dalam IPRR (area perkantoran di lantai 2).

Dari hasil pemantauan kontaminasi udara ini dapat dilihat apakah nilainya masih di bawah batas yang ditetapkan (0,1 Bq/l) atau melebihi. Jika nilainya masih melebihi nilai batas yang ditetapkan maka harus segera dilakukan pengaturan sistem VAC dengan metode *blocking area* (memfokuskan suplai udara bersih ke lokasi tertentu).

Pemantauan Kontaminasi Permukaan Dan Dekontaminasi

Untuk mengetahui seberapa besar kontaminasi permukaan yang terjadi akibat adanya kontaminasi Cs-137, maka harus dilakukan pemantauan kontaminasi permukaan baik di daerah kerja aktif (area produksi radioisotope, area radiofarmaka dan area kendali kualitas) maupun di area lain di lingkungan IPRR (area perkantoran di lantai 2).

Dari hasil pemantauan kontaminasi permukaan ini dapat dilihat apakah nilainya masih di bawah batas yang ditetapkan (3,7 Bq/cm²) atau melebihi. Jika nilainya masih melebihi batas yang ditetapkan maka harus segera dilakukan dekontaminasi sampai diperoleh nilai tingkat kontaminasi permukaannya kurang dari 3,7 Bq/cm². Untuk lapisan permukaan yang susah didekontaminasi, maka lapisan permukaan tersebut harus diganti dengan yang baru sehingga benar-benar aman dan bebas kontaminasi.

Untuk mencegah terjadinya penyebaran kontaminasi keluar gedung IPRR, maka setiap personil yang akan keluar gedung IPRR harus dilakukan pemeriksaan kontaminasi baik dengan menggunakan surveymeter kontaminasi maupun dengan *Hand and Foot Monitor*.

TINDAKAN PENCEGAHAN

Guna mencegah terjadinya kontaminasi Cs-137 yang dapat mengakibatkan adanya dampak radiologi baik di lingkungan dalam gedung IPRR maupun di luar gedung IPRR, ada beberapa upaya pencegahan yang dapat dilakukan, yaitu :

1. Pemantauan kondisi botol RFW yang ada di dalam *Hot Cell* secara berkala.
2. Perawatan sistem VAC secara berkala sesuai dengan jadwal perawatan yang telah disahkan oleh satuan jaminan kualitas.
3. Perawatan sistem filtrasi secara berkala sesuai dengan jadwal perawatan yang telah disahkan oleh satuan jaminan kualitas.
4. Pemantauan pola aliran udara antar ruang dan *Hot Cell* secara berkala.
5. Pemantauan sistem damper *Hot Cell* secara berkala.

IV. KESIMPULAN

Berasarkan uraian tersebut di atas dapat ditarik kesimpulan bahwa terjadinya kontaminasi Cs-137 disebabkan karena adanya botol RFW di dalam *Hot Cell* yang berisi produk hasil fisi yang pecah. Sedangkan terjadinya penyebaran kontaminasi Cs-137 baik di daerah kerja aktif maupun area lain di lingkungan IPRR dikarenakan adanya gangguan sistem VAC dan sistem filtrasi *Hot Cell* serta tidak disiplinnya pekerja radiasi maupun petugas proteksi radiasi yang keluar masuk gedung IPRR. Adanya kontaminasi Cs-137 ini akan berdampak pada kesehatan pekerja radiasi yang bekerja di IPRR.

Tindakan penanggulangan yang dilakukan untuk mengatasikontaminasi Cs-137 ini adalah pengungkungan botol RFW yang pecah dengan menggunakan kaleng dan ditutup rapat, perbaikan sistem VAC dan sistem filtrasi *Hot Cell*, pemantauan laju paparan radiasi baik di dalam maupun di luar gedung IPRR, pemantauan kontaminasi udara dan kontaminasi permukaan serta dekontaminasi secara menyeluruh.

Sedangkan tindakan pencegahannya adalah pemantauan kondisi fisik botol RFW secara berkala, perawatan sistem VAC dan sistem filtrasi sesuai jadwal dan pemantauan pola aliran udara antar ruang dan *Hot Cell* serta pemantauan sistem damper *Hot Cell* secara berkala.

DAFTAR PUSTAKA

1. Medhi Physics, “ Health Physics “, Medhi Physics,1987.
2. Medhi Physics, “ Preliminary Design volume 1–8”, Medhi Physics, 1987.
3. PT. Batan Teknologi (Persero), “ Laporan Analisis Keselamatan Instalasi Produksi Radioisotop Dan Radiofarmaka (IPRR) Revisi 4 “, Serpong, 2011.
4. Colard,J.F., Verly,W.G., Henry,J.A., Boulenger,R.R., “ Health Physics ‘, 11 (1965),23.
5. Richmond,C.R., “ Accelerating The Turnover of Internally Deposited Radiocaesium “, Diagnosis and Treatment of Deposited Radionuclides (Kornberger,H.A., Norwood,W.D., eds), Excerpta Medica Foundation, New York, (1968), 315.
6. Badan Tenaga Atom Nasional, “ Petunjuk Pelaksanaan Tindakan Medik Dini Terhadap Kemungkinan Cidera Karena Radiasi (Terjemahan Safety Series Nomor 47 : “ Manual on Early Medical Treatment of Possible Radiation Injury “), Jakarta, 1980.



PENGUKURAN LAJU DOSIS EKIVALEN AMBIEN KAMERA GAMMA RADIOGRAFI JENIS PORTABEL TANPA SUMBER RADIOAKTIF

B.Y. Eko Budi Jumpeno

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi

jumpeno@batan.go.id

ABSTRAK

PENGUKURAN LAJU DOSIS EKIVALEN AMBIEN KAMERA GAMMA RADIOGRAFI JENIS PORTABEL TANPA SUMBER RADIOAKTIF. Mengingat kamera gamma seri Tech Ops 660 dan model Delta 880 banyak digunakan dalam industri radiografi di Indonesia dan kamera seri Tech Ops 660 tidak dapat digunakan lagi setelah tahun 2017, maka kajian terhadap paparan radiasi pada kedua model kamera gamma tersebut sangat diperlukan. Sejak ditetapkan sebagai Laboratorium Uji Radiografi Industri melalui Keputusan Kepala BAPETEN No. 1406/K/XII/2014, PTKMR telah menguji 36 kamera gamma radiografi portabel pada tahun 2015. Kamera gamma yang diuji meliputi 11 kamera model Tech Ops 660 (kapasitas 100 Ci), 6 kamera model Tech Ops 660 A (kapasitas 120 Ci), 17 kamera model Tech Ops 660 B (kapasitas 140 Ci), dan 2 kamera model Sentinel Delta 880 (kapasitas 150 Ci). Merujuk SOP 005.003/OT 01 01/KMR 4.1 tentang Uji Kelayakan Peralatan Radiografi Gamma Industri, pengujian kamera gamma industri meliputi uji kebocoran radioaktif, uji kebocoran radiasi, serta uji visual dan ketahanan proyeksi. Metode uji kebocoran radiasi mencakup pengukuran laju dosis ekivalen ambien tanpa dan dengan sumber radioaktif pada permukaan kamera gamma, jarak 5 cm dan 1 meter dari permukaan kamera gamma. Hasil pengukuran laju dosis ekivalen ambien rata-rata tertinggi pada semua model kamera gamma tanpa sumber radioaktif adalah 7,55 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ (permukaan Tech Ops 660 B), 3,88 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ (5 cm dari permukaan Delta 880) dan 0,13 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ (1 meter dari permukaan Tech Ops 660 B). Laju dosis ekivalen ambien tertinggi pada permukaan untuk semua model kamera gamma adalah pada sisi kiri Tech Ops 660 B disusul sisi kanan Delta 880 dengan laju dosis 7,55 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ dan 6,84 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$. Hasil pengukuran laju dosis pada permukaan kamera gamma tanpa sumber menunjukkan bahwa laju dosis ekivalen ambien rata-rata tertinggi terukur pada kamera gamma model Tech Ops 660 B dan terendah adalah pada Sentinel Delta 880.

Kata kunci: laju dosis, kamera gamma portabel tanpa sumber.

ABSTRACT

MEASUREMENT OF AMBIENT EQUIVALENT DOSE RATE OF PORTABLE RADIOGRAPHY GAMMA CAMERA WITHOUT RADIOACTIVE SOURCE . Given that gamma camera Tech Ops 660 series and Delta 880 model are widely used in industrial radiography in Indonesia and Tech Ops 660 series can not be used again after 2017, the study of radiation exposure on both models of the gamma cameras is indispensable. Since established as Industrial Radiography Testing Laboratory under the Decree of BAPETEN Chairman No. 1406 / K / XII / 2014, PTKMR has tested 36 portable radiography gamma cameras in 2015. Gamma cameras tested include 11 cameras model Tech Ops 660 (capacity 100 Ci), 6 cameras model Tech Ops 660 A (capacity 120 Ci), 17 cameras model Tech Ops 660 B (capacity 140 Ci), and 2 cameras model Sentinel Delta 880 (capacity 150 Ci). Referring to the SOP 005 003 / OT 01 01 / KMR 4.1 with a title of Compliance Test of Industrial Gamma Radiography Equipment, the testing of industrial gamma camera includes radioactive leak test, radiation leak test, as well as visual and endurance test projection. The radiation leaking test method covers the dose rate measurement of radiation ambientequivalent without and with the radioactive sources on the surface of a gamma camera, a distance of 5 cm and 1 meter from the surface of the gamma camera. The measurement results that the highest average dose rate on all model gamma camera are 7.55 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ (surface of Tech Ops 660 B), 3.88 $\mu\text{Sv} / \text{h}$ (5 cm from the surface of Delta 880) and 0.13 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ (1 meter from the surface of Tech Ops 660 B). The highest equivalent ambient dose rate on the surface for all model of gamma camera is on the left side of Tech Ops 660 B followed by the right side of Delta 880 with dose rates of 7.55 $\mu\text{Sv} / \text{h}$ and 6.84 $\mu\text{Sv} / \text{h}$. The result of dose rate measurement on the surface of a gamma camera without radioactive source indicates that the highest average ambient equivalent dose rate measured is on the gamma camera models Tech Ops 660 B and the lowest is on the Sentinel Delta 880 gamma camera.

Keywords: dose rate, portable gamma camera without source.

1. PENDAHULUAN

Merujuk SNI ISO 3999:2008, kontainer paparan (kamera gamma radiografi) diklasifikasikan menjadi 3 yaitu klas P (*mobile*), klas M (*mobile*), dan klas F (*fixed*) [1]. Kamera gamma klas P didefinisikan sebagai kontainer paparan yang didesain untuk dibawa oleh 1 orang atau lebih dan beratnya tidak melebihi 50 kg. Untuk memperkecil volume kamera gamma, pabrikan menggunakan uranium susut kadar (*depleted uranium*) sebagai penahan radiasi. *Depleted uranium* dimanfaatkan sebagai penahan radiasi karena memiliki kemampuan menahan radiasi gamma yang lebih besar dibandingkan timbal (Pb) atau nilai $\mu_{\text{depleted uranium}}$ lebih besar dibandingkan nilai μ_{Pb} . Namun *depleted uranium* berikut anak luruhnya memancarkan radiasi alfa, beta, dan gamma. Oleh karena itu, meskipun tidak berisi sumber radioaktif, kamera gamma tetap memancarkan radiasi. Merujuk *Operating and Maintenance Manual* yang dipublikasikan oleh pabrikan, *depleted uranium* pada kamera gamma portabel model 660 dan 660 B buatan Amersham beratnya 16,8 kg, model 660 B buatan Sentinel beratnya 18 kg, dan kamera gamma portabel model Delta 880 juga buatan Sentinel berat *depleted uranium* 15,4 kg. Aktivitas *depleted uranium* pada kamera gamma model 660 B adalah 6,4 mCi, dan pada kamera gamma model Delta 880 aktivitasnya 5,4 mCi [2][3][4].

PERPINDO (Persatuan Perusahaan Penguji Peralatan dan Instalasi Indonesia) memberikan gambaran bahwa sebagian besar kamera gamma yang dimanfaatkan di bidang radiografi industri merupakan jenis portabel. Terdapat 3 jenis kamera gamma portabel yang banyak dimanfaatkan di Indonesia yaitu model Tech Ops 660, model Sentinel 880, dan GammaMat. Data terkait kamera gamma yang diuji kelayakannya di Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi-BATAN (PTKMR-BATAN) menunjukkan bahwa semua kamera gamma yang diuji adalah kamera gamma portabel yaitu sebagian besar model Tech Ops 660 dan sebagian kecil model Delta 880.

Sejak tanggal 22 Desember 2014, PTKMR-BATAN ditunjuk oleh BAPETEN sebagai Laboratorium Uji Radiografi Industri melalui Keputusan Kepala BAPETEN No.1406/K/XII/2014. Berdasarkan SOP 005.003/OT 01 01/KMR 4.1 di PTKMR-BATAN, uji radiografi industri mencakup uji kebocoran radioaktif, uji kebocoran radiasi, serta uji visual dan ketahanan proyeksi. Metode uji kebocoran radiasi, meliputi pengukuran laju dosis ekuivalen ambien pada kamera gamma portabel tanpa dan dengan sumber radioaktif [5].

Mengingat kamera gamma portabel mengandung *depleted uranium* yang memancarkan radiasi pengion (alfa, beta dan gamma), maka laju dosis ekuivalen ambien kamera gamma pada saat tidak berisi sumber radioaktif harus diukur dan diketahui besarnya. Laju dosis ekuivalen ambien ini menjadi data dasar ketika melakukan uji kebocoran

radiasi. Nilai laju dosis ekuivalen ambien tersebut juga diperlukan ketika dilaksanakan proses perpindahan dari satu tempat ke tempat lain dengan cara dibawa menggunakan tangan atau letak kamera gamma dekat dengan orang yang memindahkan.

Mengacu pada ketentuan dalam Perka BAPETEN No. 8 Tahun 2014 Pasal 46A [6], dipandang perlu dilakukan kajian keselamatan terkait paparan radiasi pada kamera gamma portabel seri Tech Ops 660 dan Delta 880, mengingat kedua model kamera tersebut banyak digunakan dalam industri radiografi di Indonesia dan kamera seri Tech Ops 660 tidak dapat digunakan lagi setelah tahun 2017. Dalam tulisan ini akan dibahas hasil pengukuran laju dosis ekuivalen ambien pada berbagai kamera gamma portabel seri Tech Ops 660 dan model Delta 880 yang diuji di PTKMR-BATAN selama tahun 2015. Data laju dosis ekuivalen ambien tersebut dapat menjadi bahan kajian keselamatan pengoperasian dan perawatan kamera gamma portabel bidang radiografi industri terutama berkaitan dengan perlu tidaknya kamera gamma portabel seri Tech Ops 660 khususnya model Tech Ops 660 B layak diperpanjang pemanfaatannya di Indonesia.

II. TINJAUAN PUSTAKA

Peralatan radiografi gamma industri (peralatan radiografi) adalah seperangkat peralatan dengan radioisotop yang digunakan untuk melakukan pengujian tidak merusak (*non destructive testing*) dalam rangka pengecekan mutu produk atau hasil pengelasan. Peralatan radiografi pada dasarnya terdiri dari kamera gamma bersama rakitan sumber radioaktif (*pigtail*), alat kendali jarak jauh (*cable crank*), dan selongsong proyeksi (*guide tube/extension guide tube*). Gambar 1. menunjukkan contoh peralatan radiografi kategori 2 yang terdiri dari kamera radiografi (kamera gamma) dan peralatan penunjang.

Kamera radiografi (kontainer paparan) yang banyak digunakan untuk keperluan pengujian tak rusak di Indonesia pada umumnya masuk klas P (*portable*). Sebagian besar kamera gamma ini diklasifikasikan sebagai *projection exposure container* (kategori 2) yaitu kamera gamma yang mana sumber radioaktif yang dipakai diproyeksikan ke luar kamera menggunakan suatu pengarah (*guide tube*) pada suatu kolimator oleh operator yang berada jauh dari kolimator tersebut.

Kamera radiografi yang dimanfaatkan dalam industri radiografi dapat dipandang sebagai peralatan isotop/paparan (*isotope/exposure device*) atau sebagai bungkusan (*transport container*). Pabrikan biasanya menerbitkan sertifikat kamera radiografi sebagai kontainer pengangkutan. Sertifikat yang dikeluarkan pabrikan biasanya memiliki jangka waktu tertentu. Peralatan radiografi mencakup kamera radiografi, alat kendali sumber (*crank*) dan selongsong kendali (*guide tube*). Unjuk kerja peralatan radiografi sebagai *isotope/exposure device*

dijamin dengan melakukan uji kelayakan secara berkala. Salah satu uji kelayakan yang harus dilakukan pada peralatan radiografi adalah uji kebocoran radiasi.



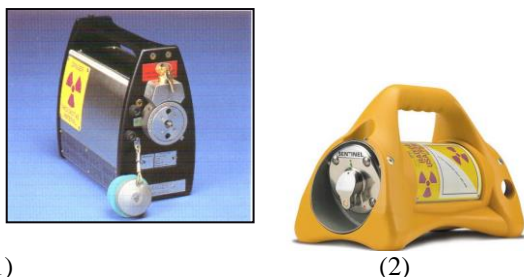
Gambar 1. Kamera gamma radiografi industri jenis portabel (1) dan alat kendali jarak jauh (2).

III. METODOLOGI

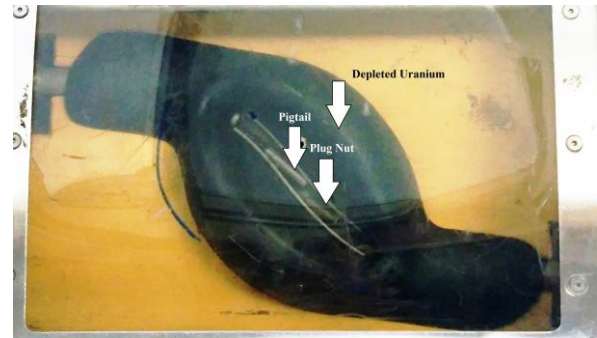
1.1. Pengukuran Laju Dosis Ekuivalen Ambien

Pengukuran laju dosis ekuivalen ambien merupakan rangkaian pelaksanaan uji kebocoran radiasi yang dilakukan pada permukaan kamera gamma, jarak 5 cm, dan jarak 1 meter dari permukaan. Masing-masing pengukuran dilaksanakan pada posisi depan, kanan, belakang, kiri dan atas. Masing-masing pengukuran dilakukan 3 kali. Untuk mengurangi hamburan radiasi, pengukuran dilaksanakan dalam area terbuka dan berjarak sekitar 50 cm dari permukaan tanah. Sebelum dilakukan pengukuran pada kamera gamma, terlebih dahulu diukur laju dosis ekuivalen ambien radiasi latar belakang.

Data laju dosis ekuivalen ambien diperoleh dari pengukuran 36 kamera gamma yang diuji di PTKMR-BATAN selama kurun waktu tahun 2015. Kamera gamma tersebut terdiri dari 11 kamera modelTech Ops 660 (kapasitas 100 Ci), 6 kamera modelTech Ops 660 A (kapasitas 120 Ci), 17 kameramodelTech Ops 660 B (kapasitas 140 Ci), dan 2 kamera modelSentinel Delta 880 (kapasitas 150 Ci). Prosedur pengukuran laju dosis ekuivalen ambien dilakukan dengan menggunakan Instruksi Kerja Kode SOP 005.003/OT 01 01/KMR 4.1 tentang Uji Kelayakan Peralatan Radiografi Gamma Industri[5]. Hasil pengukuran laju dosis ekuivalen ambien adalah laju dosis ekuivalen ambien ketika tidak berisi sumber radioaktif (kamera gamma tanpa sumber).



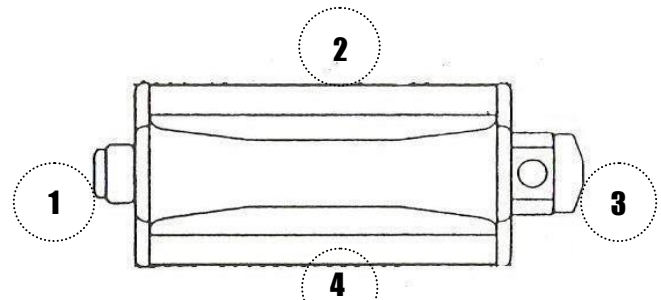
(1) Gambar 2. Kamera gamma model Tech Ops 660 (1) dan model Sentinel Delta 880 (2)



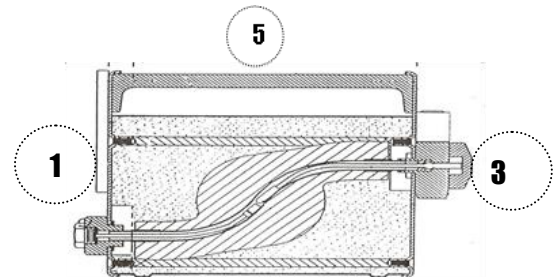
Gambar3. Tampak samping kanan depleted uranium pada kamera gamma modelTech Ops 660 dengan pigtail dan tutup depan(plug nut).

1.2. Metode Analisis

Hasil pengukuran laju dosis ekuivalen ambien kemudian diolah. Setelah dikurangi laju dosis ekuivalen ambien latar (*background*) diperoleh nilai laju dosis ekuivalen ambien yang berasal dari kamera gamma. Nilai laju dosis ekuivalen ambien tersebut merupakan data dasar laju dosis ekuivalen ambien kamera gamma tanpa sumber radioaktif. Laju dosis ekuivalen ambien hasil pengukuran kemudian dihubungkan dengan volume uranium susut kadar dalam masing-masing model kamera gammayang diukur laju dosis ekuivalen ambiennya.



Gambar 4. Tampak atas posisi pengukuran kamera gamma



Gambar 5. Tampak samping kiri posisi pengukuran kamera gamma

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Berdasarkan hasil pengukuran laju dosis ekuivalen ambien pada kamera gamma tanpa sumber radioaktif maka diperoleh nilai rata-rata pengukuran laju dosis untuk kamera gamma modelTech Ops 660, Tech Ops 660 A, Tech Ops 660 B, dan model Delta 880. Nilai rata-rata

laju dosis ekivalen ambien ditampilkan pada Tabel 1, Tabel 2, dan Tabel 3 adalah nilai laju dosis setelah dikoreksi laju dosis radiasi latar yang besarnya adalah 0,12 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$.

Tabel 1. Laju dosis ekivalen ambien pada permukaan kamera gamma

No.	Model Kamera Gamma	Posisi Pengukuran	Laju Dosis($\mu\text{Sv}/\text{jam}$)
1	Tech Ops 660	Depan	2,21 \pm 10%
		Kanan	6,11 \pm 13%
		Belakang	2,35 \pm 16%
		Kiri	7,43 \pm 9%
		Atas	3,88 \pm 12%
2	Tech Ops 660 A	Depan	2,16 \pm 13%
		Kanan	6,00 \pm 11%
		Belakang	2,39 \pm 11%
		Kiri	6,55 \pm 18%
		Atas	4,05 \pm 15%
3	Tech Ops 660 B	Depan	2,33 \pm 11%
		Kanan	6,49 \pm 5%
		Belakang	2,48 \pm 9%
		Kiri	7,55 \pm 6%
		Atas	4,23 \pm 6%
4	Delta 880	Depan	0,97 \pm 3%
		Kanan	6,84 \pm 4%
		Belakang	0,53 \pm 6%
		Kiri	6,16 \pm 4%
		Atas	5,84 \pm 9%

Sumber: Subbidang KKPR-PTKMR, 2016

Tabel 2. Laju dosis ekivalen ambien pada jarak 5 cm dari permukaan kamera gamma

No.	Model Kamera Gamma	Posisi Pengukuran	Laju Dosis ($\mu\text{Sv}/\text{jam}$)
1	Tech Ops 660	Depan	1,35 \pm 14%
		Kanan	3,43 \pm 12%
		Belakang	1,43 \pm 20%
		Kiri	3,76 \pm 6%
		Atas	2,16 \pm 11%
2	Tech Ops 660 A	Depan	1,30 \pm 17%
		Kanan	3,28 \pm 12%
		Belakang	1,41 \pm 16%
		Kiri	3,59 \pm 16%
		Atas	2,32 \pm 11%
3	Tech Ops 660 B	Depan	1,37 \pm 10%
		Kanan	3,39 \pm 9%
		Belakang	1,42 \pm 12%
		Kiri	3,69 \pm 7%
		Atas	2,21 \pm 8%
4	Delta 880	Depan	0,60 \pm 10%
		Kanan	3,88 \pm 3%
		Belakang	0,38 \pm 11%
		Kiri	3,66 \pm 3%
		Atas	3,76 \pm 15%

Sumber: Subbidang KKPR-PTKMR, 2016.

Tabel 3. Laju dosis ekivalen ambien pada jarak 1 meter dari permukaan kamera gamma

No.	Model Kamera Gamma	Posisi Pengukuran	Laju Dosis ($\mu\text{Sv}/\text{jam}$)
1	Tech Ops 660	Depan	0,10 \pm 14%
		Kanan	0,12 \pm 21%
		Belakang	0,09 \pm 18%
		Kiri	0,11 \pm 20%
		Atas	0,09 \pm 18%
2	Tech Ops 660 A	Depan	0,07 \pm 16%
		Kanan	0,08 \pm 13%
		Belakang	0,07 \pm 13%
		Kiri	0,07 \pm 18%
		Atas	0,09 \pm 11%
3	Tech Ops 660 B	Depan	0,09 \pm 15%
		Kanan	0,13 \pm 19%
		Belakang	0,08 \pm 21%
		Kiri	0,12 \pm 17%
		Atas	0,08 \pm 19%
4	Delta 880	Depan	0,05 \pm 11%
		Kanan	0,12 \pm 10%
		Belakang	0,05 \pm 12%
		Kiri	0,12 \pm 6%
		Atas	0,12 \pm 9%

Sumber: Subbidang KKPR-PTKMR, 2016

Laju dosis ekivalen ambien rata-rata tertinggi adalah 7,55 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ yaitu pada permukaan kamera gamma Tech Ops 660 B. Nilai ini masih lebih kecil dibandingkan dengan batas laju dosis tertinggi untuk daerah pengendalian sebesar 10 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$. Pada jarak 5 cm (Delta 880) dan 1 meter (Tech Ops 660 B), laju dosis rata-rata tertinggi adalah 3,88 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ dan 0,13 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$.

Padapengukuran di permukaan kamera, laju dosis ekivalen ambien rata-rata tertinggi untuk posisi depan dan belakang adalah pada kamera gamma model Tech Ops 660 B, sedangkan laju dosis rata-rata terendah terukur pada kamera model Delta 880. Untuk posisi kanan, kiri, dan atas, laju dosis ekivalen rata-rata tertinggi masing-masing terukur pada kamera gamma Delta 880, Tech Ops 660 B dan Delta 880, sedangkan laju dosis rata-rata terendah diukur pada kamera gamma Tech Ops 660 A, Delta 880 dan Tech Ops 660.

Hasil pengukuran laju dosis ekivalen ambien rata-rata pada permukaan kamera gamma untuk semua model menunjukkan bahwa laju dosis ekivalen ambien tertinggi terukur pada posisi kiri, disusul posisi kanan yang besarnya adalah 7,55 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ dan 6,84 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$. Kondisi ini kemungkinan disebabkan oleh massa *depleted uranium* yang lebih besar (lebih tebal) pada sisi kiri sehingga radiasi yang dipancarkan

intensitasnya paling tinggi dibandingkan dengan posisi lainnya.

Berdasarkan data laju dosis ekivalen ambien di atas, dapat dilihat bahwa laju dosis rata-rata tertinggi pada kameragamma berbagai model terukur pada kamera gamma Model 660 B, sedangkan laju dosis rata-rata terendah terukur pada kamera Model Delta 880. Hasil ini sesuai berat *depleted uranium* pada Tech Ops 660 B yaitu 18 kg (paling berat) dan Delta 880 yaitu 15,4 kg (paling ringan). Sedangkan berat *depleted uranium* untuk Model Tech Ops 660 dan Tech Ops 660 Aberada di antara kedua model kamera gamma tersebut.

V. KESIMPULAN

Berdasarkan uraian tentang laju dosis ekivalen ambien pada kamera gamma tanpa sumber radioaktif dapat disimpulkan beberapa hal sebagai berikut:

- Laju dosis ekivalen ambien rata-rata tertinggi pada permukaan semua model kamera gamma adalah 7,55 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ (permukaan Tech Ops 660 B), 3,88 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ (5 cm dari permukaan Delta 880) dan 0,13 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ (1 meter dari permukaan Tech Ops 660 B)
- Laju dosis ekivalen ambien rata-rata tertinggi pada permukaan untuk semua model kamera gamma adalah pada sisi kiri dengan laju dosis ekivalen ambien rata-rata sebesar 7,55 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ (Tech Ops 660 B), disusul 6,84 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ pada sisi kanan (Delta 880). Kondisi ini disebabkan oleh massa *depleted uranium* yang paling tebal pada posisi kiri kamera gamma.
- Model kamera gamma dengan laju dosis ekivalen ambien permukaan rata-rata tertinggi adalah Tech Ops 660 B dan terendah adalah Delta 880.

UCAPAN TERIMA KASIH

- SUBBIDANG KESELAMATAN KERJA DAN PROTEKSI RADIASI (KKPR), BIDANG KESELAMATAN KERJA DAN DOSIMETRI (KKD), PTKMR-BATAN, untuk data hasil pengukuran radiasi pada kamera radiografi gamma industri.
- PERSATUAN PERUSAHAAN PENGUJI PERALATAN DAN INSTALASI INDONESIA (PERPINDO), untuk informasi dan data pemanfaatan kamera radiografi industri di Indonesia.

DAFTAR PUSTAKA

- BADAN STANDARDISASI NASIONAL, *Proteksi radiasi-Peralatan untuk radiografi gamma industri-Spesifikasi untuk kinerja, desain dan uji*. SNI ISO 3999:2008, Jakarta (2008)
- AMERSHAM INTERNATIONAL PLC, *Amertest Gamma Radiography Product Model 660 Gamma Ray Projector, UK*.
- SENTINEL QSA GLOBAL INC, *Operating And Maintenance Manual – Model 660 Series Industrial Radiography Exposure Devices, Model Numbers: 660, 660E, 660 A, 660 AE, 660 B and 660BE, Massachusetts (2008)*.
- SENTINEL QSA GLOBAL INC, *Operating And Maintenance Manual-880 Series Source Projector, Massachusetts (2011)*.
- PUSAT TEKNOLOGI KESELAMATAN DAN METROLOGI RADIASI-BATAN, *Standar Operasional Prosedur Uji Kelayakan Peralatan Radiografi Gamma Industri-SOP 005.003/OT 01 01/KMR 4.1. Jakarta (2014)*.
- BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR, *Perubahan Atas Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir No. 7 Tahun 2009 Tentang Keselamatan Radiasi dalam Penggunaan Peralatan Radiografi Industri*, Perka BAPETEN No. 8 Tahun 2014, Jakarta (2014).
- BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR, *Keselamatan Radiasi dalam Penggunaan Peralatan Radiografi Industri*, Perka BAPETEN No.7 Tahun 2009, Jakarta (2009).
- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Lesson Learned from Accidents in Industrial Radiograph*, Safety Series No. 7, Vienna, (2003).
- KANNAN,R., et al, *Quality Assurance Procedure for Functional Performance of Industrial Gamma Radiography Exposure Devices*, BARC Report. Mumbai (2003).
- AQUINO, JO, et al, *Evaluation of the Radiological Safety of ¹⁹²Ir Apparatus for Industrial Gamma Radiography*, IRD/CNEN, Rio de Janeiro, Brazil, (2003).
- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Manual on Gamma Radiography Incorporating: Application Guide, Procedure Guide and Basic Guide Useful*. Revision 1, Vienna (1996).



IMPLEMENTASI LKF SEBAGAI ASSESSMENT INSTANSI PEMBERI KERJA KEPADA INSTANSI PENERIMA KERJA BIDANG PEMANFAATAN RADIOGRAFI INDUSTRY UNTUK MENINGKATKAN ASPEK KESELAMATAN DAN KEAMANAN

Deddy Rusdiana.S.Si

Direktorat Inspeksi Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif
(DIFRZR)-BAPETEN, Jl Gajah Mada No.8 Jakarta Pusat, 10120
D.Rusdiana@Bapeten.go.id

ABSTRAK

IMPLEMENTASI LKF SEBAGAI ASSESSMENT INSTANSI PEMBERI KERJA KEPADA INSTANSI PENERIMA KERJA BIDANG PEMANFAATAN RADIOGRAFI INDUSTRY UNTUK MENINGKATKAN ASPEK KESELAMATAN DAN KEAMANAN. Pola kerja operator radiografi industri terutama untuk radiografi industri dengan menggunakan pesawat radiografi *mobile* yang sering beroperasi pada malam hari saat intensitas orang di sekitar pengerjaan radiografi sedang sepi. Hal ini menjadi titik rawan dalam pengawasan pengoperasian pesawat radiografi tersebut. Dari beberapa hasil inspeksi terdapat ketidaksesuaian prosedur pengoperasian peralatan radiografi sesuai peraturan yang berlaku. Antara lain : ketidaksesuaian pekerja antara di izin pemanfaatan dengan pelaksanaannya, ketidak sesuaian jenis dan type pesawat radiografi yang digunakan, bahkan beberapa aspek keselamatan pekerja radiasi tidak diikuti. Kegiatan pemanfaatan radiografi industri yang dilakukan oleh pemegang ijin pemanfaatan radiografi dengan pesawat *portable* melibatkan badan usaha pemilik pekerjaan yang akan dikerjakan oleh pemegang ijin radiografi industri. Untuk memaksimalkan pengawasan kegiatan radiografi industri di lingkungan perusahaan pemanfaat jasa radiografi industri bisa memaksimalkan peran manajemen Keamanan Keselamatan Kerja perusahaan pemanfaat jasa radiografi industri. Untuk membantu manajemen K3 melakukan pengawasan terhadap pelaksanaan pekerjaan radiografi industri maka Manajemen K3 dapat menggunakan Form LKF yang telah di modifikasi untuk pengawasannya.

Kata Kunci : Radiografi industri, Manajemen K3, Laporan Keselamatan Fasilitas

ABSTRACT

IMPLEMENTATION AGENCIES LKF AS AN ASSESSMENT AGENCIES TO WORK RECIPIENTS RADIOGRAPHY INDUSTRY TO IMPROVE SAFETY AND SECURITY ASPECTS. *Radiography industry operator working time mainly using a mobile radiographic device which often operate at night, when the intensity of people around workmanship radiographs were deserted. This becomes a vulnerable point in control the operation of the radiography device. From some of the results of the inspection there is a mismatch of operating procedures radiography equipment in accordance with applicable regulations. Among others: the mismatch between workers in the license to use with its implementation, mismatches types of radiography device, even some aspects of the safety of radiation workers are not followed. Utilization of radiography service activities undertaken by the permit holder utilization of radiography with portable device involving business entity owner of the work to be done by the license holder industrial radiography. To optimise control of radiography activities in an company wich utilizing industrial radiography services, can maximize the role of Work Safety Security management companies utilizing the services of radiography service. To assist management K3 supervising the implementation of the industrial radiography work management can use Form LKF K3 which has been modified use for supervision.*

Keywords: Industrial radiography , K3 Management , Facility Safety Reports

I. PENDAHULUAN

Berdasar temuan hasil inspeksi inspektur BAPETEN yang menunjukkan tingginya dosis penerimaan paparan radiasi oleh pekerja Radiografi industri hasil pembacaan TLD. Menunjukkan pola kerja pemanfaatan radiografi industri belum mencapai aspek selamat dan aman. Kejadian tersebut mendasari perlunya didapatkan informasi tentang pola kerja dan budaya kerja operator radiografi industri saat bekerja [9].

Berdasar hasil inspeksi didapatkan informasi pola kerja operator radiografi industri terutama untuk radiografi industri dengan menggunakan pesawat radiografi *mobile*, sering beroperasi pada malam hari atau pada saat intensitas orang di sekitar pengerjaan radiografi sedang sepi. Hal ini menjadi titik rawan dalam pengawasan pengoperasian pesawat radiografi tersebut. Berbekal surat ijin kerja yang dikeluarkan perusahaan operator radiografi dan pengetahuan yang kurang akan radiasi membuat pengawasan perusahaan

pemberi kerja kepada operator radiografi kurang maksimal dalam melakukan pekerjaannya.

Dari beberapa hasil inspeksi terdapat ketidaksesuaian prosedur pengoperasian peralatan radiografi sesuai peraturan yang berlaku. Antara lain : ketidaksesuaian pekerja antara di izin pemanfaatan dengan pelaksanaannya, ketidaksesuaian jenis dan type pesawat radiografi yang digunakan, bahkan beberapa aspek keselamatan pekerja radiasi tidak diikuti [9]. Hal tersebut berimplikasi pada hasil inspeksi keselamatan nuklir bidang Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif tentang : tidak sesuainya data pekerja radiasi, pembacaan TLD yang melebihi Nilai Batas Dosis serta beberapa prosedur keselamatan radiasi yang tidak dilakukan.

Sebagai lembaga yang bertanggung jawab terhadap pengawasan pemanfaatan nuklir di Indonesia berdasarkan amanat dari Undang-Undang No. 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran, Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) harus memastikan bahwa pemanfaatan tenaga nuklir di seluruh wilayah Indonesia dapat terlaksana dengan aman dan selamat [1]. Kegiatan pengawasan terhadap pemanfaatan tenaga nuklir ini dilaksanakan melalui tiga pilar utama kegiatan, yaitu menyusun peraturan, menyelenggarakan perizinan, dan melaksanakan inspeksi [10], di mana pemanfaatan tenaga nuklir harus dilakukan secara tepat dan hati-hati serta ditujukan untuk maksud damai dan keuntungan sebesar-besarnya bagi kesejahteraan dan kemakmuran rakyat serta memberikan jaminan bagi terpenuhinya aspek keselamatan, keamanan, ketenteraman, kesehatan pekerja dan anggota masyarakat, serta perlindungan terhadap lingkungan hidup. BAPETEN sebagai satu satunya lembaga yang bertanggung jawab terhadap gawasan pemanfaatan tenaga nuklir memiliki keterbatasan dalam sumber daya kuantitas manusia dan lokasi yang berada di Jakarta membuat pengawasan Pelaksanaan pekerjaan radiografi industry terutama kegiatan inspeksi terbatas.

II. TUJUAN KAJIAN

Kajian ini dilakukan bertujuan agar pengawasan terhadap pelaksanaan operasional radiografi industry yang dilakukan oleh BAPETEN semakin baik dan optimal sehingga mampu menjamin terpenuhinya aspek keselamatan, keamanan, ketenteraman, kesehatan pekerja dan anggota masyarakat dari bahaya Radiasi.

III. METODOLOGI

Kajian implementasi ICF sebagai assessment instansi pemberi kerja kepada instansi penerima kerja bidang pemanfaatan radiografi industry untuk meningkatkan aspek keselamatan dan keamanan dilakukan dengan metode diskriptif melalui studi pustaka dengan tahapan langkah meliputi pengumpulan literatur dan informasi pendukung, analisis, diskusi dan pembahasan, serta penyusunan laporan.

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

IV.1 Prinsip keselamatan Radiografi industry

Prinsip utama keselamatan radiasi dan keamanan sumber radioaktif yang harus dipenuhi oleh operator radiografi industry dalam kegiatan pengoperasian kamera radiografi industry, meliputi : persyaratan manajemen, proteksi radiasi, teknik dan verifikasi keselamatan [8].

Untuk memastikan prinsip keselamatan radiasi dan keamanan sumber radioaktif sebagaimana tersebut di atas terpenuhi, maka setiap kegiatan pengoperasian radiografi harus sesuai dengan ketentuan dan peraturan yang berlaku.

IV.2 Pengawasan Kegiatan Radiografi Industri

Kegiatan pemanfaatan radiografi industry yang dilakukan oleh pemegang ijin pemanfaatan radiografi dengan pesawat *portable* melibatkan badan usaha pemilik pekerjaan yang akan dikerjakan oleh pemegang ijin radiografi industry. Jenis pekerjaan semisal pengecekan kebocoran pipa, pengukuran ketebalan pipa dan pengujian kualitas pengelasan pipa biasa dimiliki oleh perusahaan yang menggunakan jasa radiografi industry.

Misi utama dari setiap sistem pengawasan adalah untuk memastikan kepatuhan dengan peraturan perundang - undangan yang berlaku [2]. Sebagaimana telah diatur di dalam peraturan perundang-undangan, salah satu kegiatan pengawasan pemanfaatan tenaga nuklir di Indonesia dilakukan dengan kegiatan inspeksi terhadap kegiatan pemanfaatan tenaga nuklir, dapat dilaksanakan secara berkala atau sewaktu-waktu, baik dengan atau tanpa pemberitahuan oleh inspektur keselamatan nuklir BAPETEN [10].

Pelaksanaan inspeksi radiografi industry sangat efektif dilakukan pada periode saat operator radiografi beroperasi. Namun yang terjadi adalah sebagian besar pekerjaan radiografi industry dilakukan pada malam hari hal tersebut dilakukan untuk meminimalisir paparan radiasi agar tidak banyak orang disekitar daerah kerja pengambilan gambar. Inspeksi kegiatan radiografi industry jarang sekali dilakukan malam hari terutama untuk pekerjaan yang melibatkan perusahaan pemanfaat jasanya, dikarenakan pekerjaan dilakukan di lingkungan perusahaan bukan objek inspeksi.

Untuk memaksimalkan pengawasan kegiatan radiografi industry di lingkungan perusahaan pemanfaat jasa radiografi industry bisa memaksimalkan peran manajemen Keamanan Keselamatan Kerja perusahaan pemanfaat jasa radiografi industry.

IV.3 Struktur Organisasi Perusahaan Pemberi Kerja

Keselamatan kerja adalah keselamatan tang bertalian dengan mesin, pesawat, alat kerja, bahan dan proses pengolahannya, landasan tempat kerja dan lingkungannya serta cara cara melakukan pekerjaan [7]. Keselamatan kerja sebagai salah satu unsur perlindungan tenaga kerja yang bertujuan untuk menjamin keselamatan dan kesehatan para tenaga kerja, orang lain yang berada di tempat kerja dan

menjamin agar sumber sumber produksi digunakan secara aman.

Secara filosofi Keselamatan dan kesehatan kerja didefinisikan sebagai upaya dan pemikiran untuk menjamin keutuhan dan kesempurnaan jasmani maupun rohani manusia pada umumnya dan tenaga kerja pada khususnya [7]. Perusahaan wajib menerapkan sistem manajemen K3 untu memastikan keamanan dan keselamatan kerja termasuk didalamnya pemanfaatan zat radioaktif di instansinya dengan pelaksanaan audit sistem manajemen K3.

Audit sistem manajemen K3 yang di amanatkan sistem manajemen K3 terdapat 12 unsur elemen audit dimana didalamnya antara lain :

1. Komitmen pembangunan dan pemeliharaan
2. Strategi pendokumentasian
3. Peninjauan ulang desain dan kontrak
4. Pengendalian dokumen
5. Pembelian
6. Keamanan bekerja berdasar SMK3
7. Standar pemantauan
8. Pelaporan dan perbaikan kekurangan
9. Pengelolaan material dan pemindahannya
10. Pengumpulan dan penggunaan data
11. Pemeriksaan sistem manajemen K3
12. Pengembangan keterampilan dan kemampuan [6]

Dari ke duabelas elemen tersebut terdapat beberapa unsur yang bisa digunakan dasar unthuk melakukan pengawasan terhadap kegiatan radiografi industri di instansinya. Oleh sebab itu pengawasan pekerjaan radiografi industri di perusahaan pemilik pekerjaan, wajib dilakukan oleh manajemen perusahaan pemberi pekerjaan radiografi industri dikarenakan, pemanfaatan radiografi industri mengandung bahaya yang bisa mengakibatkan keamanan dan keselamatan kerja di lingkungan perusahaan pemberi kerja. Oleh sebab itu pengawasan terhadap bahaya radiasi yang dihasilkan oleh pemanfaatan radiografi industri wajib berada dalam pengawasan manajemen perusahaan pemberi kerja.

IV.4 Laporan Keselamatan Fasilitas Radiografi Industri

Pemegang izin memiliki tanggung jawab melaporkan kepada kepala BAPETEN mengenai pelaksanaan program proteksi dan keselamatan radiasi, dan verifikasi keselamatan [8]. Laporan yang berisi implementasi program proteksi dan keselamatan radiasi dan verifikasi keselamatan berbentuk formulir lang bernama Foml Laporan keselamatan fasilitas yang wajib diisi oleh pemegang izin pemanfaatan sumber radiasi pengion sesuai dengan kondisi sebenarnya yang ada di fasilitas sebagai *self assessment* [5]. Masa berlaku izin pemanfaatan radiografi industri yang hanya 1(satu) tahun maka Direktorat inspeksi mengirimkan form LKF setiap tahun kepada pemegang izin. Form Laporan Keselamatan Fasilitas Radiografi industry dikirimkan bersamaan dengan surat pemberitahuan inspeksi. Form LKF tersebut berfungsi sebagai acuan

pelaksanaan kegiatan inspeksi, *self assessment* bagi pemegang izin apakah telah memenuhi segala aspek keselamatan radiasi dan keamanan sumber radiasi pada bidang radiografi industry.

Form Laporan Keselamatan Fasilitas Radiografi industry merupakan form ringkas rangkuman Form isian Hasil Inspeksi yang berisi :

1. Data Izin Pemanfaatan dan Inventarisasi sumber radiasi
2. Ketersediaan Sumber Daya Manusia Berkompeten
3. Pemantauan dosis radiasi
4. Pemantauan paparan radiasi
5. Pemantauan kesehatan pekerja radiasi
6. Peralatan
 - 6.1 Peralatan keselamatan radiasi
 - 6.2 Peralatan keamanan sumber radioaktif
7. Ketersediaan prosedur keselamatan
8. Ketersediaan Dokumen dan Rekaman
9. Data Rekaman penggantian sumber radiasi
10. Data personil lain yang memiliki akses ke sumber radiasi
11. Data rekaman pengangkutan sumber radioaktif
12. Data penanggung jawab kendali kunci [4]

3.5. Pengembangan LKF

Seluruh perusahaan radiografi industry pada tahun 2015 telah menerima Form LKF dan sebanyak 80% dari seluruh pemegang ijin pemanfaat radiografi industri telah mengirimkan kepada Direktorat Inspeksi Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif [3]. Dibutuhkan Form LKF yang lebih sederhana agar pengisian dan pengawasan kegiatan pelaksanaan radiografi industry untuk dapat dilakukan assessment setiap pengoperasian radiografi industry, pengembangan LKF tersebut secara rinci dapat dilihat melalui table dibawah ini

Tabel 1. Pengembangan LKF

No	Data Administratif/ Teknis
1.	Kesesuaian Data Izin
	a. Kesesuaian No.Seri Kamera
	b. Kesesuaian Pekerja Radiasi
	c. Kesesuaian Lokasi Pemanfaatan
2.	Peralatan / Perlengkapan
	2.1. Peralatan Keselamatan
	a. Ketersediaan TLD/ Personil Dosimetri
	b. Ketersediaan Surveymeter yang telah di kalibrasi
	c. Go No Go Gauge
	d. Kontener Pb untuk keadaan darurat
	e. Penahan Radiasi (Plat Pb)
	f. Tang penjepit tangkai panjang ≥ 1 m
	g. Tang potong tangkai panjang ≥ 1 m
	h. Kolimator
	i. Lampu Merah
	j. Tanda Radiasi

	k. Tanda bahaya yang bersuara dan bercahaya
	l. Tali kuning
	m. Statif dengan ketinggian ≤ 1 m
3.	Pengukuran Paparan Radiasi Daerah Kerja dan Daerah Publik

Strategi Pengawasan

Sesuai dengan peraturan perundang undangan, pengawasan pemanfaatan tenaga nuklir melalui inspeksi dilakukan secara berkala dan sewaktu waktu yang dilakukan oleh BAPETEN [10]. Meskipun Bapeten dapat melaksanakan inspeksi melalui dua strategi pengawasan tersebut. tetapi cara tersebut belum optimal dalam pelaksanaannya dikarenakan saat dilakukan inspeksi terutama dengan pemberitahuan (berkala). Inspeksi lebih banyak dilakukan tidak pada saat pengoperasian alat sehingga kesesuaian izin dengan : kamera, pekerja radiasi, penggunaan peralatan keselamatan radiasi dan keamanan sumber radioaktif pada saat operasional pengoperasian radiografi sehingga informasi tidak diketahui secara lengkap. dikarenakan setiap dilakukan inspeksi dengan pemberitahuan jarang sekali pemegang izin mengoperasikan alat.

Pengawasan pelaksanaan operasi radiografi industri akan lebih efektif jika melibatkan manajemen K3 dari perusahaan pemberi kerja. Pengawasan bisa dilakukan oleh Manajemen K3 pada saat penunjukan operator radiografi apakah sudah sesuai izinnya, lokasi pemanfaatannya serta pekerja radiasinya dan pada saat pekerjaan radiografi dilakukan. Untuk meningkatkan pengawasan strategi inspeksi yang dilakukan oleh BAPETEN adalah dengan melakukan pengawasan melalui inspeksi terhadap pemegang izin radiografi industri di tempat instansi yang menggunakan jasa radiografi industry tersebut, dengan melibatkan manajemen K3 instansi pengguna jasa akan memberikan informasi kepada manajemen K3 untuk dapat melakukan pengawasan saat pelaksanaan radiografi di instansinya.

Pelaksanaan inspeksi radiografi industri juga diharapkan selalu melibatkan manajemen K3 perusahaan tempat dilakukan pekerjaan radiografi industri. Hal tersebut berguna sebagai perpanjangan tangan pengawas (inspektur) bapeten dalam melakukan pengawasan pekerjaan radiografi industri. Untuk membantu manajemen K3 melakukan pengawasan terhadap pelaksanaan pekerjaan radiografi industri maka Manajemen K3 dapat menggunakan Form LKF yang telah di modifikasi untuk pengawasannya.

V. KESIMPULAN

Pengawasan terhadap pemanfaatan radiografi industri harus dilaksanakan lebih intensif untuk memastikan semua peraturan perundang undangan dipatuhi dan untuk dapat memastikan keselamatan radiasi dan keamanan sumber radioaktif menjadi lebih baik lagi.

Pengawasan pemanfaatan radiografi industri selain dilakukan oleh BAPETEN selaku badan pengawas juga harus melibatkan pihak instansi pemberi kerja dalam hal ini bisa memanfaatkan fungsi manajemen K3 dari perusahaan pengguna jasa pemanfaatan radiografi industri.

Untuk membantu pengawasan yang dilakukan oleh manajemen K3 perusahaan pemberi kerja pemanfaatan radiografi industri, pihak manajemen K3 bisa menggunakan Form Laporan Keselamatan Fasilitas yang telah di kembangkan sesederhana mungkin tanpa mengurangi esensi setiap poin yang bisa dibuat sebagai assesment pada operator radiografi sebelum melaksanakan pekerjaan.

VI. SARAN

Untuk memaksimalkan pengawasan terhadap pemanfaatan radiografi industri perlu kiranya pada pelaksanaan inspeksi Radiografi industri agar melakukan :

1. Inspeksi Radiografi industry diharapkan dilaksanakan di instansi pengguna jasa radiografi industry.
2. Inspeksi dengan melibatkan manajemen SMK3 pihak pemberi kerja radiografi ndustri.
3. Sosialisasi proteksi radiasi dan dasar pengawasan pemanfaatan radiografi industri kepada manajemen SMK3 pihak pemberi kerja radiografi industri

DAFTAR PUSTAKA

1. Republik Indonesia (1997); Undang Undang Nomor 10 Tahun 1997 tentang ketenaganukliran; Setneg, Jakarta
2. International Labour Organisation (2011); *pengawasan ketenagakerjaa : apa dan bagaimana*; Jakarta
3. Direktorat Inspeksi Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif BAPETEN (2015); *Laporan Hasil pengiriman LKF Fasilitas Industri dan Penelitian DIFRZR*; Jakarta
4. Direktorat Inspeksi Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif BAPETEN (2015); *form Laporan Keselamatan Fasilitas Radiografi Industri*; Jakarta.
5. Sumbarjo (2015); *Policy Paper Form Laporan Keselamatan Fasilitas*; Jakarta,
6. Republik Indonesia (1996); *Peraturan menteri tenaga kerja Nomor 5 tahun 1996 Tentang sistem manajemen keselamatan dan kesehatan kerja*, Jakarta.
7. Nugraheni (2011); *penerapan keselamatan dan kesehatan kerja dengan standar WISE*; UNS, Jogjakarta, 2011.
8. Republik Indonesia (2009); *Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 7 tahun 2009 Tentang keselamatan radiasi dalam penggunaan radiografi industri*, Jakarta
9. Direktorat Inspeksi FRZR (2016); *Laporan Hasil Inspeksi PT.Nutrindo Pratama*; Jakarta 2016

10. Republik Indonesia (2007); *Peraturan Pemerintah Nomor 33 tahun 2007 Tentang keselamatan radiasi pengion dan keamanan sumber radioaktif*, Jakarta



PENGAMATAN TERHADAP DOSIMETER LiF: Mg,Cu,P YANG AKAN DIGUNAKAN SEBAGAI DOSIMETER LENS MATA UNTUK PENGUKURAN Hp(3)

Nazaroh, C.Tuti B, Pardi, Egenes, Irma DR

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi (PTKMR) - BATAN

nazaroh_s@batan.go.id

ABSTRAK

PENGAMATAN TERHADAP DOSIMETER LiF: Mg,Cu,P YANG AKAN DIGUNAKAN SEBAGAI DOSIMETER LENS MATA UNTUK PENGUKURAN Hp(3). Dengan adanya perubahan rekomendasi ICRP 103 untuk dosis radiasi lensa mata, Hp(3) dari 150 ke 20 mSv dan berdasarkan Peraturan Kepala BAPETEN No. 4/2013 pasal 56 (ayat 1), pemantauan dosis pada lensa mata harus mulai diimplementasikan terhitung mulai 13 Maret 2016, khususnya untuk pekerja radiasi yang bekerja di tempat tertentu, yang menuntut pemantauan dosis yang lebih intensif di sekitar lensa matanya. Untuk mengantisipasi hal tersebut, PTKMR melakukan pengamatan terhadap dosimeter LiF: Mg, Cu, P yang akan digunakan sebagai dosimeter lensa mata, untuk pengukuran Hp(3). Tujuan dan sasaran pengamatan dosimeter tersebut adalah untuk mendapatkan dosimeter yang terkalibrasi, *traceable* ke sistem internasional melalui *national reference* dan dosimeter dapat digunakan sebagai dosimeter lensa mata yang akurat. Metode yang digunakan untuk pengujian karakteristik dosimeter adalah ISO 12794/2000. Pada pengkajian ini diperoleh hasil sebagai berikut: keseragaman 30 dosimeter yang diuji dengan ^{90}Sr (dosis 0,34 mSv) : cukup seragam, dengan standar deviasi : 1,65% (CL: 67%). Respon Dosimeter, R(E) terhadap sinar-X W(80) dengan variasi sudut datang $R(E) = -0,0943X^2 + 0,4583X + 326,2$; $R^2 = 0,8358$. Kurva Kalibrasi Dosimeter LiF: Mg, Cu, P terhadap Sinar-X(120 kV) $\rightarrow D = 0,0357 R(E) + 0,1706$, $R^2 = 0,9974$, Sinar-X (100 kV) $\rightarrow D = 0,0404 R(E) - 0,0303$, $R^2 = 0,9996$; Sinar-X(80 kV) $\rightarrow D = 0,0289 R(E) + 0,0082$, $R^2 = 0,9986$; Respon dosimeter LiF:Mg:Cu:P terhadap sinar-X, energy (80-120) kV adalah : $R(E) = 0,0939 E^2 - 20,311 E + 1222,2$. Pengkajian ini sangat penting dilakukan untuk mengantisipasi layanan evaluasi dosis lensa mata, yang sudah harus diberlakukan oleh PERKA BAPETEN No. 4/2013 pada bulan Maret 2016.

Kata Kunci: Dosimeter, LiF: Mg, Cu, P, Hp (3)

ABSTRACT

OBSERVATION AGAINST LiF: Mg, Cu, PDOSIMETER WHICH WILL BE USED AS AN EYE LENS DOSIMETER FOR MEASUREMENT OF Hp (3). Based on the change in recommendation of ICRP No. 103 on radiation dose to the eye-lens, Hp (3) from 150 to 20 mSv and Pursuant to Regulation of BAPETEN Head No. 4/2013 article 56 (paragraph 1), monitoring of eye lens dose should start to be implemented starting from March 13, 2016 especially for radiation workers who work in special places that requires monitoring dose more intensive the radiation workers around the eye lens. To anticipate that problem, PTKMR observe the characteristics of LiF: Mg, Cu, P dosimeter to be used as an eye-lens dosimeter for measuring Hp(3). Goals and objectives of the assessment against LiF: Mg, Cu, P dosimeter are: to get the calibrated dosimeter, traceable to the international system through the national reference and dosimeters can be used as an accurate eye-lens dosimeter. The method used for testing the characteristics of the dosimeter is ISO 12794/2000. In this study obtained the following results: The uniformity of 30 dosimeters was tested with ^{90}Sr (at a dose of 0.34 mSv): fairly uniform, with a standard deviation: 1.65% (CL: 67%). Dosimeter Response, R (E) of the X-ray W (80) with a variation of the angle of radiation incidence of $R (E) = -0.0943X^2 + 0.4583X + 326.2$; $R^2 = 0.8358$. Calibration curves of the dosimeter to the X-ray was : 1. for X-ray (120 kV), $D = 0.0357 R (E) + 0.1706$, $R^2 = 0.9974$, 2. for X-ray (100 kV), $D = 0.0404 R (E) - 0.0303$, $R^2 = 0.9996$, 3. for X-ray (80 kV), $D = 0.0289 R (E) + 0.0082$, $R^2 = 0.9986$, Response of LiF: Mg: Cu: P to X-rays, energy (80-120) kV are: $R (E) = 0.0939 E^2 - 20,311 E + 1222.2$. The observation of LiF:Mg, Cu, P (which will be used as an eye-lens dosimeter is very important to anticipate eye-lens dose monitoring services, which should be enforced by Perka BAPETEN No. 4/2013 in March 2016.

Keywords: Dosimeter, LiF: Mg, Cu, P, Hp (3)

I. PENDAHULUAN

Pemanfaatan radiasi pengion di institusi medik, semakin meningkat dari tahun ke tahun. Pemanfaatan radiasi pengion di samping memberikan keuntungan juga memiliki potensi bahaya, yang dapat merugikan pekerja, dan lingkungan, manakala penggunaannya tidak mematuhi aturan keselamatan. Setiap pekerja radiasi mempunyai risiko terkena paparan radiasi selama bekerja dengan radiasi, oleh karena itu untuk melindungi pekerja dari bahaya radiasi, diperlukan upaya keselamatan radiasi.

Dalam setiap pemanfaatan radiasi pengion, faktor keselamatan terhadap para pekerjanya harus mendapat prioritas utama. Hal tersebut didasarkan pada Peraturan Pemerintah (PP) RI No.63 Tahun 2000 tentang Keselamatan & Kesehatan terhadap Radiasi Pengion yang umum disebut keselamatan radiasi. Dalam pemanfaatannya, penerimaan dosis radiasi oleh para pekerja radiasi harus diusahakan serendah mungkin sehingga tidak melampaui nilai batas dosis yang diizinkan oleh Badan Pengawas.

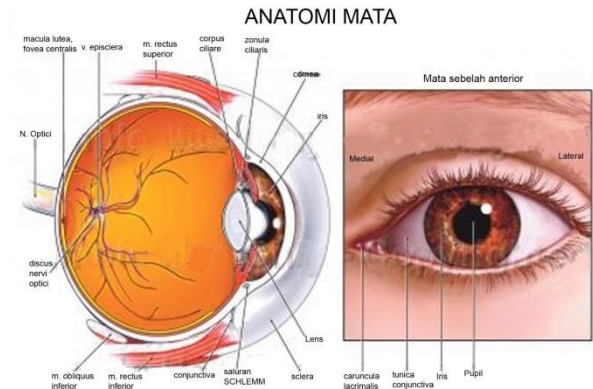
Peraturan Pemerintah (PP) RI No.33 Tahun 2007 [1] tentang Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif, menyatakan bahwa diperlukan tindakan keselamatan untuk melindungi pekerja, anggota masyarakat, dan lingkungan hidup dari bahaya radiasi.

Untuk itu setiap pekerja harus dilengkapi dengan dosimeter integrating, baik untuk Hp(10), Hp(0,07) atau Hp(3) dengan akurasi yang cukup untuk tipe radiasi yang relevan. Hp(10) adalah dosis ekuivalen perorangan pada kedalaman 10 mm, untuk radiasi dengan daya tembus kuat, seperti gamma dan neutron. Hp(0,07) adalah dosis ekuivalen permukaan kulit, pada kedalaman 0,07 mm, untuk radiasi dengan daya tembus lemah, seperti beta dan X-ray energy rendah. Hp(3) adalah dosis ekuivalen lensa mata, pada kedalaman 3 mm.

Dampak negatif radiasi terhadap lensa mata semakin bertambah, khususnya pada radiologis intervensional, yang dilaporkan oleh Chodick et al, 2008 [2] dan Vano et al, 2010 [3].

Saat ini, "*Lens of the Eye Dosimetry has become increasingly important with the changes recommended by ICRP 103 (Statement on Tissue Reaction). The ICRP issued new recommended limits for radiation dose to the lens of the eye-Hp(3) due to concerns over cataracts in April 2011 This reduction annual dose limits to the lens of the eye from 150 to 20 mSv (2 rem) has created the need for enhanced monitoring using dosimetry as close as possible to the eye. These documents indicated that the threshold dose for effects on the lens of the eye is now considered to be 0.5 Gy*" [4]. Oleh karena itu pemantauan dosis ekuivalen perorangan lensa mata, Hp(3) untuk pekerja di intervensional radiologi, kedokteran nuklir, *beam port*,

glove box application dan kardiologi perlu mendapatkan perhatian.



Gambar 1. Anatomi Mata

Dari studi terbaru ini dijumpai bahwa untuk lensa mata (Gambar 1. Anatomi Mata), nilai dosis ambang kini diperkirakan sebesar 0,5 Gy, atau sekitar 10 kali lebih rendah dibanding perkiraan sebelumnya. Karena itu, ICRP kemudian merevisi batas dosis untuk lensa mata menjadi 20 mSv per tahun, dirata-ratakan selama 5 tahun, dan dalam satu tahun tertentu tidak boleh melebihi 50 mSv.

Berdasarkan Peraturan Kepala BAPETEN No. 4 tahun 2013 [5] tentang Proteksi dan Keselamatan Radiasi dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir pada BAB V Ketentuan Peralihan Pasal 56 dikatakan bahwa "Ketentuan mengenai Nilai Batas Dosis Pekerja Radiasi untuk lensa mata sebagaimana dimaksud dalam Pasal 15 huruf c wajib dipenuhi oleh Pemegang Izin paling lama 3 (tiga) tahun terhitung sejak tanggal berlakunya Peraturan Kepala BAPETEN ini". Perka ini diterbitkan pada tanggal 13 Maret 2013. Jadi pada tanggal 13 Maret 2016, Peraturan Kepala BAPETEN ini sudah harus diimplementasikan.

Berdasarkan Peraturan kepala BAPETEN No. 4/2013 ini PTKMR melakukan persiapan untuk mengkaji karakteristik dosimeter LiF: Mg, Cu, Pyang akan digunakan sebagai dosimeter lensa mata, untuk pengukuran Hp(3). Dosimeter ini disajikan pada Gambar 2.

Tujuan pengkajian ini adalah: untuk mengetahui karakteristik dosimeter pada beberapa energy sinar-X, yang digunakan di intervensional radiologi, kedokteran nuklir, *beam port*, *glove box application* dan kardiologi dan Untuk mendapatkan *traceability* ke sistem internasional melalui *national reference*.

Tujuan dan sasaran pengkajian dosimeter ini adalah untuk mendapatkan dosimeter yang terkalibrasi, *traceable* ke sistem internasional melalui *national reference* dan dosimeter dapat digunakan sebagai dosimeter lensa mata yang akurat,

Manfaat yang diperoleh dari pengkajian terhadap dosimeter LiF: Mg, cu, Padahal diperolehnya karakteristik dosimetryang terkalibrasi, akurat, dan *traceable* ke sistem internasional melalui *national reference*, pada rentang energy sinar-X (80-120) kV sehingga dapat digunakan sebagai dosimeter mata.

II. METODOLOGI

Dosimeter LiF: Mg,Cu,P terdiri dari *Kapton-base*, elemen TL, filter,identitas dan *Attachment device*. Materi elemen TL, dalam bentuk *chip*, sama dengan materi yang digunakan dalam dosimeter perorangan, dapat memonitor beta, gamma/X-ray. Elemen TL apakah LiF: Mg, Ti atau LiF: Mg, Cu, P. Semua elemen disangga dalam *inert substrate* (Kapton-base).

Pada Tabel 1 .disajikan Perbedaan TLD 700H untuk LiF: Mg, Ti dan LiF: Mg, Cu, P. Pada Tabel 2 disajikan Karakteristik TLD-700Hdanpada Tabel 3 disajikan Standar kalibrasi berdasarkan ISO 12794.

Tabel 1. PerbedaanTLD-700H untuk LiF: Mg, Ti dan LiF: Mg, Cu, P

LiF: Mg, Ti	LiF: Mg, Cu, P
Repeatability : <2% (1 stdev) dari 10 pengukuran dengan ¹³⁷ Cs (1 mGy)	
Keseragaman : ± 30% dari rata-rata batch	
Perubahan sensitivitas <5% dari 50 x penggunaan	
Rentang dosis : linier (10 µGy-1 Gy)	Rentang dosis : linier (1µGy-10 Gy)
Supra linier : > 1 Gy	Supra linier : > 10 Gy
Fading : < 5%/3 bulan	Fading : diabaikan
Residual TL signal : <0,2 %	Residual TL signal : <1 %

Tabel 2 .Karakteristik TLD-700H

Tipe Radiasi	Radiasi γ, β, dan X-ray
Rentang Dosis	0,15 mSv - 10 Sv
Rentang Energi (photon)	16 keV sampai 662 keV
Rentang Energi (beta, E _{max})	>70 keV sampai 3,5 MeV
Sudut dari rentang luasan penyinaran	0° - 45° (normal)

Tabel 1.Standard Kalibrasi berdasarkan ISO 12794/2000

Parameter	ISO 12794/2000
Tipe detektor / dosimeter	Dosimeter Lensa Mata
Energi Radiasi	15 keV sampai 3 MeV, (0,5 ≤ respon ≤ 1,5)
Sudut	0° – 60° pada 60 ± 5 keV, (0,85 ≤ respon ≤ 1,1)
Linearitas	1 mSv sampai 1 Sv, (0,9 ≤ respon ≤ 1,1)
Variasi Koefisien	Kedapat-ulangan:10%, Keseragaman: 15%
Kondisi Lingkungan	Suhu sampai +40 °C dan kelembaban sampai 90% (0,9 ≤ respon ≤ 1,1)

Bahan dan Peralatan

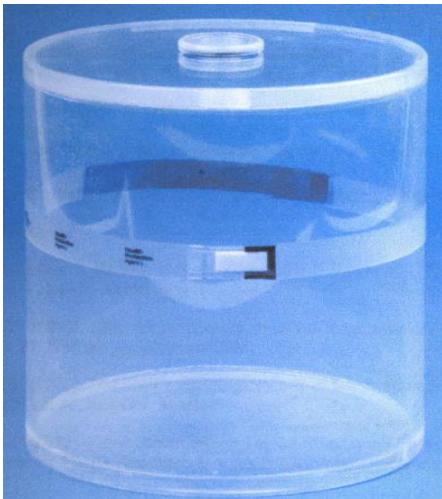
- Dosimeter LiF: Mg, Cu, P dan Headband (Gambar 2)
- Phantom silinder (Gambar 2)
- Pesawat Sinar-X/YXLON MG325 (Gambar 3)
- TLD-Reader Harshaw tipe 6600 (Gambar 4)
- CarrierCard (Gambar 5)



Model 1 - Single detector version



Model 2 - 3 detector version



Gambar 2. Dosimeter LiF: Mg,Cu,P dan Headband (Model 1-single dan Model 2-3 detector) dan phantom silinder.

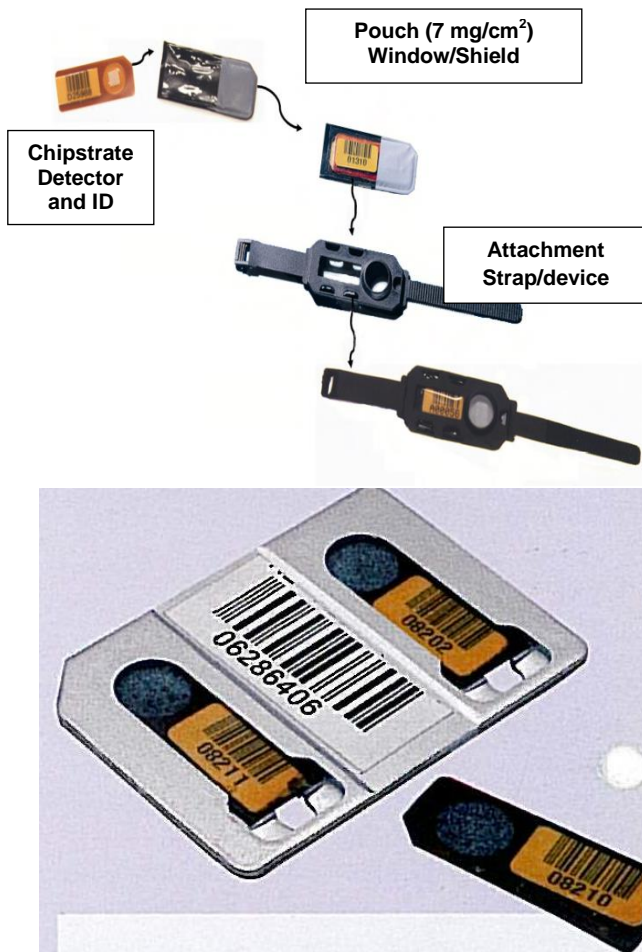


Gambar 4. TLD Reader Harshaw Tipe 6600, untuk membaca Dosimeter LiF:Mg, Cu, P.

Dosimeter yang digunakan pada kajian ini terbuat dari bahan Lithium Florida (Li Natural), LiF; Mg, Cu, P, memiliki Z_{eff} : 8,3, dan *main peak*: 210°C, *maximum emission* 400 nm, dan *relative sensitivity* : 25% dan *fading* pada 25°C : dapat diabaikan. Dosimeter ini dapat memantau radiasi beta, gamma dan sinar-X. *Chipstrate* untuk TLD-700H adalah XD-707H, memiliki kerapatan 7 mg/cm². Dosimeter ini memiliki karakteristik seperti yang disajikan pada Tabel 2 dan Tabel 3.



Gambar 3. Dosimeter sedang disinari Sinar-X



Gambar 5. Sistem TLD-700H

Persiapan

Sebelum digunakan, Dosimeter LiF: Mg, Cu,Pdi *annealing* menggunakan Reader Harshaw tipe 6600 (Gambar 3b), kemudian dilakukan pengujian keseragaman dengan menyinari dosimeter tersebut terhadap ⁹⁰Sr (0,34 mSv) pada tanggal 22 Mei dan 26 Mei 2015. Setelah didiamkan 24 jam, dosimeter dibaca, dan hasil uji keseragaman dosimeter disajikan pada Gambar 6.

Uji sudut datang radiasi/*angle dependence*

Pada studi karakteristik dosimeter ini, dosimeter diuji responnya terhadap variasi sudut datang. Dosimeter diletakkan pada phantom silinder, pada sudut 0°; ±20°; ±40°; dan ±60°, disinari dengan sinar-X W(80), dengan dosis 10 mSv. Dosimeter yang sudah disinari, didiamkan selama 24 jam, kemudian dibaca. Hasilnya disajikan pada Gambar 7.

Kalibrasi Dosimeter LiF: Mg,Cu,P

Sebelum dikalibrasi, dosimeter di-*annealing*, kemudian identitas dosimeter didata pada formulir pendataan, dan dilabel. Untuk penyinaran, dosimeter

disisipkan pada kantung *chipstrate* yang tersedia pada *headband* kemudian dilekatkan pada phantom silinder, pada SDD (*SDD=source detector distance*) 200 cm dari permukaan sinar-X.

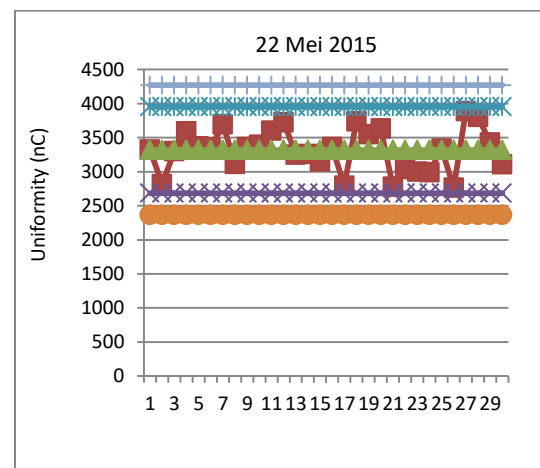
Dosimeter disinari dengan radiasi Sinar-X energi : 120 kV dari Pesawat Sinar-X/YXLON MG325) yang berada di Laboratorium Dosimetri Standar Sekunder (LDSS) di kantor Pusat, Mampang Prapatan, Jakarta Selatan. Penyinaran dosimeter dilaksanakan pada tanggal 17 November 2015, dengan 7 variasi dosis: 0,1; 0,5; 1; 5; 10; 15; 20 mSv. Setiap 1 dosis disinari 3 buah dosimeter. Setelah disimpan selama 24 jam, TLD dibaca dengan TLD Reader tipe 6600 dengan menggunakan penyangga (*carrier*). Setiap *carrier* hanya memuat 2 TLD.

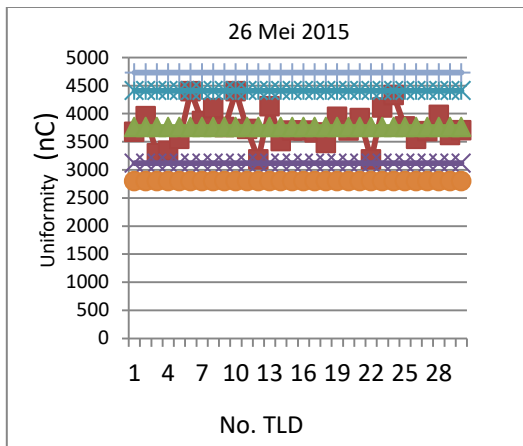
Pada tanggal 19 November dan 24 November dilakukan penyinaran TLD Harshaw dengan energi 100 kV dan 80 kV, dengan 7 variasi dosis.

Dari hasil penyinaran tersebut diperoleh Persamaan kurva kalibrasi TLD untuk sinar-X, energy 120, 100 dan 80 kV, disajikan pada Gambar 8,9 dan 10.

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

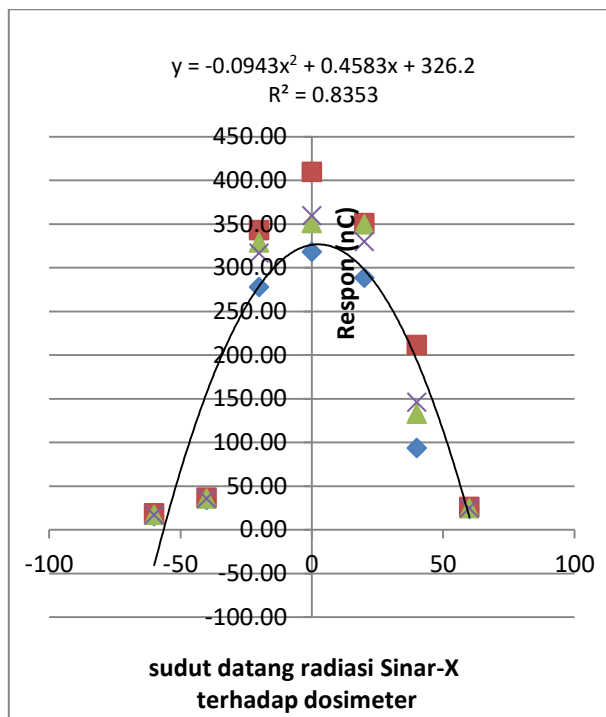
Hasil Uji keseragaman 30 dosimeter dilakukan dengan menyinari dosimeter tersebut dengan sumber beta ⁹⁰Sr (dosis 0,334 mSv), pada tanggal 22 dan 26 Mei 2015. Hasil uji keseragaman dosimeter LiF: Mg, Cu, P berada diantara rentang *Lower Warning Level* (LWL) dan *Upper Warning Level* (UWL). Hasilnya cukup seragam, dengan deviasi standar 1,6% dan 1,7% dari rata-rata, pada tingkat kepercayaan 67 %. Deviasi standar ini akan memberikan kontribusi pada evaluasi dosis.





Gambar 6. Hasil uji keseragaman dosimeter LiF: Mg, Cu, P

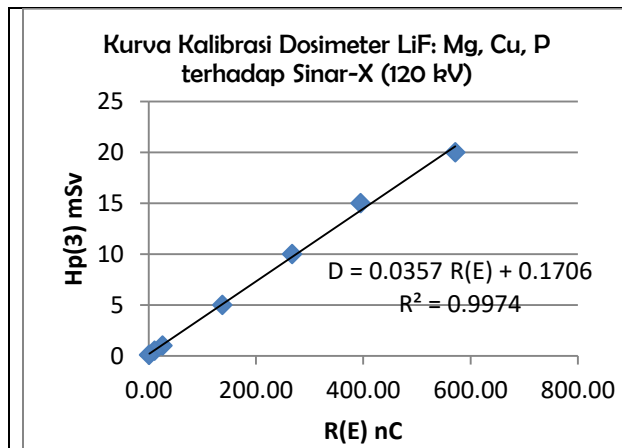
Hasil uji sudut datang radiasi disajikan pada Gambar 7. Semakin besar Sudut datang, dosis radiasi yang diterima pekerja radiasi semakin kecil. Untuk melindungi mata dari katarak/mengurangi dosis yang diterima lensa mata, disarankan sudut datang radiasi lebih besar dari nol atau pada saat bekerja dengan radiasi, posisi mata jangan lurus terhadap radiasi.



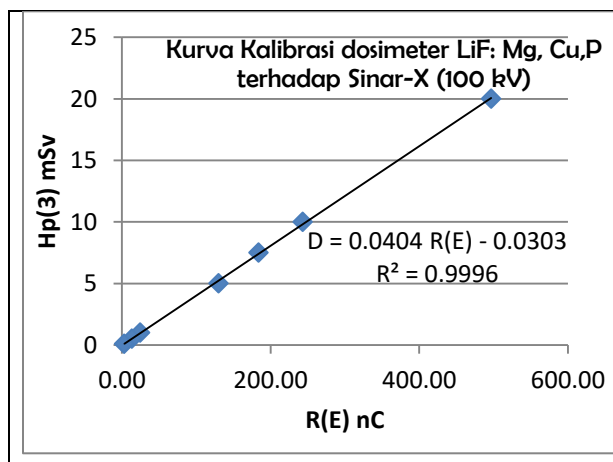
Gambar 7. Pengaruh sudut datang, pada dosimeter LiF: Mg,Cu,P.

Pada Gambar 8,9 dan 10 disajikan kurva kalibrasi dosimeter terhadap Sinar-x energi : 120, 100, dan 80 kV:

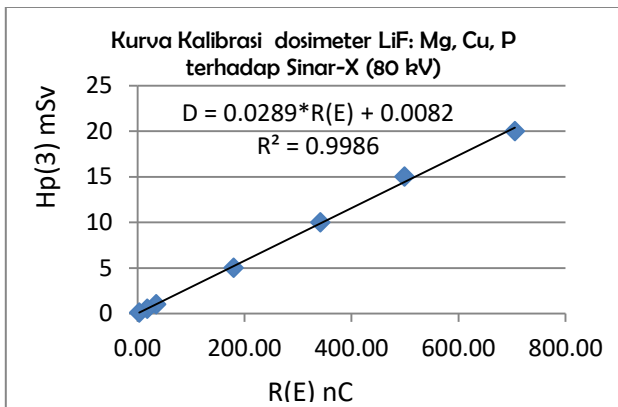
- a. Sinar-X (120 kV) → $D = 0,0357 R(E) + 0,1706, R^2 = 0,9974.$
- b. Sinar-X (100 kV) → $D = 0,0404 R(E) - 0,0303, R^2 = 0,9996.$
- c. Sinar-X(80 kV) → $D = 0,0289 R(E) + 0,0082, R^2 = 0,9986.$



Gambar 8. Kurva kalibrasi Dosimeter terhadap sinar-X (120 kV).

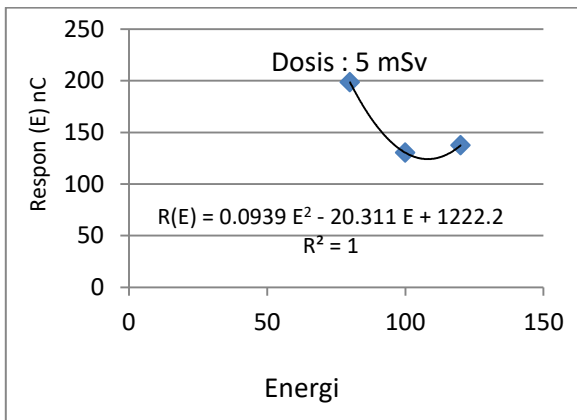


Gambar 9. Kurva Kalibrasi Dosimeter terhadap sinar-X (100 kV).

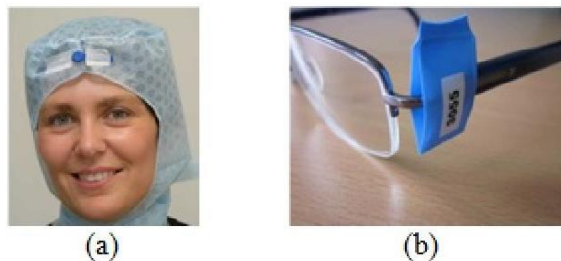


Gambar 10. Kurva kalibrasi Dosimeter terhadap sinar-X (80 kV).

Pada setiap kurva kalibrasi ini terdapat ketidakpastiannya yang akan memberikan kontribusi pada evaluasi dosis. Dengan diperolehnya persamaan di atas (a, b dan c), kebergantungan dosimeter terhadap energy sinar-X (80-120 kV) disajikan pada Gambar 11. Hal ini sesuai dengan teori interaksi radiasi foton/sinar-X dengan materi, yaitu pada daerah efek fotolistrik, mempunyai kecenderungan responnya naik (di bawah energi 100 kV) dan naik lagi responnya pada energi di atas 120 kV. Untuk membuktikan hal ini, sebaiknya studi ini dilanjutkan dengan penyinaran dosimeter dengan sinar-X pada energi di bawah 80 kV dan penyinaran dengan sinar-gamma ¹³⁷Cs (661 keV).



Gambar 11. Kebergantungan respon dosimeter terhadap sinar- X padarentang energi (80, 100 dan 120 kV).



Gambar 12. Penempatan dosimeter lensa mata di Jerman; (a) pada pita kepala, (b) pada kaca mata.

Untuk memverifikasi Kurva Kalibrasi dosimeter LiF: Mg, Cu, P diberikan penyinaran 1 buah dosimeter dengan 1 dosis tertentu (*unknown dose*) pada energy 80 kV. Untuk energy 100 dan 120 kV belum diberikan *unknown dose*. Tujuan pemberian *unknown dose* adalah untuk memverifikasi apakah kurva kalibrasi dari setiap energy, akurat untuk menghitung dosis.

Setelah didiamkan 1 hari, TLD dibaca, dan diperoleh bacaan : (114,6 ± 6,3) nC atau (114,6 ± 5,5%) nC. Setelah dikonversikan ke persamaan kurva kalibrasi, $D(80) = 0,0289 R(E) + 0,0082$ mSv, diperoleh *unknown dose* : 3,29 mSv (~ 3,3 mSv), Ketidakpastian bentangan pada kajian ini hanya meliputi ketidakpastian : keseragaman, *background*, bacaan/respon, persamaan kurva kalibrasi dan penyinaran Sinar-X. Diperoleh ketidakpastian bentangan (*expanded uncertainty*) dari *unknown dose* disajikan pada Tabel 9. Jadi hasil evaluasi *unknown-dose*, Hp(3) di atas adalah : (3,3 ± 6,9 %) mSv.

Tabel 9. Perhitungan ketidakpastian pada perhitungan *unknown-dose*, Hp(3)

Komponen	U(%)	Dist.	u _i (%)	u _i ² (%)
keseragaman	0,3	N	0,30	0,09
<i>background</i>	0,63	N	0,63	0,4
bacaan	3,17	N	3,17	10,1
Kurva kalibrasi	2,42	Lin	0,48	0,23
penyinaran	2	N	1	1
			sum	11,8
			u _c =	3,45
			u _{exp} =	6,9

Untuk membuktikan bahwa dosis yang dihitung ($H^*_m = \text{measured dose}$) itu akurat maka perlu diberitahukan dosis sebenarnya ($H_T = \text{true dose}$), sehingga dapat dievaluasi deviasi/simpangannya.

IV. KESIMPULAN

Pengkajiandosisimeter LiF: Mg, Cu, P telah diperoleh hasilnya sebagai berikut:

- Uji keseragaman 30 TLD yang diuji dengan ^{90}Sr (dosis 0,34 mSv) : cukup seragam, dengan standar deviasi : 1,65% (CL: 67%).
- Respon dosimeter R(E) terhadap Sinar-X W(80) dengan variasi sudut datang $0^\circ, \pm 20^\circ, \pm 40^\circ$; dan $\pm 60^\circ$ diperoleh : $R(E) = -0.0943X^2 + 0.4583X + 326.2$; $R^2 = 0,8358$
- Kurva Kalibrasi dosimeter terhadap Sinar-X diperoleh :
Sinar-X (120 kV) $\rightarrow D = 0,0357 \cdot R(E) + 0,1706$, $R^2 = 0,9974$
Sinar-X (100 kV) $\rightarrow D = 0,0404 \cdot R(E) - 0,0303$, $R^2 = 0,9996$
Sinar-X (80 kV) $\rightarrow D = 0,0289 \cdot R(E) + 0,0082$, $R^2 = 0,9986$
- Respon dosimeter terhadap Sinar-X energi (80-120) kV adalah :
 $R(E) = 0,0939 E^2 - 20,311 E + 1222,2$; $R = 0,914$
- Pengkajian terhadap dosimeter LiF: Mg, Cu, Pyang akan digunakan sebagai dosimeter lensa mata sangat penting dilakukan untuk mengantisipasi layanan pemantauan dosis lensa mata, yang sudah harus diberlakukan oleh PERKA BAPETEN No. 4/2013 pada bulan Maret 2016.
- Verifikasi terhadap Kurva kalibrasi dosimeter (sinar-X energi 80 kV) telah dilakukan, dengan diberikan *unkown dose*. Dosis yang telah dievaluasi sebesar $D_m : 3,3 \text{ mSv} \pm 6,9\%$. Namun belum diberitahukan H_T nya (*true dose*), sehingga belum diketahui bias-nya.
- Untuk memenuhi Perka BAPETEN No. 4/2013, dan untuk perlindungan terhadap pekerja radiasi di intervensional radiologi, kedokteran nuklir, *beam port, glove box application* dan kardiologi, PI seharusnya melengkapi pekerja radiasinya dengan dosimeter lensa mata.

radiologic technologists, Am. J. Epidemiol. 168,620-631.

- Vano, E, et al, 2010, *Radiation cataract risk in interventional cardiology personnel, Radiat.Res.174, 490-495.*
- International Commission on Radiological Protection (ICRP-103-2007), The 2007 recommendations of the international commission on Radiological Protection ICRP Publication 103, Ann. ICRP Vol. 37, Elsevier, Amsterdam 2007.
- ICRP, "Statement on Tissue Reactions", ICRP ref 4825-3093-1464 (2011)
- Peraturan Kepala BATAN No.21 Tahun 2014 tentang Rincian Tugas Unit Kerja di BATAN.
- ISO-SNI 19-17025 : 2008, Persyaratan umum Laboratorium Kalibrasi dan Laboratorium Pengujian.
- Peraturan Kepala BAPETEN No. 4 tahun 2013 tentang Proteksi dan Keselamatan Radiasi dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir
- Extremity and Eye lens dose in interventional radiology and cardiology procedures : first results of ORAMED project Radiation Protection dosimetry (2011) 144 (1-40, 442-447
- <http://www.icrp.org>
- S. Baker, N Gibbens, G. Roberts, L. Hager and P. Gilvin, Type Testing of Harshaw EXTRAD Extremity Dosemeter with PTFE Filter for Measuring Dose to the Lens of the Eye in terms of Hp(3), Health Protection Agency, Center for Radiation, Chemical and Environmental Hazards, UK.
- Ciraj-Bjelac O.Rehani MM, Sim KH, Liew HB, Vano E, Kleiman NJ (2010), Radiation Induced Cataract for staff in interventional cardiology, is there reason for concern ?, Catheter Cardiovascular interv. 76:826-34.

UCAPAN TERIMA KASIH

Penulis mengucapkan terima kasih kepada PTKMR-BATAN dan Ka.Subbid.Kalibrasi AURatas kerjasamanya sehingga Studi Karakteristik dosimeter dapat terwujud.

DAFTAR PUSTAKA

- Peraturan Pemerintah (PP) RI No.33 Tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif.
- Chodick, et al, 2008, *Risk of Cataract after exposure to low dose of ionizing radiation : a 20-year prospective cohort study among US*



DOSIS RADIASI PETUGAS PADA RADIOLOGI INTERVENSIONAL

Drs. Azhar, M.Sc

Badan Pengawas Tenaga Nuklir
a.azhar@bapeten.go.id

ABSTRAK

Penelitian tentang dosis petugas pada radiologi intervensional dan kardiologi intervensional sudah banyak sekali dilakukan di seluruh dunia. Banyak ahli mendapatkan hasil bahwa para pekerja radiologi intervensional bisa menerima dosis tinggi yang melampaui Nilai Batas Dosis pada beberapa prosedur intervensional. Jika kaca mata protektif tidak dipakai, dosis pada lensa mata sangat perlu diperhatikan karena lensa mata sensitif terhadap radiasi. Baru-baru ini ICRP merekomendasikan nilai batas baru untuk lensa mata untuk menurunkan resiko terjadinya opacity (katarak) di antara para pekerja radiologi intervensional. Penggunaan radiologi intervensional di Indonesia meningkat pesat dalam 10 tahun terakhir. Dari tahun 2006 sampai 2012 dan dilanjutkan pada tahun 2013, BAPETEN melakukan survai ke beberapa rumah sakit untuk mengumpulkan data dosis petugas pada radiologi intervensional dan kardiologi intervensional. Data yang terkumpul dari sejumlah rumah sakit menunjukkan bahwa dosis petugas intervensional dapat melampaui 5 mSv/tahun. Dosis tahunan rata-rata yang diterima dokter kardiologi adalah 2,82 mSv (1,20-10,20), perawat 2,62 mSv (1,20-5,90) dan radiografer 1,503 mSv (1,20-3,30). Dosis pada lensa mata diperkirakan antara 1,85 sampai 38,52 mSv per tahun, sehingga ini akan melampaui nilai batas baru untuk lensa mata. Dengan menggunakan metodologi Niklason untuk menghitung dosis efektif, diperkirakan dosis efektif rata-rata untuk setiap prosedur antara 0,014 sampai 0,035 mSv. Dengan asumsi beban kerja berkisar dari 50 sampai 1041 per tahun diperkirakan bahwa dosis efektif yang diterima pekerja dapat melampaui nilai batas tahunan.

Kata kunci: dosis petugas, radiologi intervensional, BAPETEN

ABSTRACT

There have been a lot of studies regarding occupational doses in interventional radiology and cardiology. Many experts found that interventionists may receive a high dose exceeding the dose limit in some interventional procedures. If protective eyeglasses are not worn, doses to the eyes are of great concern because the lense of the eye is sensitive to radiation. Recently ICRP recommended a new dose limit to the lens of the eye to lower the risk of opacities among the interventionists. The use of interventional radiology in Indonesia has been expanding rapidly in a decade. From 2006 to 2012 and then continued in 2013, BAPETEN made surveys to some hospitals to collect occupational doses in interventional radiology and cardiology. Data collected from a number of hospitals shows that the dose of interventionists can exceed 5 mSv/year. The average annual doses received by Cardiologists is 2.82 mSv (1.20-10.20), by Nurses is 2.62 mSv (1.20-5.90) and by Radiographers is 1.503 mSv (1.20-3.30). We estimated that the dose of the eye lens was 1.85 to 38.52 mSv per year, so this will exceed the new dose limit for the eye lens of the worker. By using Niklason methodology to calculate the effective dose, we estimated the average effective dose per procedure was 0.014 to 0.035 mSv. Assuming the workload ranged from 50 to 1041 per year we estimated that the effective dose received by the workers may exceed the annual dose limit.

Keywords: staff doses, interventional radiology, BAPETEN

I. PENDAHULUAN

Jumlah prosedur radiologi intervensional dan kardiologi intervensional dalam 10 tahun terakhir di seluruh dunia meningkat sangat pesat. Prosedur intervensional dapat mencakup waktu fluoroskopi yang panjang, akuisisi cine dan operasi peralatan fluoroskopi dengan mode dosis tinggi yang dapat menghasilkan dosis tinggi pada pasien dan petugas. Jika kaca mata protektif tidak dipakai maka dosis pada mata menjadi perhatian yang sangat penting karena lensa mata sensitif terhadap radiasi.

Studi tentang dosis petugas radiologi intervensional sudah banyak sekali dilakukan di seluruh dunia. Dosis tertinggi yang tercatat adalah selama vertebroplasty, transjugular intrahepatic portosystemic shunt creation

(TIPS), Percutaneous Nephrolithotomy and Nephrolithotripsy (PCNL) and endoscopic retrograde cholangiopancreatography (ERCP). Kim, Miller dan rekan, melaporkan perkiraan dosis efektif per prosedur berkisar dari 0.1 sampai 101 μ Sv untuk vertebroplasty, 2.5-74 μ Sv untuk TIPS, 1.7-56 μ Sv untuk PCNL, 1.8-53 μ Sv untuk prosedur terapi endovascular kepala/leher, dan 0.2-49 μ Sv untuk ERCP. Portas Ferradas dan rekan telah melakukan survai dan mendapatkan bahwa dosis pada lensa mata berkisar antara 1.93 -79.2 μ Sv per prosedur. Mereka menemukan bahwa vertebroplasty adalah prosedur yang menghasilkan dosis yang lebih tinggi pada lensa mata. Dengan melihat semua prosedur selama studi dan mempertimbangkan nilai dosis maksimum untuk

semua petugas, dosis tahunan para petugas dapat berkisar dari 12,70 sampai 101 mSv dan bahkan dapat mencapai 214 mSv jika peralatan protektif tidak digunakan.

Berdasarkan hasil survai yang lainnya, Efsthopoulos, Pantos dan rekan menyimpulkan bahwa terdapat kasus-kasus yang menghasilkan penerimaan dosis yang tinggi dan akan menyebabkan dosis yang melampaui Nilai Batas Dosis jika praktik yang baik tidak diikuti dan peralatan proteksi radiasi tidak digunakan sebagaimana mestinya. Para pakar lainnya Padovani, Duran dan rekan, melakukan survai pada tahun 2009 dan 2010. Mereka mendapatkan bahwa dosis efektif petugas intervensional di bawah nilai batas 20 mSv yang direkomendasikan oleh ICRP dan BSS IAEA. Nilai dosis rata-rata (maksimum), di luar apron, Hp(10) adalah : 7.6 (42.3), 6.1 (26.3) dan 3.4 (14.6) mSv/tahun masing-masing untuk para petugas kardiologi intervensional, tenaga elektrofisiologi dan perawat. Mereka menyarankan bahwa dosis di atas apron merupakan indikator yang bagus dari dosis pada lensa mata.

Penggunaan radiologi intervensional di Indonesia juga meningkat pesat dalam 10 tahun terakhir. Dari tahun 2006 sampai 2012 BAPETEN telah melakukan survai ke beberapa rumah sakit yang kemudian dilanjutkan pada tahun 2013. Survai tersebut bertujuan untuk mengumpulkan data dosis petugas pada radiologi intervensional dan kardiologi intervensional.

II. METODOLOGI

Metode yang digunakan adalah dengan studi literatur dan melakukan telaah pada hasil survai yang dilakukan Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif (P2STFRZR)- BAPETEN, menganalisis hasil evaluasi dosis petugas rumah sakit yang didapatkan dari Subdirektorat Evaluasi Dosis dan Lingkungan, Direktorat Inspeksi Instalasi dan Bahan Nuklir-BAPETEN, serta mengumpulkan data hasil inspeksi ke rumah sakit yang dilakukan oleh Direktorat Inspeksi Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif-BAPETEN.

Pada tahun 2006-2012 yang kemudian dilanjutkan pada tahun 2013, BAPETEN (P2STFRZR) melakukan kajian/survai ke sejumlah rumah sakit dan mengumpulkan data dosis yang diterima dokter radiologi, dokter kardiologi, dokter lainnya dan perawat. Dalam survai tersebut dilakukan pengukuran pada 7 rumah sakit menggunakan pesawat angiografi dengan 19 prosedur intervensional (12 diagnostik dan 7 terapi). Waktu fluoroskopi berkisar antara 0.1 - 68.95 menit. Data yang dikumpulkan berasal dari prosedur DSA, Cath, Arteriography, CA, PTCA, PCI, and PICC.

Untuk mengukur dosis pekerja digunakan TLD chip yang dipakai pada daerah leher di luar thyroid shield, pada gonad di bawah apron dan gonad di luar apron

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Berdasarkan data yang dikumpulkan dari survai tersebut, didapatkan dosis radiasi rata-rata yang diterima beberapa petugas radiologi intervensional sebagai berikut : dokter kardiologi: 2.82 mSv (1.20-10.20), perawat : 2.62 mSv (1.20-5.90), radiografer : 1.503 mSv (1.20-3.30) .

Tabel 1 di bawah menunjukkan dosis radiasi petugas radiologi intervensional untuk setiap prosedur Percutaneous Coronary yang dikumpulkan dari survai terhadap 10 dokter kardiologi, 12 perawat dan 5 radiografer .

Tabel 1. Dosis petugas intervensional per prosedur Percutaneous Coronary

Petugas	Kulit/tangan (mSv)	Thyroid (mSv)	Gonad di luar apron (mSv)	Gonad di dalam apron (mSv)
Dokter kardiologi	0.20 (0.078-0.799)	0.075 (0.064-0.088)	0.287 (0.262-0.312)	0.058 (0.043-0.074)
Perawat	0.128 (0.054-0.472)	0.068 (0.054-0.075)	0.132 (0.079-0.187)	0.063 (0.045-0.077)
Radiografer	0.052 (0.034-0.075)	-	-	-

Berdasarkan data pada Table 1 di atas dengan asumsi beba kerja sebanyak 2 pasien/hari, perkiraan dosis tahunan yang diterima petugas intervensional adalah sesuai Tabel 2 di bawah :

Table 2. Perkiraan dosis tahunan petugas intervensional

Petugas	Kulit/tangan (mSv)	Thyroid (mSv)	Gonad di luar apron (mSv)	Gonad di dalam apron (mSv)
Dokter kardiologi	100 (39-399.5)	37.5 (32-44)	143.5 (131-156)	29 (21.5-37)
Perawat	64 (27-236)	34 (27-37.5)	66 (39.5-93.5)	31.5 (22.5-38.5)
Radiografer	26 (17-37.5)	-	-	-

Adapun dosis rata-rata tahunan yang diterima oleh 66 petugas intervensional berdasarkan hasil evaluasi TLD/film badge selama 7 tahun terakhir adalah berkisar antara 0,0056-38,10 mSv. Dosis yang diterima petugas ditunjukkan pada tabel 3 di bawah ini :

Table 3. Dosis radiasi tahunan petugas intervensional dari pembacaan TLD/film badge

Dosis (mSv)	Jumlah pekerja
0-0.20	13
0.20-1.00	46
1.00-5.00	5
> 5.00	2

Dosis rata-rata per prosedur pada daerah leher di luar thyroid shield adalah 0,06 mSv, pada gonad di dalam apron 0,024 mSv dan gonad di luar apron 0,103 mSv..

Berdasarkan data yang terkumpul, diperkirakan bahwa dosis lensa mata berkisar antara 1,85-38,52 mSv per tahun, yang mana ini akan melampaui nilai batas baru untuk lensa mata bagi petugas/pekerja radiasi sebesar 20 mSv/tahun .

Dengan menggunakan rumus Niklason untuk menghitung dosis efektif, diperkirakan dosis efektif rata-rata per prosedur adalah antara 0,014-0,035 mSv. Dengan berasumsi bahwa beban kerja berkisar antara 50-1041 per tahun, diperkirakan bahwa dosis efektif yang diterima para petugas dapat melampaui nilai batas dosis tahunan.

Untuk menghitung dosis efektif digunakan metodologi yang diusulkan Niklason menggunakan rumus :

$$E = 0.06 (D_o - D_u) + D_u ,$$

Di mana:

E = dosis efektif,

D_o= dosis di luar thyroid collar

D_u=dosis di dalam the apron

Dari perhitungan tersebut diperkirakan dosis efektif rata-rata per prosedur adalah sebesar 0.014 -0.035 mSv. Dengan asumsi bahwa beban kerja berkisar antara 50-1041 per tahun, diperkirakan bahwa dosis efektif berkisar antara 14,57-36,43 mSv. Dengan demikian, akan ada kasus , di mana dosis petugas intervensional dapat melampaui nilai batas dosis tahunan.

Kemudian juga dilakukan pengumpulan data dosis pekerja radiasi dari 12 rumah sakit berdasarkan evaluasi TLD selama periode 2010-2013. Data ini diperoleh dari Subdirektorat Evaluasi Dosis dan Lingkungan, Direktorat Inspeksi Instalasi dan Bahan Nuklir-BAPETEN. Dosis tahunan berkisar antara 0,20-10,91 mSv. Sayangnya tidak dapat dilakukan perkiraan dosis yang diterima para petugas intervensional dari pembacaan TLD karena pada rekaman hasil evaluasi dosis para pekerja tidak dikelompokkan, sehingga tidak diketahui pekerja mana saja yang bertugas pada insatalasi radiologi intervensional. Selain itu ada ketidakpastian karena petugas intervensional mungkin saja tidak memakai TLD sepanjang waktu ketika melaksanakan prosedur intervensional. Dosis pekerja ditunjukkan pada Tabel 4 di bawah ini :

Table 4. Dosis tahunan petugas intervensional dari pembacaan TLD yang dicatat selama tahun 2010-2013.

Dosis (mSv)	Jumlah pekerja
0-0.20	148
0.20-1.00	578
1.00-5.00	22
> 5.00	2

Beberapa penyebab penerimaan dosis yang tinggi pada radiologi intervensional :

Berdasarkan hasil kajian keselamatan radiasi dan survai serta inspeksi yang dilakukan dalam 7 tahun terakhir, didapatkan bahwa banyak petugas radiologi intervensional yang menerima dosis relatif tinggi pada beberapa bagian tubuh karena mereka tidak menggunakan peralatan protektif dengan benar. Selain itu, banyak petugas yang tidak mendapatkan pelatihan proteksi radiasi yang memadai. Banyak juga di antara petugas yang kurang memperhatikan prosedur keselamatan radiasi sewaktu melakukan penyinaran.

IV. KESIMPULAN

1. Keragaman dosis radiasi petugas intervensional untuk setiap prosedur intervensional sangat besar. Studi menunjukkan bahwa dosis petugas di radiologi intervensional kebanyakan di bawah nilai batas dosis. Namun demikian terdapat kasus-kasus di mana dosis petugas dapat melampaui nilai batas tahunan jika praktik yang baik tidak diikuti dan jika peralatan protektif tidak digunakan sebagaimana mestinya.
2. Manajemen rumah sakit agar memberikan perhatian lagi kepada para petugas untuk memberikan pelatihan proteksi radiasi yang memadai bagi para petugasnya yang bekerja pada instalasi radiologi intervensional dan kardiologi intervensional.

DAFTAR PUSTAKA

1. VANO, E., Radiation Protection in Interventional Radiology, University of Madrid, Spain. (2003)
2. EFSTATHOPOULOS, E.P., PANTOS, I., ANDREOU, M., Occupational Radiation Doses to the Extremities and the Eyes in Interventional Radiology and Cardiology Procedures, University of Athens, Athens, Greece. (2009)
3. MILLER, D.L., VANO, E., Occupational Radiation Protection in Interventional Radiology : A Joint Guideline of the Cardiovascular and Interventional Radiology Society of Europe and the Society of Interventional Radiology.
4. KIM, K.P., MILLER, D.L., GONZALEZ, A.M., BALTER, S., Occupational Radiation Doses to Operators Performing Fluoroscopically-guided Procedures, Department of Nuclear Engineering, Kyung Hee University, Gyeonggi-do, Republic of Korea. (2012)
5. PADOVANI, R., DURAN, A., LEFAURE, C., MILLER, D.L., REHANI, M., VANO, E., An International Project to Optimize Occupational Radiation Protection in Interventional Cardiology. (2012)
6. KOTTOU, S., Staff Doses in Interventional Cardiology and Radiology, University of Athens, Medical Physics Laboratory. (2001)
7. MURNIATY,E., RUSMANTO, YULIATIE., Pengkajian Resiko Radiasi Potensial pada Fasilitas Radiologi Intervensiional, Pusat Pengkajian Sistem

- dan Teknologi Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif, BAPETEN, Jakarta, (2006)
8. SAVITRI, L., SUSANTO, W., Pengawasan Dosis Pekerja Radiasi pada Fasilitas Radiologi Intervensional, Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif, BAPETEN, Jakarta, (2013)



MITIGASI DAN PENCEGAHAN RADON DI DALAM RUANGAN

Moekhamad Alfian

P2STPFRZR-BAPETEN, Jakarta

m.alfian@bapeten.go.id

ABSTRAK

MITIGASI DAN PENCEGAHAN RADON DALAM DI DALAM RUANGAN. Gas Radon yang bersifat radioaktif akan selalu ada disemua tempat, dengan tingkat konsentrasi yang berbeda-beda, bergantung kondisi geologi batuan setempat, kondisi tempat tinggal dan pola hidup. Makalah ini dipersiapkan untuk memberikan gambaran kepada masyarakat yang tinggal di daerah dengan konsentrasi radon tinggi mengenai tindakan pengendalian radon di dalam ruangan untuk menghindari konsentrasi radon diatas reference level. Untuk rumah yang akan dibangun, tipe sub slab depressurisation pasive radon system lebih direkomendasikan. Hal ini dikarenakan cara ini paling sederhana, dengan mengkondisikan lapisan tanah tidak langsung kontak dengan lapisan dasar lantai (semacam rumah panggung). Sehingga radon yang teremisikan dari lapisan tanah akan terkoleksikan di ruagan antara tesebut, dan karena perbedaan tekanan maka radon akan mengalir ke luar ruangan melalui pipa yang terpasang dari dalam lapisan tanah menuju ke arah luar. Dengan mempertimbangkan kemampuan sumber daya, maka mitigasi radon diawali dengan pelapisan permukaan tanah sedemikian rupa sehingga meminimalkan infiltrasi radon dari tanah ke ruangan. Selanjutnya dapat diterapkan tipe Sub-slab depressurization passive radon system dengan membuat saluran dari tanah ke bagian atas rumah yang berfungsi mengalirkan radon dari dalam tanah menuju udara bebas. Mitigasi juga dapat dioptimalkan dengan meningkatkan ventilasi rumah sehingga akumulasi radon di ruangan dapat diturunkan. Pengendalian radon sebaiknya minimal dalam hal biaya dan sederhana dalam hal teknologi

Kata kunci: Radan, tempat tinggal, pengendalian, mitigasi

ABSTRACT

PREVENTION AND MITIGATION OF RADON INDOORS. Radon is radioactive gas present in all places, the concentration levels vary, depending on the local rock geological conditions, living conditions and lifestyle. This paper is prepared to give an information to the public about radon indoors controlling action to avoid radon concentration exceeds the reference level. Sub slab depressurisation pasive radon system recommended for new dwelling. The type is simple, by conditioning the soil layers are not directly in contact with the base layer of the floor. Therefore radon emitted from soil layers is accumulated in the space between proficiency level, and due to the pressure difference, the radon flows to the outdoors through a pipe installed on the inside layer of the soil toward the outer. The radon mitigation begins with the surface seal to minimize the infiltration of radon from the soil into the room. Furthermore it can be applied to the type of sub-slab depressurization passive radon system to create a channel from the ground to the top of the dwelling that serves the radon from the ground to the air. Mitigation can also be optimized by improving ventilation so that the accumulation of radon in the room can be reduced. Control of radon should be minimal in cost and simple in terms of technology.

Key Words: Radon, Dwelling, Controlling, Mitigation.

I. PENDAHULUAN

Radon (^{222}Rn) merupakan gas radioaktif dengan umur paru 3,82 hari yang dipancarkan dari batuan dan tanah. Radon cenderung terkonsentrasi pada ruangan-ruangan tertutup. Infiltrasi gas tanah merupakan sumber utama dari konsentrasi radon dalam ruangan, selain bahan bangunan dan ekstraksi air sumur yang memberikan kontribusi kecil.

Hasil studi terkini di eropa, amerika utara dan asia tentang hubungan radon dalam ruangan dengan kanker paru-paru, memberikan hasil resiko kanker paru-paru akan meningkat secara proporsional dengan peningkatan paparan radon.

Radon selalu terdapat disemua tempat, dengan tingkat konsentrasi yang berbeda-beda, bergantung kondisi geologi batuan setempat, kondisi tempat tinggal dan pola hidup. Konsentrasi radon dalam

ruangan tidak dapat dihindari, namun dapat dikendalikan sampai pada nilai yang aman. IAEA merekomendasikan suatu nilai konsentrasi radon yang dianggap aman dan tidak memerlukan tindakan protektif dan remedial. Nilai atau yang dinyatakan dalam reference level radon tersebut sebesar 300 Bq/m³ atau setara dengan dosis 10 mSv[1].

Pada daerah-daerah dengan formasi geologi yang mengandung uranium alam yang cukup signifikan, seperti Kabupaten Mamuju, konsentrasi radon dalam ruangan rumah penduduk dapat melampaui nilai reference level diatas. Disamping itu, tidak menutup kemungkinan kondisi bahan bangunan dan rumah minim ventilasi atau pun ruang bawah tanah, akan memberikan konsentrasi radon cukup signifikan.

Mitigasi dan pencegahan radon merupakan upaya untuk mengendalikan konsentrasi radon dalam suatu

ruangan/tempat tinggal. Mitigasi atau remediasi merupakan tindakan menurunkan konsentrasi radon dari suatu tempat tinggal yang sudah ada (existing) sebelum diberlakukannya kebijakan pengendalian radon. Sedangkan pencegahan/prevention merupakan tindakan untuk mengendalikan konsentrasi radon di tempat tinggal yang akan dibangun ataupun renovasi rumah.

Mempertimbangkan efek atau resiko dari radon terhadap kesehatan, maka perlu ada upaya yang dapat meminimalisasi konsentrasi radon sampai di bawah nilai referencel level.

Makalah ini dipersiapkan untuk memberikan gambaran kepada masyarakat yang tinggal di daerah dengan konsentrasi radon tinggi mengenai tindakan pengendalian radon di dalam ruangan untuk menghindari konsentrasi radon diatas reference level.

II. LANDASAN TEORI

Strategi-Strategi Pencegahan Radon untuk Bangunan Baru

Beberapa strategi pencegahan disampaikan di bawah:

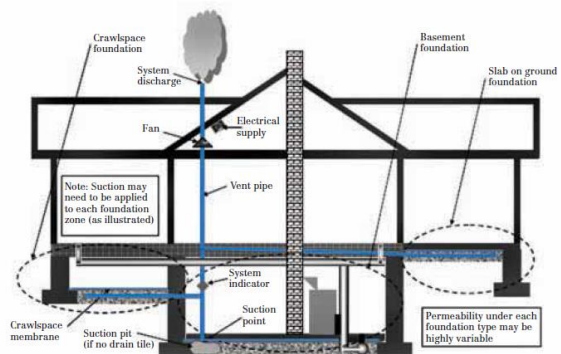
a. Penurunan tekanan tanah dengan cara aktif (Active Soil depressurization/ASD).

Gambar 1 menunjukkan ASD, yang sederhana pemasangannya dan memberikan pengurangan radon yang lebih besar dibandingkan dengan sistem PSD (USEPA 1993). Sistem ASD meliputi komponen-komponen dasar sebagai berikut:

- Titik penghisap terletak di bawah lapisan kontak tanah-lantai atau lapisan kontak antara tanah- slab dari rumah tersebut dan dihubungkan ke lapisan butiran permeable yang seragam dan kontinyu, sistem kendali air tanah atau sebuah bah.
- Titik lepasan terletak sedemikian rupa sehingga paparan yang dapat sampai ke manusia menjadi sekecil mungkin. Untuk contoh, dibagian paling tinggi dari atap. Terdapat bukti bahwa ASD yang membuang radon ke permukaan tanah memberikan risiko radon akan kembali masuk kedalam rumah (Henschel dan Scott tahun 1991, Yull 1994, Henschel 1995). Untuk memastikan kesehatan dan keselamatan masyarakat, titik pembuangan berada:
 - a. Di atas pinggir atap tertinggi;
 - b. Sedekat mungkin dengan wuwungan atap;
 - c. Berjarak 10 kaki dari jendela, pintu atau bukaan bangunan yang lain (dalam gedung) yang berada kurang dari 2 kaki di bawah titik pembuangan;
 - d. Berjarak 10 kaki atau lebih dari bukaan apapun untuk bangunan yang berdekatan
- Pengoperasian secara terus menerus kipas angin yang terletak di luar dan di atas dari ruangan yang dikondisikan. Perbedaan yang jelas penting antara ASD di rumah yang sudah ada dengan bangunan baru adalah penggunaan lapisan permeable dan

penutup akan mengurangi penggunaan energi kipas angin.

- Sebuah U-tube manometer digunakan sebagai sistem indikator untuk memantau performace perbedaan tekanan di dalam pipa vent di bawah kipas tersebut.
- Sistem harus ditandai untuk setiap tingkatan jalur masuk sehingga dapat dibedakan dengan sistem perpipaan.



Gambar 1. Sistem Active soil depressurization/ASD

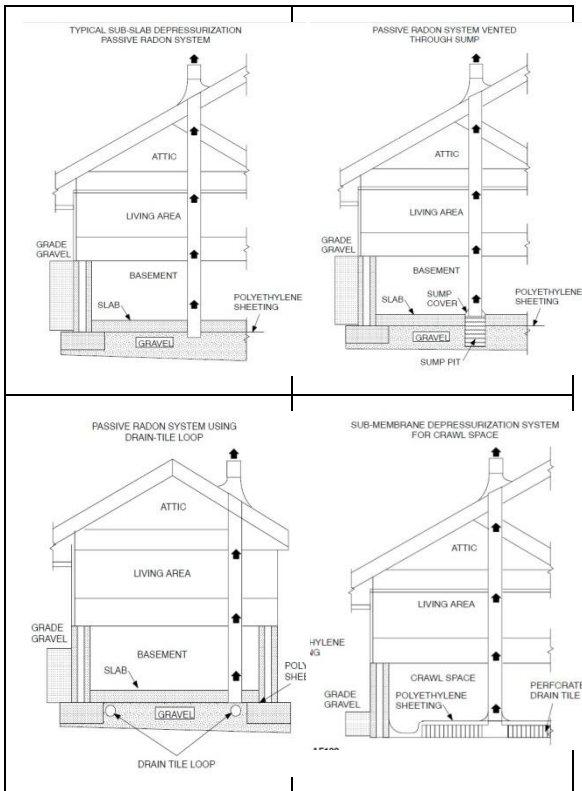
b. Penurunan Tekanan Tanah Dengan Cara Pasif (Pasive Soil depressurization/PSD)

Penurunan Tekanan Tanah Dengan Cara Pasif (PSD) digunakan untuk bangunan baru. PSD ini mirip dengan ASD, dengan pengecualian sebagai berikut:

- Keefektifan PSD bergantung pada kapasitas termal dari pipa ventilasi dan kemampuannya untuk menurunkan tekanan tanah di bawah tekanan ruangan. Untuk membuat PSD menjadi efektif, hal berikut harus dipertimbangkan:
 - sistem harus memiliki lapisan permeabel yang seragam untuk semua komponen yang kontak langsung dengan lapisan tanah (lembaran, membran crawlspace);
 - Pipa ventilasi harus diarahkan terutama melalui bagian bangunan yang panas dan setiap bagian dari pipa ventilasi di daerah tanpa pemanas harus terisolasi;
 - Pipa ventilasi harus memberikan kemudahan dalam proses pemasangan kipas angin jika sistem PSD gagal, sehingga dapat dicapai penurunan radon yang cukup.
 - Saluran buang dari lepasan harus ditempatkan pada bagian tertinggi dari atap.
 - Sistem harus ditandai untuk setiap tingkatan jalur masuk sehingga dapat dibedakan dengan sistem perpipaan.
 - Bagian-bagian bangunan yang kontak langsung dengan tanah harus dilapisi (sealed) untuk mencegah terjadinya infiltrasi gas tanah.
 - Apabila perbedaan tekanan udara antara pipa ventilasi dan ruangan terlalu kecil, maka performance sistem monitoring dilakukan melalui pemantauan radon kontinyu atau berkala.

Pada beberapa bangunan baru, PSD menunjukkan penurunan konsentrasi radon sekitar 50%. Jika sistem PSD dipasang dan dirancang secara sempurna, maka akan dibutuhkan kipas angin dengan daya 75 W atau lebih kecil untuk mengaktifasi sistem. Penggunaan daya yang kecil tersebut, akan memperkecil biaya pengoperasiannya. Beberapa jenis PSD meliputi:

- Sub-slab depressurization passive radon system;
- Passive radon system vented through sump;
- Passive radon system using drain-tile loop; dan
- Sub membrane depressurization system for crawl space.



Gambar 1. Beberapa contoh sistem pasive soil depressurization/PSD

c. Pelapisan Permukaan

Pelapisan permukaan yang memisahkan ruang yang ditempati dalam ruangan dari tanah dapat meningkatkan kinerja strategi pencegahan PSD atau ASD. Dalam kasus ini, pelapisan akan mengurangi hilangnya udara terkondisikan dari dalam ruangan, dan meningkatkan pembalikan tekanan udara dari tanah ke dalam ruangan.

Sebagai strategi pencegahan yang berdiri sendiri, pelapisan memiliki potensi terbatas untuk pengurangan radon, seiring dengan bertambah waktu.

Metode ini menjadi efektif berhasil menurunkan radon jika semua celah dapat ditutup. Namun, kadang kala terdapat celah yang tidak dapat terlihat dan dari waktu ke waktu akan terjadi retak baru. Mungkin ada peningkatan aliran radon melalui celah-celah yang

tersisa dan hanya sedikit penurunan konsentrasi radon yang dapat dicapai.

Jika memungkinkan, untuk menutupi tanah di bawah lantai sebaiknya menggunakan membran, karena cara ini dapat menjadi tindakan anti-radon yang berguna, terutama jika dikombinasikan dengan pompa untuk mengurangi tekanan di bawah membran (seperti dengan bah aktif).

d. Barrier dan Membrane

Barrier atau membran antara tanah dan di dalam ruangan dapat digunakan sebagai teknik tersendiri atau kombinasi dengan teknik lain seperti pasif atau depressurization tanah aktif. Membran juga dapat membantu membatasi migrasi kelembaban ke dalam ruangan. Penggunaan barrier harus mempertimbangkan sifat: kerapatan udara, difusi dan daya tahan.

e. Ventilasi ruang kosong

Ventilasi ruang kosong antara tanah dan ruang yang ditempati dapat mengurangi konsentrasi radon dalam ruangan dengan memisahkan ruangan dari tanah dan mengurangi konsentrasi radon di bawah ruang yang ditempati.

Efektivitas strategi ini tergantung pada sejumlah faktor, antara lain:

kerapatan udara dari sistem lantai yang terletak di atas ruang kosong dan distribusi ventilasi di sekeliling ruang kosong. Sebuah variasi dari pendekatan ini dilakukan dengan melibatkan penggunaan kipas angin baik menekan atau penurunan tekanan ruang kosong. Namun, penurunan tekanan menggunakan kipas angin dapat menimbulkan masalah seperti kebakaran peralatan dan kehilangan energi (ASTM 2003a). Sub Slab dan submembrane depressurization (SSD dan SMD) mungkin baik aktif atau pasif dan direkomendasikan untuk mengendalikan radon dibangun dengan pondasi crawl space. SSD dan SMD menawarkan pengurangan radon yang lebih besar dari ventilasi crawlspace.

f. Ventilasi dari ruangan yang dihuni

Untuk kualitas udara dalam ruangan secara keseluruhan, sangat diharapkan adanya pertukaran antara udara indoor dan outdoor. Untuk strategi pencegahan radon, ventilasi memiliki pengaruh bervariasi dan dapat menyebabkan kerugian energi, terutama di iklim yang ekstrim. Jika sumber radon utama adalah bahan bangunan maka ventilasi akan dibutuhkan. Namun, lebih baik untuk menghindari penggunaan bahan bangunan yang merupakan sumber dari radon.

g. Pengolahan Air

Pengolahan air untuk mengurangi radon tidak umum dilakukan untuk konstruksi baru, kecuali jika diketahui bahwa konsentrasi radon ditempat tersebut sangat tinggi dan dianggap suatu masalah.

Mitigasi radon di tempat tinggal yang telah ada (existing)

Beberapa aspek mitigasi radon sama dengan pencegahan radon, namun ada juga perbedaan yang cukup penting. Keefektifan mitigasi radon bervariasi dengan jenis sistem yang dipasang dan kualitasnya. Sistem penurunan tekanan tanah dengan cara aktif akan menjadi paling efektif menurunkan konsentrasi radon. Jika dipasang oleh kontraktor yang berpengalaman. Untuk menentukan mitigasi atau untuk menentukan tindakan mitigasi yang paling efektif, pengukuran radon harus dilaksanakan sesuai dengan protokol pengukuran dan dapat diterapkan tingkat referensi.

Sistem mitigasi radon dikategorikan sebagai berikut:

a. Penurunan tekanan tanah secara aktif (Active Soil Depressurization/ASD)

Sebagaimana dijelaskan sebelumnya, ASD merupakan bentuk mitigasi paling umum untuk rumah yang telah ada (existing). Yang dikarenakan tingkat keberhasilannya tinggi dalam menurunkan radon di rumah atau bangunan lain, teknis ASD sebaiknya diprioritaskan. Karakteristik spesifik dari sistem ASD bergantung pada sifat pondasi (basement, slab-on-grade dan crawspace foundation).

Kesulitan utama dari penerapan ASD untuk rumah existing dibandingkan penerapannya untuk bangunan baru adalah:

- Material underneath atau lantai terbawah dari bangunan kemungkinan sangat tidak permeable sehingga perlu memasang lubang bah atau penghisap (untuk meningkatkan luas permukaan sub slab berdasarkan penghisap yang digunakan) atau kipas ASD mungkin perlu disesuaikan ukurannya.
- Mungkin ada kesulitan untuk membuka penutup antara tanah dengan ruangan.
- Mungkin ada kesulitan terkait jalur pipa ventilasi.

b. Ventilasi ruangan yang dihuni

Ventilasi untuk ruangan yang dihuni mungkin bekerja secara aktif menggunakan kipas angin atau secara pasif menggunakan jendela atau ventilasi secara manual. Pendekatan ventilasi untuk menurunkan radon lebih umum untuk bangunan sekolahan yang mempunyai ventilasi mekanik dan gedung besar daripada rumah-rumah kecil. Ventilasi menggunakan kipas listrik dapat menurunkan perbedaan tekanan antara tanah dan ruangan, begitupula pengenceran radon setelah masuk ke ruangan. Sistem ventilasi ini sangat handal jika hal-hal ini diterapkan:

- Sumber radon utama berasal dari bahan bangunan
- Bangunan terletak di lokasi yang dominan tidak panas dan tidak dingin
- Ada banyak masalah kualitas udara dalam ruangan
- ASD tidak sesuai untuk diterapkan atau tidak dapat menurunkan konsentrasi radon

Ventilasi mekanik mungkin dilakukan dengan salah satu dari tiga cara berikut berdasarkan keuntungan dan kerugiannya:

Exhaust ventilation, dimana penurunan tekanan dalam ruangan berhubungan dengan tanah dan luar ruangan, teknik ini hampir tidak pernah digunakan untuk menurunkan radon, dan secara khusus bukan untuk iklim yang didominasi panas atau dingin.

Supply Ventilation (ventilasi pasif), menekan udara dalam ruangan ke tanah atau luar ruangan atau pengenceran radon setelah masuk ruangan. Teknik ini memberi resiko: iklim panas, kerusakan kondensasi ke penutup bangunan. Untuk teknik ini, pemilik bangunan harus merawat filter dan semua pintu dan jendela harus dikondisikan tertutup. Untuk iklim dingin, kipas harus dilengkapi dengan elemen pemanas.

Balanced exhaust ventilation dengan penekanan atau tanpa penurunan tekanan ruangan ke tanah atau udara luar. Bentuk ventilasi ini mengencerkan radon setelah masuk ke bangunan. Pada kondisi iklim yang panas dan/atau dingin, teknik ini sering dikerjakan dengan panas atau ventilator pengambil energi untuk menurunkan konsumsi energi.

c. Pelapisan permukaan

Menutup permukaan yang terbuka antara ruangan dan tanah adalah teknik mitigasi yang kontroversial karena keefektifannya yang terbatas. Teknik ini akan lebih baik jika diikuti dengan teknik lain, seperti: ASD. Jika teknik pelapisan ini tanpa diikuti teknik lain maka akan sulit untuk menutup permukaan yang kontak dengan tanah sedemikian rupa sehingga mencegah tertekannya radon masuk ke ruangan.

d. Pengolahan Air

Pada kasus yang relatif jarang terjadi dimana sejumlah radon berpindah ke ruangan oleh air dari sumber sumur individual. Sebaliknya, pada beberapa kasus, pengolahan air digunakan untuk menurunkan konsentrasi radon di udara. Strategi utama untuk menurunkan konsentrasi radon di ruangan akibat air sumur, meliputi:

- Aerasi: di dalam sebuah tanki terbungkus, udara digelembungkan melalui air atau air di semprotkan ke udara atau di cascaded over objects ketika radon diekstrak dari air ke udara luar.
- Filtrasi dengan karbon aktif granular, teknik secara umum sedikit mahal tetapi menghasilkan sedikit reduksi radon

III. METODOLOGI

Makalah ini disusun melalui kajian pustaka dengan tahapan: inventarisasi referensi/pustaka nasional dan internasional terkait, telaahan terhadap referensi/pustaka dengan mempertimbangkan data hasil kajian sebelumnya, dan tahap penulisan makalah.

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

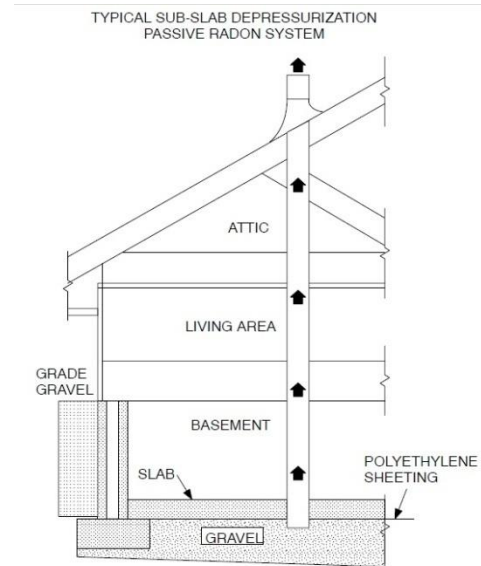
Pengendalian radon di ruangan/rumah saat ini belum begitu populer di Indonesia. Hal tersebut dikarenakan masih rendahnya pengetahuan masyarakat tentang keberadaan dan efek radiasi radon. Selain itu, belum adanya kasus kesehatan yang terbukti diakibatkan oleh radon juga menjadi alasan kurangnya kepedulian terhadap radon.

Berdasarkan data peta laju gamma di wilayah Indonesia yang diterbitkan oleh BATAN, pada umumnya konsentrasi radon di sebagian besar wilayah Indonesia masih berada pada nilai rata-rata dunia (39 Bq/m³). Hanya beberapa kabupaten yang cenderung mengandung konsentrasi radon di atas rata-rata, bahkan di atas nilai referensel level 300 Bq/m³, kabupaten tersebut adalah Kabupaten Mamuju yang konsentrasi radon di beberapa rumah penduduk melampaui 300 Bq/m³, Konsentrasi radon di Kabupaten Mamuju tersebut di sebabkan oleh kondisi geologik dari daerah tersebut.

Konsentrasi radon dapat meningkat apabila akibat faktor lain, seperti penggunaan bahan bangunan, pengaruh disain rumah, atau penggunaan air dengan kandungan Radium tinggi. Sehingga untuk daerah yang saat ini konsentrasi radonnya masih rendah akan berpotensi ada peningkatan konsentrasi radon yang diakibatkan oleh faktor-faktor tersebut.

Seperti disebutkan sebelumnya, mekanisme transpor radon yang paling penting adalah melalui aliran udara (adveksi) dari tanah ke ruang yang ditempati. Kekuatan pendorong lainnya termasuk difusi. Perbedaan tekanan udara antara tanah dan ruangan adalah penyebab utama masuknya radon sehingga strategi untuk menurunkan dalam ruangan dilakukan dengan membalikkan perbedaan tekanan tersebut. Kebanyakan strategi pencegahan berupa langkah-langkah untuk membatasi infiltrasi gas dari tanah gas yang diakibatkan adanya perbedaan tekanan udara antara tanah dan ruang yang ditempati dalam suatu ruangan. Strategi pencegahan radon harus mempertimbangkan kombinasi tertentu dari praktek konstruksi, sumber radon, dan mekanisme transportasi, agar hemat biaya.

Tata bangunan/ruangan yang digunakan untuk tempat tinggal sangatlah penting untuk mengendalikan konsentrasi radon dalam ruangan. Untuk rumah yang akan dibangun, tipe sub slab depressurization pasive radon system lebih direkomendasikan. Hal ini dikarenakan cara ini paling sederhana, dengan mengkondisikan lapisan tanah tidak langsung kontak dengan lapisan dasar lantai (semacam rumah panggung). Sehingga radon yang terkoleksikan dari lapisan tanah akan terkoleksikan di ruagan antara tersebut, dan karena perbedaan tekanan maka radon akan mengalir ke luar ruangan melalui pipa yang terpasar dari dalam lapisan tanah menuju ke arah luar.



Gambar 2. Sistem Pengendalian Radon sub slab depressurization pasive radon system

Fungsi dari lapisan polyetilene dan slab merupakan kombinasi sebagai penghalang yang efektif untuk menghambat keluarnya radon dari lapisan tanah. Ventilasi ruangan juga diatur sedemikian rupa sehingga cukup efektif untuk sirkulasi udara dan tentunya akan menurunkan konsentrasi dalam ruangan.

Penggunaan bahan bangunan untuk daerah dengan tingkat radiasi alam tinggi sebaiknya dihindari, karena akan memberikan kontribusi konsentrasi radon. Perhitungan yang dibuat untuk model masonry house menunjukkan bahwa rata-rata pancaran radon dari bahan bangunan sekitar 10 Bq/m³. Uni eropa memperkirakan kontribusi bahan bangunan terhadap konsentrasi radon dalam ruangan pada rentang 10-20 Bq/m³ yang bersesuaian dengan dosis 0,3-0,6 mSv. Amerika memperkirakan kontribusi bahan bangunan terhadap konsentrasi radon dalam ruangan pada rentang 4-7 Bq/m³[2].

Lingkup dan perlunya rekomendasi mitigasi (kendali radon untuk rumah yang sudah ada) didasarkan pada konsentrasi radon yang terukur. Sebagai contoh, jika pengukuran konsentrasi radon menunjukkan nilai sedikit tinggi dan tidak ada waktu yang dianggap tepat untuk menerapkan upaya menurunkan radon maka disarankan dilakukan langkah-langkah mitigasi yang bertahap dan terbatas [3].

Perlu adanya pengamatan visual terhadap bangunan untuk mengetahui pergerakan masuknya radon dan strategi mitigasi yang potensial, seperti:

- Titik masuk radon;
- Pilihan titik ASD;
- Pilihan jalur untuk saluran ASD;
- Sumber-sumber utama dari penurunan tekanan di rumah;
- Riwayat konstruksi dan alterasi bangunan;

Menerapkan pembakaran dimana jendela membawa polutan keluar ruangan;

Penggunaan ASD memang banyak direkomendasikan, namun cara ini memerlukan biaya dan teknologi sehingga akan sulit diterapkan di daerah seperti Mamuju.

Dengan mempertimbangkan kemampuan sumber daya, maka mitigasi radon diawali dengan pelapisan permukaan tanah sedemikian rupa sehingga meminimalkan infiltrasi radon dari tanah ke ruangan. Selanjutnya dapat diterapkan Sub-slab depressurization passive radon system dengan membuat saluran dari tanah ke bagian atas rumah yang berfungsi mengalirkan radon dari dalam tanah menuju udara bebas. Mitigasi juga dapat dioptimalkan dengan meningkatkan ventilasi rumah sehingga akumulasi radon di ruangan dapat diturunkan.

IV. KESIMPULAN

Pencegahan dan mitigasi radon di dalam rumah perlu dipertimbangkan, terutama untuk daerah dengan tingkat radiasi alam tinggi. Pengendalian radon sebaiknya minimal dalam hal biaya dan sederhana dalam hal teknologi. Tipe sub slab depressurization pasive radon system merupakan cara reduksi radon yang tepat diterapkan untuk rumah yang sudah ada atau akan dibangun. Selain itu Pelapisan permukaan, ventilasi rumah dan pilihan penggunaan bahan bangunan juga sangat penting untuk pengendalian radon.

DAFTAR PUSTAKA

1. IAEA. (2014) GSR-Part 3 Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards, Vienna
2. IAEA. (2015) SSG-32 Protection of the Public against Exposure Indoors due to Radon and Other Natural Sources of Radiation, Vienna
3. WHO. (2009) WHO Handbook on Indoor Radon, Switzerland .
4. IEMA - Division of Nuclear Safety Radon Program. Guide to Radon Mitigation, Illionis.
5. EPA. Local Effortsto Reduce Radon Risks Highlights and Lessons learned
6. IAEA. (2015) SSG-32 Protection of the Public against Exposure Indoors due to Radon and Other Natural Sources of Radiation, Vienna



PEMANFAATAN KODE MCNPX UNTUK RANCANG BANGUN RUANG RADIOTERAPI

Asih Rahmini Rahmat, Suharyana, Riyatun

Program Studi Fisika, FMIPA UNS Surakarta

(suharyana61@staff.uns.ac.id)

ABSTRAK

PEMANFAATAN KODE MCNPX UNTUK RANCANG BANGUN RUANG RADIOTERAPI. Di makalah ini dilaporkan hasil rancang bangun ruang untuk radioterapi dengan menggunakan kode MCNPX. Ruang terdiri dari ruang tindakan, ruang pekerja radiasi dan ruang tunggu. Pesawat radioterapi Co-60 dan ruang radioterapi yang disimulasikan mengacu pada fasilitas yang ada di RSUD Dr. Moewardi Surakarta. Sumber radioaktif Co-60 yang digunakan untuk simulasi diasumsikan berbentuk cakram dengan arah radiasinya searah. Simulasi laju dosis dilakukan di lorong, kiri gantry, kanan gantry, belakang gantry dan depan gantry. Hasil simulasi laju dosis di masing-masing ruang adalah (220,0 0,0), (5030,0 0,0), (4210,0 0,0), (100,0 0,0) dan (100,0 0,0) Sv/jam. Sedangkan hasil simulasi laju dosis di luar ruang tindakan seperti pintu kiri ruang tindakan, pintu kanan ruang tindakan, tepat pintu ruang tindakan, meja pekerja radiasi dan ruang tunggu bernilai 0 Sv/jam. Mengacu pada Nilai Batas Dosis (NBD) di Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir No. 4 Tahun 2013 yaitu untuk pekerja radiasi menerima laju dosis kurang dari 20 mSv/tahun selama 5 tahun berturut-turut serta 50 mSv dalam 1 tahun tertentu dan masyarakat umum menerima laju dosis kurang dari 1 mSv/tahun, dengan asumsi pekerja radiasi bekerja selama 2000 jam dalam 1 tahun maka total laju dosis yang diterima adalah 0 Sv dan hasil simulasi laju dosis yang diterima masyarakat umum sebesar 0 Sv/jam. Oleh sebab itu dapat disimpulkan bahwa rancang bangun ruang radioterapi memenuhi standar yang ditentukan oleh BAPETEN. Simulasi komputer dengan kode MCNPX dimaksudkan agar pekerja radiasi dan masyarakat umum terjamin keselamatannya ketika pesawat radioterapi Co-60 dioperasikan.

Kata kunci: Rancang bangun ruang radioterapi, Proteksi radiasi, Laju dosis gamma, MCNPX

ABSTRACT

APPLICATION MCNPX CODE TO STRUCTURE DESIGN RADIOTHERAPY ROOM. This article addresses the structure of radiotherapy room using MCNPX code. The rooms consist of treatment room, radiation worker room and waiting room. The radiotherapy machine of Co-60 and radiotherapy room were simulated referring to facility in Dr. Moewardi Local General Hospital Surakarta. The radioactive source had been used in simulation had been assumed as a disk with monodirection. The simulation of dose rate had been done in the path, left gantry, right gantry, behind of gantry and in front of gantry. The result of dose rate simulation in each rooms are (220.0 0.0), (5030.0 0.0), (4210.0 0.0), (100.0 0.0) dan (100.0 0.0) Sv/hour. Although the result of dose rate simulation in external treatment room i.e left door treatment room, right door treatment room, in the door treatment room, table of radiation worker and waiting room is 0 Sv/hour. Considering the Dose Margin Value (NBD) as stated in the BAPETEN chairman Regulation No. 4 of 2013, the radiation workers received dose rate less than 20 mSv/year for 5 successively years and 50 mSv in one certain year and general society received dose rate less than 1 mSv/year, with assumption radiation worker works for 2000 hours in 1 year so dose rate totally is 0 Sv and the result of dose rate had been received by general society is 0 Sv/hour. So it can be concluded that structure design of radiotherapy to qualified referring to regulation of BAPETEN. Computer simulation with MCNPX code was intended to preview the radiation worker and general society guaranteed safety it when the radiotherapy machine of Co-60 had been operated.

Keywords: Structure design radiotherapy room, radiation protection, gamma dose rate, MCNPX

I. PENDAHULUAN

Radioterapi adalah teknik pengobatan kanker dengan memanfaatkan radiasi pengion seperti sinar-X, sinar gamma, radiasi beta, radiasi alpha, neutron atau proton [1]. Pekerja radiasi harus dilindungi agar radiasi rata-rata yang diterima selama selang waktu tertentu tidak melebihi Nilai Batas Dosis (NBD) yang ditetapkan oleh Rumah Sakit tersebut. Oleh karena itu ruang radioterapi harus didesain sedemikian rupa agar pekerja terlindungi dari bahaya radiasi.

Dosis rata-rata untuk pekerja radiasi tidak boleh melebihi Nilai Pembatas Dosis yang ditetapkan oleh pihak Rumah Sakit. Menurut Perka BAPETEN No. 4 Tahun 2013, dosis efektif rata-rata yang diperbolehkan diterima pekerja radiasi sebesar 20 mSv/tahun dalam periode 5 tahun. Namun pekerja boleh menerima dosis efektif 50 mSv dalam 1 tahun tertentu. Untuk masyarakat umum penyinaran seluruh tubuh tidak boleh melampaui 1 mSv dalam 1 tahun [2].

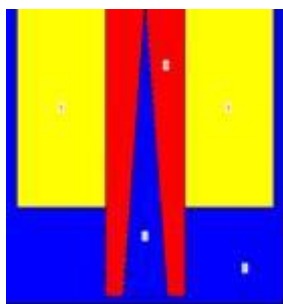
Dalam makalah ini dilaporkan hasil simulasi rancang bangun ruang radioterapi pesawat Co-60 yang

memenuhi syarat yang ditetapkan oleh BAPETEN. Ruang yang dirancang terdiri atas ruang tindakan, ruang pekerja radiasi dan ruang tunggu pasien. Simulasi dilakukan menggunakan kode MCNPX. Simulasi komputer dengan kode MCNPX dimaksudkan agar pekerja radiasi dan masyarakat umum terjamin keselamatannya ketika pesawat radioterapi Co-60 dioperasikan.

II. POKOK BAHASAN

Instalasi radioterapi terdiri atas ruang tindakan, ruang pekerja radiasi dan ruang tunggu. Ukuran setiap ruang berbeda – beda, untuk ruang tindakan yaitu 939 cm × 780 cm × 320 cm, ruang pekerja radiasi yaitu 370 cm × 284 cm × 320 cm dan ruang tunggu yaitu 1453 cm × 829,5 cm × 320cm. Denah ruang ditunjukkan dalam Gambar 2. Dinding ruang disimulasikan dengan beton yang memiliki massa jenis 2,35 gr/cm³. Tebal dinding setiap ruang bervariasi, untuk ruang tindakan dinding primer sebesar 120 cm dan dinding sekunder sebesar 100 cm, untuk ruang pekerja radiasi sebesar 16 cm, untuk ruang tunggu sebesar 90 cm. Spesifikasi material untuk dinding ruang radioterapi dapat dilihat di “Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling” [3]. Pintu ruang tindakan dibuat dengan ketebalan 6 cm yaitu 0,2 cm terbuat dari Pb murni dan 5,8 cm terbuat dari besi murni.

Sumber Co-60 (energi Co-60 yaitu 1,33 MeV dan 1,17 MeV) yang disimulasikan berbentuk cakram dengan aktivitas 7,3 kCi pada April 2012 serta memiliki diameter sebesar 1 mm. Sumber radiasi diletakkan di dalam kolimator yang berbentuk limas dengan alas berbentuk bujur sangkar dengan sisi 0,7 cm dan tinggi 45,8 cm. Kolimator dengan tebal 3,5 cm terbuat dari campuran tungsten, nikel dan tembaga. Spesifikasi material kolimator dapat dilihat di [4]. Kolimator dan sumber radiasi dilindungi dengan material campuran Pb dan tungsten. Bentuk geometri simulasi kolimator dan sumber radiasi dapat dilihat pada Gambar 1.



Gambar 1. Geometri simulasi kolimator dan sumber radiasi

Dari Gambar 1 ditunjukkan bahwa cell 1 dan 2 merupakan udara, cell 3 merupakan kolimator dan cell 5 merupakan rumah sumber radiasi.

Simulasi perhitungan laju dosis di posisi sebagaimana terlihat pada Gambar 2. Perhitungan laju dosis dilakukan menggunakan tally F4 yang disertai dengan tally dosis. Koefisien KERMA yang digunakan mengacu pada ICRP 21 [5].

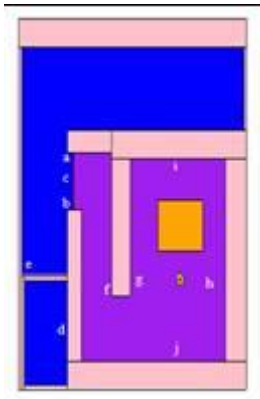
Semua perhitungan simulasi dilakukan dengan metode Monte Carlo menggunakan perangkat lunak MCNPX. MCNPX adalah kode transport Monte Carlo yang digunakan untuk merunut jejak partikel yang dimulai dari partikel tersebut lahir sampai dengan hilang. Partikel yang dapat disimulasikan di MCNPX yaitu proton, neutron, elektron maupun gabungan neutron atau photon [5]. Partikel yang digunakan untuk makalah ini yaitu partikel γ karena sumber radioaktif yang digunakan adalah Co-60. Definisi sumber radioaktif untuk memodelkan Co-60 yang berbentuk cakram yaitu pos digunakan untuk mendefinisikan posisi sumber radioaktif yang disimulasikan, axs untuk mendefinisikan sumbu pada sumber radioaktif yang digunakan, ext untuk mendefinisikan jarak pos sepanjang axs, erg digunakan untuk mendefinisikan energi yang digunakan sumber radioaktif, rad untuk mendefinisikan posisi jarak radial dimana saat input syntax rad ini di inputkan juga jari – jari dari sumber radioaktif yang digunakan, par untuk mendefinisikan partikel yang disimulasikan, dir untuk mendefinisikan arah sumber radioaktif dan vec digunakan untuk sudut yang menunjukkan letak sumber radioaktif. Pendefinisian sumber radioaktif yang digunakan pada simulasi yaitu

```
sdef pos=0 0 25.801 axs= 0 0 1 ext=0 erg=d1 rad=d2
par=2 vec=0 0 1 dir=-1
si1 L 1.17 1.33
sp1 D 0.5 0.5
si2 0 0.05
sp2 -21 1
```

Jumlah partikel γ yang disimulasikan sebanyak 2×10^9 buah. Satuan dari hasil simulasi yang telah dilakukan yaitu rem/jam kemudian dikalikan dengan faktor pengali berupa aktivitas dan koefisien KERMA. Setelah itu, dari satuan laju dosis rem/jam dikonversi menjadi satuan laju dosis yang berupa Sv/jam.

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Di bawah ini diperlihatkan desain matematis ruang radioterapi.



Gambar 2. Denah ruang radioterapi

Simulasi laju dosis dilakukan di : a pintu kiri ruang tindakan, b : pintu kanan ruang tindakan, c : tepat pintu ruang tindakan, d : meja pekerja radiasi, e : ruang tunggu, f : lorong, g : kiri gantry, h : kanan gantry, i : belakang gantry dan j : depan gantry. Huruf a-j mengacu pada Gambar 1.

Hasil perhitungan laju dosis di pintu kiri ruang tindakan, pintu kanan ruang tindakan, tepat pintu ruang tindakan, meja pekerja radiasi dan ruang tunggu bernilai 0 Sv/jam. Sedangkan laju dosis di posisi yang lain dapat dilihat pada Tabel 1.

Tabel 1. Hasil simulasi laju dosis di ruang tindakan
Posisi

Posisi	Hasil simulasi ($\mu\text{Sv/jam}$)
f	220,0 \pm 0,0
g	5030,0 \pm 0,0
h	4210,0 \pm 0,0
i	100,0 \pm 0,0
j	3940,0 \pm 0,0

Pada Tabel 1 dapat dilihat bahwa depan gantry, kiri gantry dan kanan gantry memiliki laju dosis yang lebih besar dibandingkan dengan yang lain karena adanya kontribusi hambur dari kolimator, meja pasien serta dinding dan tidak adanya penghalang. Bagian kiri gantry memiliki laju dosis yang lebih besar bila dibandingkan dengan kanan gantry dan depan gantry.

Laju dosis pada lorong lebih kecil bila dibandingkan dengan kiri gantry karena adanya faktor jarak antara sumber radiasi dengan posisi tersebut yang semakin besar. Hal ini sesuai dengan bunyi hukum kuadrat terbalik yang menyatakan bahwa semakin jauh jarak antara suatu titik dengan sumber radiasi maka dosis radiasi yang terukur akan semakin kecil. Selain itu juga dipengaruhi oleh faktor ketebalan dari dinding lorong yang menyebabkan laju dosis yang terukur semakin kecil.

Laju dosis untuk belakang gantry lebih kecil bila dibandingkan dengan lorong karena ketebalan gantry yang lebih besar bila dibandingkan dengan tebal dinding. Hal ini sesuai dengan persamaan $I(x)=I_0e^{-\mu x}$

yang menyatakan bahwa intensitas setelah melewati ketebalan tertentu akan mengalami pengurangan intensitas yang disebabkan oleh adanya interaksi antara radiasi γ dengan atom – atom penyusun material dinding dan gantry.

Interaksi sinar γ yang terjadi pada simulasi ini adalah efek fotolistrik, efek Compton dan produksi pasangan. Hasil simulasi ditunjukkan Tabel 2.

Tabel 2. Hasil simulasi MCNPX interaksi sinar γ dengan materi

Jenis interaksi	Energi (MeV)
Efek fotolistrik	0,524
Efek Compton	0,817
Produksi pasangan	0,007

Tabel 2 menunjukkan bahwa adanya interaksi sinar γ ketika dilakukan simulasi. Hasil simulasi yang ditunjukkan merupakan hasil laju dosis ketika berada di lorong ruang radioterapi.

Hasil simulasi laju dosis yang diterima oleh pekerja radiasi di belakang meja kerja bernilai 0 Sv/jam. Bila diasumsikan pekerja radiasi bekerja di ruang operator selama 2000 jam dalam 1 tahun maka total laju dosis yang diterima adalah 0 Sv dan untuk masyarakat umum hasil simulasi laju dosis yang diterima sebesar 0 Sv/jam. Oleh sebab itu dapat dikatakan pekerja radiasi maupun masyarakat umum berada dalam keadaan aman. Berdasarkan Perka BAPETEN No 4 Tahun 2013 laju dosis maksimum yang diterima oleh pekerja radiasi yaitu 20 mSv/tahun dan laju dosis maksimum yang diterima oleh masyarakat umum yaitu 1 mSv/tahun. Oleh karena itu, rancang bangun ruang radioterapi yang disimulasikan dengan kode MCNPX memenuhi standar yang ditentukan oleh BAPETEN.

IV. KESIMPULAN

Dari uraian di atas dapat diambil kesimpulan bahwa hasil simulasi laju dosis yang diterima oleh pekerja radiasi dan masyarakat umum adalah 0 Sv/jam. Nilai ini di bawah NBD yang telah ditentukan oleh BAPETEN.

DAFTAR PUSTAKA

1. Suhartono. (1990). Dosimetri Radioterapi. Jakarta: PSPKR-BATAN.
2. Perka BAPETEN No. 4 Tahun 2013 Proteksi dan Keselamatan Radiasi dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir.
3. Gesh, C.J.,McConn Jr, R.J., Pagh, R.T., Rucker, RA & Williams III, R.G. (2011). Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling. Washington: Pacific Northwest National Laboratory.
4. Mora, G.M., Maio, A & Rogers, D.W.O. (1999). Monte Carlo Simulation of a Typical Co-60

Therapy Source. Medical physics, 26(11), 2494-2502.

5. X-5 Monte Carlo Team.(2003). MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code. Version 5. Volume 1: Overview and Theory. LA-UR-03-1987. New Mexico: Los Alamos National Laboratory, Los Alamos.
6. Beiser. (1995). Konsep Fisika Modern (The Houw Liong, Penerjemah). Jakarta:Erlangga.

PENGARUH PENAMBAHAN RADIOAKTIVITAS ^{137}Cs PADA PENGUKURAN MENGGUNAKAN LIQUID SCINTILLATION COUNTER (LSC) DALAM PELARUT TOLUENE

Deddy Irawan Permana Putra

Pusat Teknologi Keselamatan, Metrologi dan Radiasi – BATAN, Jakarta Selatan, 12440

deddyipp@batan.go.id

ABSTRAK

Radioisotop ^{137}Cs yang memiliki waktu paruh 30,17 tahun memiliki inti yang tidak stabil dan dapat meluruh dengan memancarkan partikel beta dan sinar gamma. Teknik analisis menggunakan Liquid Scintillation Counter (LSC) merupakan metode analisis yang cukup akurat untuk menentukan pengukuran radiasi beta dari radionuklida. Pencampuran sample dengan pelarut Toluene, larutan scintillator PPO (2,5-diphenyloxazole) dan POPOP (1,4-Bis(5-phenyl-2-oxazolyl) benzene) dalam 1 sistem larutan homogen dapat meningkatkan efisiensi dari pencacahan. Dalam penelitian ini bertujuan untuk mengetahui pengaruh penambahan radioaktivitas ^{137}Cs terhadap efisiensi pencacahan dengan Liquid Scintillation Counter (LSC). Metode yang digunakan dalam penelitian ini yaitu dengan melarutkan ^{137}Cs dengan aktivitas dan volume tertentu kedalam larutan scintillator primer PPO dan scintillator sekunder POPOP dalam pelarut Toluene. Pengukuran sampel menggunakan Liquid Scintillation Counter (LSC) dilakukan selama 10 menit. Hasil penelitian menunjukkan efisiensi pengukuran ^{137}Cs menggunakan LSC yang paling tinggi pada penambahan 10 μl dengan efisiensi 96,32%, dan di ikuti oleh penambahan 20 μl (67,09 %), 30 μl (50,15%), 50 μl (49,65%), dan paling rendah pada penambahan 40 μl dengan efisiensi 42,36 %.

Kata kunci: Liquid Scintillation Counter (LSC), ^{137}Cs , Toluene

ABSTRACT

^{137}Cs radioisotope that has a half life 30.17 years with an unstable nucleus can decays by emitting beta particles and gamma rays. Analysis techniques using liquid scintillation counters (LSC) is a method that has accurate enough to determine and measurement of beta radiation from radionuclides. Sample was mixing with the solvent of toluene, a solution of scintillator PPO (2,5-diphenyloxazole) and POPOP (1,4-Bis (5-phenyl-2-oxazolyl) benzene) in one system a homogeneous solution can increase efficiency of counting. In this study aims to determine the effect of adding ^{137}Cs radioactivity to the efficiency of count with liquid scintillation counters (LSC). The method has used in this study was prepared by dissolving ^{137}Cs with activity and specific volume in the primary scintillator PPO and secondary scintillator POPOP on solvent toluene. Sample was measurement using the liquid scintillation counter (LSC) is performed for 10 minutes. The results showed the efficiency measurement of ^{137}Cs using LSC was highest in the addition of 10 mL with 96.32% efficiency, and followed by the addition of 20 mL (67.09%), 30 mL (50.15%), 50 mL (49.65%), and lowest in the addition of 40 mL with 42.36% efficiency.

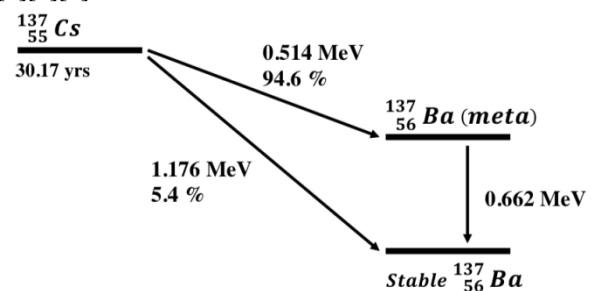
Keywords: Liquid scintillation counter (LSC), ^{137}Cs , Toluene

I. PENDAHULUAN

Radioisotop ^{137}Cs merupakan radionuklida buatan dengan waktu paruh 30,17 tahun yang sebagian besar dihasilkan dari lepasan uji coba senjata thermonuklir, kecelakaan dan aktivitas rutin dari reaktor nuklir [1]. Uji coba senjata nuklir paling sering terjadi pada tahun 1954, 1958, 1961 dan 1962 yang menghasilkan lepasan global radionuklida ^{137}Cs dengan konsentrasi 4 kBq m⁻² di belahan bumi utara. Konsentrasi ^{137}Cs setelah 20 tahun dari uji coba nuklir terakhir, yaitu pada tahun 2000 mengalami penurunan konsentrasi menjadi 2 kBq m⁻² [2].

^{137}Cs memiliki inti yang tidak stabil yang dapat meluruh secara spontan dengan melepaskan partikel beta menjadi ^{137}Ba metastabil. Peluruhan ^{137}Cs ditunjukkan pada Gambar 1. Terdapat 2 kemungkinan peluruhan beta dari ^{137}Cs yaitu dengan jumlah 94,6 % memiliki energi beta maksimum 0,514 MeV dan kedua

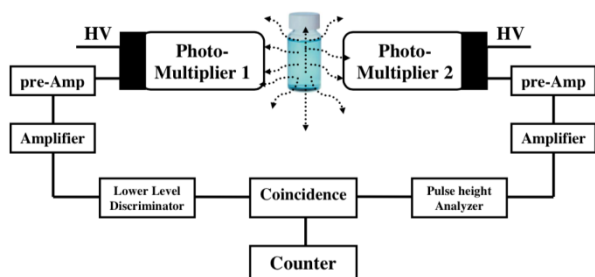
dengan jumlah 5,4 % memiliki energi maksimum 1,176 MeV. Keadaan metastabil ^{137}Ba memiliki waktu paruh yang sangat singkat yaitu 2,55 menit dan meluruh menjadi stabil dengan mengemisikan radiasi gamma. Energi dari sinar gamma yang dipancarkan oleh ^{137}Ba metastabil adalah sebesar 0,662 MeV [3][4][5].



Gambar 1. Skema peluruhan radionuklida dari ^{137}Cs

Liquid scintillation counter (LSC) atau liquid scintillation analisis (LSA) merupakan teknik yang sudah populer untuk mendeteksi dan mengukur jumlah radioaktivitas dari radionuklida sejak tahun 1950 an. Metode LSC menggunakan sample radioaktivitas yang dimasukkan dalam vial sintillasi dan ditambahkan dengan campuran scintillator khusus. Campuran scintillator yang biasa disebut koktail terdiri dari pelarut DIN (Diisopropylnaftalene) atau linier alkilbenzene dengan zat terlarut fluor seperti 2,5-diphenyloxazole (PPO) dengan konsentrasi pada larutan antara 2-10 g/L. [6].

Prinsip pada metode analisis LSC adalah dengan mengukur jumlah cahaya yang di emisikan dari larutan scintillator akibat berinteraksi dengan partikel radiasi beta. Interaksi dari peluruhan partikel beta dengan koktail akan mengemisikan photon cahaya pada panjang gelombang sekitar 375-430 nm untuk setiap peluruhan. Photon cahaya kemudian akan ditangkap detektor tabung Photomultiplier untuk digandakan menjadi aliran elektron dan diubah menjadi sinyal elektronik amplifier.



Gambar 2. Diagram blok sistem analisis sintillasi cair

Analisis menggunakan liquid scintillation counter (LSC) memungkinkan untuk mendeteksi dan menentukan jumlah dari radiasi alpha dan beta yang dipancarkan dari radionuklida. Dalam sistem pengukuran menggunakan LSC tidak terjadi penyerapan radiasi oleh medium sample itu sendiri karena sample dilarutkan secara homogen dalam campuran yang terdiri dari pelarut dengan sintilator cair. Dengan sistem yang homogen tersebut memungkinkan sample radionuklida dapat berinteraksi secara langsung dengan sintilator cair [6][7].

Untuk pengukuran dari radioaktif pemancar beta, sistem LSC menggunakan 2 model pengukuran yaitu: 1, pencacahan fluoresensi dimana sample radioaktif dilarutkan dalam cocktail sintilator. Dengan metode ini partikel beta dari radionuklida dapat berinteraksi secara langsung dengan sintilator dan mengemisikan cahaya fluoresensi. Dan 2, pencacahan Cerenkov dimana sample dilarutkan dalam medium air. Metode ini dapat dilakukan jika pemancar beta memiliki energi lebih besar dari 0.5 MeV dan efisiensi cacahannya jauh lebih rendah dibanding model pencacahan [4][8][9]. Penelitian ini bertujuan untuk mengetahui metode analisis ³⁷Cs menggunakan liquid scintillation counter (LSC) dan pengaruh efisiensi dari variasi penambahan

sampel ³⁷Cs. Beberapa parameter penting yang perlu diperhatikan yaitu homogenitas larutan sampel dan efisiensi pencacahan.

II. METODE PENELITIAN

Bahan dan Alat

Bahan yang digunakan pada penelitian ini meliputi larutan tracer ¹³⁷Cs dengan aktivitas 2931,2 dpm pada tanggal 15 juni 2011, pelarut toluen, akuades, koktail (liquid scintillation mixture) dengan konsentrasi 1,25 mg/ml POPOP (1,4-Bis(5-phenyl-2-oxazolyl)benzene) dan 100mg/ml PPO (2,5-diphenyloxazole). Peralatan yang digunakan yaitu alat gelas laboratorium, vial ukuran 20 ml, pipet ukur, mikropipet socorex 10-100 µL, pipet pompa, instrumen liquid scintillation counting (LSC) model Tri-carb 2910TR version 2.12 serial 118527.

Cara Kerja

Larutan koktail dilakukan pengenceran dari konsentrasi PPO 100 mg/ml menjadi 10 mg/ml dalam labu ukur 100 ml dengan menggunakan pelarut toluen. 5 vial larutan koktail sebanyak 20 ml ditambahkan tracer masing-masing sebanyak 50 µL dan ditambah akuades dengan variasi 10-50 µL sebagai larutan Quench. Kemudian dibuat variasi sampel larutan dengan konsentrasi ¹³⁷Cs yang berbeda mulai dari volume 10, 20, 30, 40, dan 50 µL dalam 20 ml larutan koktail untuk mengetahui efisiensi dari pencacahan menggunakan LSC.

Pengukuran

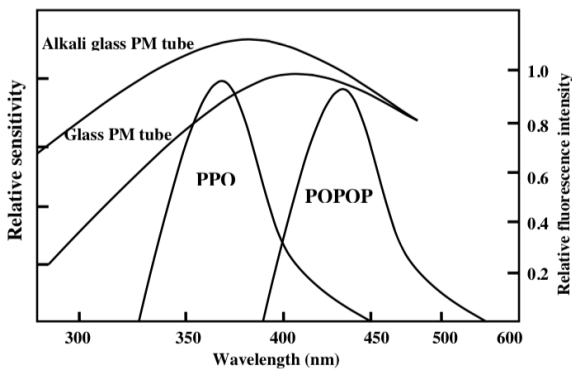
Pengukuran aktivitas radiasi ¹³⁷Cs menggunakan Liquid Scintillation Counting yang terlebih dahulu dilakukan kalibrasi. Larutan standar ¹⁴C, ¹³⁷Cs dan background digunakan untuk kalibrasi dan normalisasi detektor photomultiplier tube dalam alat LSC. Sampel disusun dalam cassette holder sesuai dengan nomor urut yang tertera di atas vial lalu dicacah mengikuti instruksi kerja yang ada pada alat LSC hingga kurva standar ¹³⁷Cs yang diinginkan diperoleh (% Eff vs tSIE). Kondisi pengukuran diisi sesuai dengan petunjuk yang ada di alat. Vial, background dan sampel dimasukkan ke dalam cassette holder dan ditempatkan dalam posisi pencacahan. Tombol START ditekan dan ditunggu hingga pencacahan selesai selama 10 menit untuk setiap sampel [9].

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

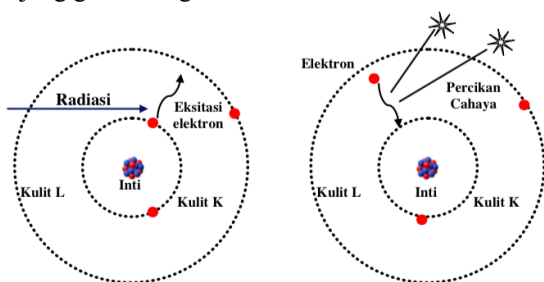
Telah dilakukan penelitian tentang penentuan radioaktivitas ¹³⁷Cs menggunakan liquid scintillation counter (LSC). Metode analisis ini menggunakan scintilator cair sebagai detektor dari partikel beta yang dipancarkan. Keunggulan dari analisis menggunakan LSC dibandingkan spektroskopi gamma yaitu tidak terjadi self attenuation pada sample. Self attenuation merupakan peristiwa berkurangnya intensitas energi yang dipancarkan dari sumber radioaktif saat melewati

suatu material sehingga akan mempengaruhi efisiensi pembacaan dari detektor [6]. Pada pengukuran sampel menggunakan LSC, self attenuation tidak terjadi karena sumber radionuklida yang dianalisis berada dalam satu sistem dengan detector yang berupa larutan sintilator sehingga jarak kontak dengan sintilator sangat kecil.

Dalam penelitian ini menggunakan toluene sebagai pelarut primer karena memiliki kemampuan yang baik dalam menangkap partikel beta yang di emisikan dari radionuklida. Saat partikel beta mengenai elektron phi dalam pelarut maka akan terjadi perpindahan elektron ke orbital yang lebih tinggi. Kondisi ini menyebabkan ketidakstabilan pada elektron sehingga akan kembali lagi pada keadaan dasar diikuti pelepasan energi dengan panjang gelombang pada sinar UV dan sinar tampak. Sinar UV yang dipancarkan akan berinteraksi dengan POPOP dan melepaskan energi pada panjang gelombang sinar tampak. Fenomena ini disebut sebagai proses fluoresensi. Pada proses ini energi yang dilepaskan oleh elektron mempunyai energi dengan karakteristik tertentu sesuai dengan jenis radionuklida yang dianalisis. Pada Gambar 3 ditunjukkan sensitivitas tabung photomultiplier terhadap panjang gelombang cahaya dari sintilator.



Gambar 3. Sensitivitas Photomultiplier Tube terhadap panjang gelombang dari sintilator



Gambar 4. Proses eksitasi pada elektron (a), dan proses emisi cahaya (b)

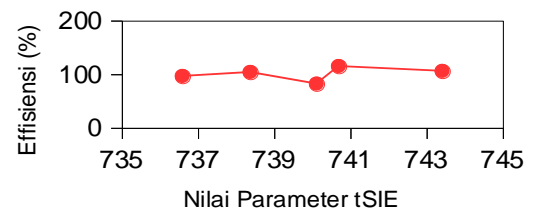
Pada gambar 4 di atas merupakan proses sintilasi dalam larutan koktail oleh sumber radiasi beta. Photon cahaya yang dihasilkan dari larutan sintilator akan ditangkap oleh tabung photomultiplier untuk digandakan intensitas cahayanya dan diubah menjadi sinyal elektronik oleh amplifier. Dalam penelitian ini terlebih dahulu dibuat larutan quenching dengan variasi konsentrasi air 10, 20, 30, 40, dan 50 μ L dalam

20 ml koktail. Setelah itu dapat dilakukan pengukuran pada sampel larutan ^{137}Cs dengan konsentrasi berbeda mulai dari volume 10, 20, 30, 40, dan 50 μ L selama 10 menit.

Pengukuran ^{137}Cs dengan menggunakan LSC terlebih dahulu melakukan kalibrasi dan normalisasi untuk mengoptimalkan performa alat ukur yang digunakan. Kalibrasi menggunakan larutan standar 3H dan 14C serta standard background dari Perkin Elmer untuk mengetahui efisiensi yang identik dengan performa alat. Dalam percobaan ini efisiensi pengukuran 3H sebesar 62,47 % dan 14C sebesar 92,76 % dan masih berada dalam kisaran efisiensi yang diperbolehkan yaitu untuk 3H 60-70 % dan 14C 85-95 %.

Tabel 1. Hasil cacah Quenching dengan variasi penambahan volume air.

Perlakuan	Volume	CPM (Bq)	tSIE	SIS	E%
P1	10 ul	1695	736.59	483.55	96.37
P2	20 ul	1826	738.37	478.68	103.83
P3	30 ul	1444	740.11	492.31	82.12
P4	40 ul	2021	740.69	449.94	114.92
P5	50 ul	1862	743.41	419.11	105.85



Gambar 5. Hubungan nilai parameter tSIE terhadap Effisiensi.

Pada Tabel 1 menunjukkan hasil cacah quenching dengan agen pemadam air. Pemadaman atau quenching merupakan hilangnya energi dari radiasi selama proses pencacahan yang di akibatkan dari bahan kimia dalam sample atau dalam larutan sintilator. Chemical quenching disebabkan oleh bahan kimia yang digunakan, sehingga mempengaruhi emisi radiasi dari radionuklida cacahan sebelum dikonversi menjadi cahaya/kerlip oleh sintilator contohnya (H_2O , nitromethane, CHCl_3 , CCl_4) [11][6]. Untuk mengoreksi pemadaman ini maka perlu dilakukan optimasi quenching larutan dengan variasi air sebagai agen pemadam kimia.

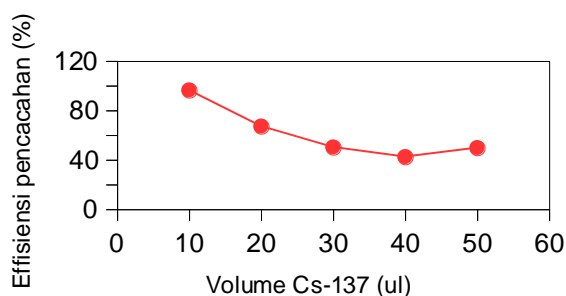
Hasil efisiensi quenching ditampilkan pada gambar 5. Efisiensi dari pengukuran menggunakan LSC dapat diketahui dengan menggunakan persamaan :

$$\frac{cpm \times 100\%}{dpm} = \text{efisiensi cacahan}$$

Dari hasil tersebut memperlihatkan agen pemadam dari bahan kimia air tidak memberikan efek yang signifikan terhadap hasil cacahan. Hal tersebut dikarenakan dengan penambahan air tidak menunjukkan perubahan yang signifikan terhadap perubahan nilai efisiensi cacahan terhadap nilai tSIE. Parameter tSIE (Transformed External Standard Spectrum) merupakan spektrum standard external yang digunakan untuk mengetahui pengaruh dari quenching pada pengukuran menggunakan LSC. Semakin besar nilai tSIE maka pengaruh agen quenching semakin kecil dan sebaliknya semakin kecil nilai tSIE maka pengaruh agen quenching semakin besar. SIS (Spectral Index of the Sample), merupakan parameter untuk menentukan efek quenching yang menggunakan pergeseran spektrum sampel pada MCA (Multi Channel Analyzer) untuk mendapatkan indeks quenching, semakin besar efek quenching maka spektrum akan bergeser pada energi lebih rendah dan akan menghasilkan nilai SIS yang rendah.

Tabel 2. Hasil cacah ¹³⁷Cs menggunakan LSC dengan variasi volume.

Perlakuan	Volume (ul)	DPM (Bq/menit)	CPM (Bq/menit)	E (%)
P0	0	0	22	-
P1	10	1758.72	1694	96.32
P2	20	3517.44	2360	67.09
P3	30	5276.16	2646	50.15
P4	40	7034.88	2980	42.36
P5	50	8793.60	4366	49.65



Gambar 6. Pengaruh penambahan ¹³⁷Cs terhadap nilai efisiensi pencacahan.

Hasil pengukuran sampel dengan variasi volume ¹³⁷Cs dapat dilihat pada Tabel 2. Pada gambar tersebut dapat dilihat pengaruh dari jumlah penambahan ¹³⁷Cs, semakin banyak jumlah ¹³⁷Cs semakin besar hasil cacah yang dihasilkan oleh LSC. Pengaruh penambahan ¹³⁷Cs terhadap efisiensi pencacahan dapat dilihat pada gambar 6. Bila dibandingkan dengan hasil perhitungan efisiensi pencacahan penambahan ¹³⁷Cs menunjukkan hasil yang sebaliknya, yaitu

efisiensi pencacahan justru cenderung semakin kecil dengan bertambahnya ¹³⁷Cs. Hal ini disebabkan oleh larutan ¹³⁷Cs dalam pelarut air yang tidak dapat terlarut secara homogen ke dalam sistem pelarut sintilator yang terdiri dari pelarut organik Toluene, sehingga terbentuk 2 lapisan. ¹³⁷Cs yang ditambahkan hanya sebagian kecil dapat terlarut dalam larutan, sehingga mengurangi kontak antara radiasi beta yang dipancarkan dari ¹³⁷Cs dengan sintilator. Hal ini menyebabkan cahaya yang berpendar dari sintilator ke detektor semakin kecil dan mengurangi hasil cacahan.

Dari hasil pengukuran tersebut di atas dapat dilihat untuk penambahan ¹³⁷Cs dengan jumlah paling sedikit yaitu 10 µL menunjukkan efisiensi paling tinggi sebesar 96,32 % dan cenderung menurun dengan bertambahnya volume larutan ¹³⁷Cs. Hal ini disebabkan oleh pengaruh self attenuation pada pelarut air dalam sampel cesium yang tidak dapat bercampur dengan larutan koktail. Volume larutan cesium dengan jumlah semakin banyak akan meningkatkan efek self attenuation, sehingga memperkecil hasil cacahan dan mengurangi nilai efisiensi. Begitu juga sebaliknya, dengan penambahan volume larutan cesium paling sedikit, efek self attenuation semakin kecil dan memperbesar nilai efisiensi. Dari hasil percobaan ini diperoleh efisiensi pengukuran ¹³⁷Cs menggunakan LSC yang paling tinggi pada penambahan 10 µl dengan efisiensi 96.32%, dan di ikuti oleh penambahan 20 µl (67,09 %), 30 µl (50.15%), 50 µl (49,65%), dan paling rendah pada penambahan 40 µl dengan efisiensi 42,36 %.

VI. KESIMPULAN

Liquid Scintillation Counter (LSC) dapat digunakan dengan baik untuk mengukur konsentrasi radioaktivitas ¹³⁷Cs dengan efisiensi mencapai lebih dari 90 %. Dalam penelitian ini efisiensi tertinggi sebesar 96,32 % diperoleh pada penambahan volume ¹³⁷Cs sebanyak 10 µl. Namun demikian semakin bertambahnya volume ¹³⁷Cs pada larutan koktail justru menurunkan nilai efisiensi, hal ini disebabkan oleh perbedaan fasa larutan dan self attenuation pada fasa airnya.

SARAN

Perlu dilakukan proses preparasi pada larutan sampel ¹³⁷Cs agar dapat terlarut homogen menjadi satu fasa organik dengan koktail yang digunakan sehingga meningkatkan kontak ¹³⁷Cs pada scintilator dan menghilangkan efek self attenuation.

DAFTAR PUSTAKA

1. Ciuffo, L.E.C., Belli, M., Pasquale, A., Menegon, S., Velasco, H.R. 2002. ¹³⁷Cs and ⁴⁰K Soil-to-plant Relationship in a Seminatural Grassland of the Giulia Alps, Italy. The Science of the Total Environment, 295, 69-80.

2. UNSCEAR, 2008. Sources and Effects of Ionizing Radiation. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, Vienna.
3. Wood, M. J., and Collins, S. M. 2004. Application Radio Isotopes. Half-life Analysis, 257.
4. Ahmed, S. N. 2007. Physics and Engineering of Radiation Detection. Queen's University, Ontario, First Edition.
5. Unno, Y., Sanami, T., Hagiwara, M., Sasaki, S., and Yunoki, A. 2014. Application of Beta Coincidence to Nuclide Identification of Radioactive Samples Contaminated by the Accident at the Fukushima Nuclear Power Plant. Nuclear Science and Technology, 90-93.
6. L'Annunziata, M. F., and Kessler, M. J. 2012. Handbook of Radioactivity Analysis (Third Edition). Liquid Scintillation Analysis: Principles and Practice, 423-573.
7. Gudelis, A., Luksiene, B., Druteikiene, R., Gvozdaite, R., and Kubareviciene, V. 2006. Application of LSC for Determination of Some Radionuclides in Waste Matrices From The Ignalina NPP. University of Arizona.
8. Parks, J. E. 2001. Attenuation of Radiation. Departement of Physics and Astronomy, The University of Tennessee.
9. Liu, S., and Pospiech, M. 2004. Properties of Radioactive Materials and Methods of Measurement. Protocol for the Laboratory Work.
10. Perkin Elmer. 2004. QuantaSmart™ for the Tricarb Liquid Scintillation Analyzer. Reference Manual, Illinois.
11. Stojkovic, I., Tenjovic, B., Nikolov, J., and Todorovic, N. 2015. Radionuclide, Scintillation Cocktail and Chemical/Color Quench Influence on Discriminating Setting in Gross Alpha/Beta Measurement by LSC. Journal of Environmental Radioactivity, volume 144, 41-46.

TANYA JAWAB DISKUSI

Penanya: Pertiwi Dian

Pertanyaan:

Apa yang dimaksud tSIE pada pengukuran LSC?

Jawaban:

Parameter tSIE merupakan spectrum standar eksternal yang digunakan untuk mengetahui pengaruh dari quenching pada pengukuran LSC. Spektrum yang digunakan berasal dari ^{133}Ba



VERIFIKASI PENENTUAN LAJU DOSIS SERAP AIR BERKAS RADIASI COBALT-60 PESAWAT TELETERAPI TERRAGAM

Assef Firnando Firmansyah, Nurman Rajagukguk, Gatot Wurdianto

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi – BATAN

firnando3154@gmail.com

ABSTRAK

VERIFIKASI PENENTUAN LAJU DOSIS SERAP AIR BERKAS RADIASI COBALT-60 PESAWAT TELETERAPI TERRAGAM. Telah dilakukan verifikasi penentuan laju dosis serap air berkas radiasi Co-60 dari pesawat teleterapi Terragam Model GIK 9-4/780 milik Rumah Sakit Ulin, Banjarmasin. Sebagai alat ukur radiasi standar digunakan detektor ionisasi volume 0,6 cc tipe TW 30013 seri 6367 yang dirangkaikan dengan elektrometer Farmer tipe NE 2570/1B no. seri 1182 Pengukuran dilakukan di dalam dua buah fantom air dan fantom padat pada jarak sumber radiasi ke permukaan fantom 80 cm, lapangan radiasi pada permukaan fantom 10 cm x 10 cm dan kedalaman 5 cm. Perhitungan laju dosis serap air berkas Co-60 dilakukan menggunakan protokol dosimetri IAEA yang terdapat dalam Technical Report Series No. 398. Hasil yang diperoleh menunjukkan laju dosis serap air maksimum berkas Co-60 pada kondisi acuan tersebut adalah 830,4 mGy/menit, 824,2 mGy/menit dan 823,1 mGy/menit masing-masing untuk 2 buah fantom air dan fantom padat. Hasil ini menunjukkan adanya perbedaan yang tidak signifikan sebesar lebih kecil daripada 1,0 %.

Kata kunci : Pesawat teleterapi Co-60 Terragam, laju dosis serap air, detektor pengionan, elektrometer, Technical Report Series No. 398

ABSTRACT

VERIFICATION OF THE ABSORBED DOSE TO WATER DETERMINATION FOR A TERRAGAM COBALT-60 TELETERAPY MACHINE This paper describes the verification of the absorbed dose to water determination for a Terragam GIK 9-4/780 Co-60 teletherapy machine owned by Ulin Hospital, Banjarmasin. A 0.6 cc ionization chamber type of TW 30013 serial number 6367 connected to a Farmer electrometer type of NE 2570/1B serial number 1182 was used as the standar dosemeter. Measurement has been carried out at the reference condition inside two water phantoms and a solid phantom at the source to the surface distance of 80 cm, a field size of 10 cm x 10 cm and a depth of 5 cm. The IAEA dosimetry protocol in the Technical Report Series No. 398 has been used to determine the absorbed dose rates to water of the teletherapy machine. The result obtained show that the absorbed dose rates at the reference condition were 830.4 mGy/minute, 824.2 mGy/minute and 823.1 mGy/minute each for both water phantoms and solid phantom. In Conclusion there was a good agreement less than 1.0 % for the measurement.

Key words : Terragam Co-60 teletherapy machine, absorbed dose to water, ionization chamber, electrometer, Technical Report Series No. 398.

I. PENDAHULUAN

Pesawat teleterapi Co-60 Terragam model GIK 9-4/780 buatan pabrik UJP Praha adalah sumber radiasi terapi yang digunakan oleh Unit Radioterapi Rumah Sakit Ulin, Banjarmasin untuk penyinaran pasien tumor. Pesawat terapi ini memiliki sumber radiasi dengan aktivitas 348 TBq pada tgl. 24 Mei 2006 dengan waktu paruh 5,27 tahun 1.

Untuk melakukan kegiatan kendali mutu, unit radioterapi ini memiliki elektrometer PTW Unidos tipe 10002-20675 yang dirangkaikan dengan detektor ionisasi volume 0,6 cc tipe W 30010-0415 yang tertelusur ke laboratorium standar primer PTB, Jerman serta peralatan pendukung yang terdiri dari sebuah fantom air berukuran 40 cm x 50 cm x 60 cm dan sebuah fantom padat berbentuk slab berukuran 30 cm x 30 cm x 30 cm 2.

Protokol International Atomic Energy Agency yang terdapat dalam Technical Report Series No. 398 tidak merekomendasikan fantom padat untuk penentuan laju

dosis serap air, namun untuk keperluan pengukuran rutin dalam rangka program kendali mutu, fantom padat ini bisa dipergunakan tetapi hasilnya harus dibandingkan dengan pengukuran yang dilakukan di dalam air 3.

Untuk mengetahui kemampuan personil unit radioterapi dalam melaksanakan kegiatan kendali mutu, maka dilakukan pengukuran menggunakan kedua fantom tersebut di atas, selanjutnya hasil pengukuran dibandingkan dengan pengukuran yang dilakukan oleh personil Laboratorium Standar Sekunder PTKMR-BATAN4.

Makalah ini menguraikan verifikasi penentuan laju dosis serap air berkas radiasi Co-60 dari pesawat teleterapi Terragam model GIK 9-4/780 milik Rumah Sakit Ulin, Banjarmasin yang dilakukan oleh personil Unit Radioterapi Rumah Sakit Ulin dan personil Laboratorium Dosimetri Standar Sekunder PTKMR-BATAN.



Gambar 1. Pesawat teleterapi Co-60 Terragam Model GIK 9-4/780

II. METODA

Penentuan Laju Dosis Serap Air Berkas Radiasi Co-60

Penentuan laju dosis serap air dilakukan berdasarkan pengukuran ionisasi dengan detektor volume 0,6 cc tipe TW 30013 seri 6367 yang dirangkaikan dengan elektrometer Farmer tipe NE 2570/1B no. seri 1182. Pengukuran dilakukan di dalam fantom air dan padat pada kedalaman 5 cm dengan jarak sumber radiasi ke permukaan fantom 80 cm dan lapangan radiasi di permukaan fantom 10 cm x 10 cm. Perhitungan laju dosis serap air dilakukan menggunakan persamaan berikut 3.

$$D_{w,Q} = M_Q \cdot N_{D,w} \cdot k_{pol} \cdot k_s \dots\dots (1)$$

dengan

$D_{w,Q}$: laju dosis serap air berkas radiasi Co-60 (mGy)

M_Q : bacaan dosimeter terkoreksi terhadap temperature dan tekanan (nC)

$N_{D,w}$: faktor kalibrasi dosis serap air (mGy/nC)

k_{pol} : faktor koreksi polaritas

k_s : faktor koreksi rekombinasi ion

Untuk mendapatkan laju dosis serap air maksimum, D_{mak} maka digunakan persamaan sebagai berikut 5 :

$$\dot{D}_{mak} = \frac{100}{PDD_5} \times 5 D_w \dots\dots(2)$$

dengan

\dot{D}_{mak} : laju dosis serap air maksimum

PDD_5 : persentase dosis di kedalaman 5 cm

$5D_w$: laju dosis serap air pada kedalaman 5 cm.

III. PERALATAN DAN TATA KERJA

3.2. Tata Kerja

Penentuan Stabilitas Alat Ukur Radiasi

Pertama dilakukan uji stabilitas sistem alat ukur radiasi. Detektor ionisasi tipe TW 30013 serial number 6367 volume 0,6 cc dihubungkan ke elektrometer Farmer tipe 2570/1B no.seri 1182. Kemudian detektor tersebut dimasukkan ke dalam sumber radiasi pengecek Sr-90. Bacaan untuk waktu paparan 250 detik dicatat. Dilakukan ulangan sebanyak lima kali. Nilai rata-rata dibandingkan dengan nilai acuan. Sistem alat ukur dikatakan stabil dan siap digunakan untuk pengukuran apabila perbedaan antara bacaan alat pada saat itu dan bacaan standar tidak lebih dari $\pm 1 \%$ 12. Pengecekan ini dilakukan di Laboratorium Dosimetri Standar Sekunder PTKMR – BATAN sebelum dosimeter tersebut dibawa ke rumah sakit.

Penentuan Faktor Koreksi Rekombinasi Ion

Setelah pengecekan stabilitas maka dilakukan penentuan faktor rekombinasi ion yang dilakukan dengan pengukuran menggunakan dua buah tegangan. Pengukuran dilakukan dengan memberikan tegangan kerja detektor yang berbeda V_1 (tegangan normal) dan V_2 . Pengaturan tegangan V_1 dan V_2 sedemikian rupa sehingga V_1/V_2 sekurang-kurangnya = 3 . Faktor koreksi rekombinasi ion ditentukan menggunakan persamaan 3.

$$Ks = \frac{\left(\frac{V_1}{V_2}\right)^2 - 1}{\left(\frac{V_1}{V_2}\right)^2 - \left(\frac{M_1}{M_2}\right)^2} \dots\dots\dots (3)$$

Dengan :

V_1 : Tegangan kerja detektor pada posisi normal

V_2 : Tegangan kerja detektor pada posisi seperempat (1/4) dari tegangan kerja normal

m_1 : Bacaan data (nC) pada posisi tegangan kerja detektor normal

m_2 : Bacaan data (nC) pada posisi tegangan kerja detektor seperempat (1/4) dari tegangan kerja normal

Pengukuran untuk menentukan koreksi rekombinasi ion berkas Co-60 dilakukan di dalam fantom air pada kedalaman 5 cm, jarak sumber radiasi ke permukaan

phantom, SSD = 80 cm, dan lapangan radiasi, FS = 10 cm x 10 cm dengan waktu penyinaran = 1 menit.

Penentuan Laju Dosis Serap Air Berkas Radiasi Co-60

Setelah itu dilakukan pengukuran laju dosis serap air berkas radiasi Co-60 di dalam fantom air pada kedalaman 5 cm dengan jarak permukaan fantom ke sumber radiasi, SSD = 80 cm dan lapangan radiasi pada permukaan 10 cm x 10 cm. Pengukuran dengan fantom air milik rumah sakit dilakukan dengan gantri pada posisi vertikal, sedangkan penyinaran detektor menggunakan fantom air IAEA menggunakan berkas horizontal. Temperatur ruang dan tekanan udara selama pengukuran diamati untuk koreksi bacaan elektrometer.



Gambar 4. a) Pengukuran menggunakan dua buah fantom air dan fantom padat.

Penentuan Dosis Serap Berkas Radiasi Co-60 Di Dalam Fantom Padat

Setelah pengukuran di dalam air maka selanjutnya dilakukan pengukuran menggunakan fantom padat berbentuk *slab* dengan arah berkas radiasi yang vertikal. pada kondisi acuan yang sama dengan pengukuran menggunakan fantom air. Temperatur ruang dan tekanan udara selama pengukuran diamati untuk koreksi bacaan elektrometer

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil pengecekan dosimeter yang dipergunakan dalam pengukuran menunjukkan bahwa dosimeter tersebut stabilitasnya cukup baik yaitu 0,4 %. Dengan demikian dosimeter tersebut sudah dapat digunakan untuk pengukuran.

Hasil penentuan laju dosis serap air berkas Co-60 pesawat Terragam Model GIK 9-4/780 yang diukur oleh personil rumah sakit dan personil PTKMR – BATAN yang dihitung menggunakan Persaman 1 menggunakan fantom milik masing-masing dapat dilihat pada Tabel 1.

Tabel 1. Hasil perhitungan laju dosis serap air maksimum pesawat Co-60 menggunakan TRS. 398 pada jarak sumber radiasi ke permukaan fantom 100 cm untuk lapangan radiasi pada permukaan 10 cm x 10 cm.

* PDD pada kedalaman 5,95 cm.

Dari Tabel 1 dapat dilihat bahwa terdapat perbedaan sebesar 0,8 % dan 0,1 % antara laju dosis serap air maksimum yang diukur oleh personil rumah sakit terhadap hasil yang diukur oleh personil PTKMR-BATAN. Hal ini menunjukkan adanya kesesuaian hasil pengukuran tersebut karena lebih kecil dari ± 3 % 7.

Pada pengukuran yang dilakukan oleh personil rumah sakit menggunakan fantom padat, detektor diletakkan pada kedalaman 5 cm. Sebaiknya detektor diletakkan pada kedalaman 4,2 cm karena densitas PMMA adalah 1,19 g/cm³. Dengan demikian maka persentase dosis di kedalaman yang digunakan adalah PDD pada kedalaman 5 cm yaitu 78,8 %.

Pada pengukuran tanggal 17 Desember 2008 laju dosis serap air maksimum adalah 198,62 cGy/menit. Jika pada tanggal pengukuran 28 Juni 2015 laju dosis serap air maksimum dihitung menggunakan faktor peluruhan, maka diperoleh nilai 841,76 mGy/menit. Jika hasil pengukuran pada Tabel 1 dibandingkan dengan hasil perhitungan menggunakan faktor peluruhan, maka terdapat perbedaan sebesar antara 1,3 %. Sampai dengan 2,2 %.

V. KESIMPULAN

Dari hasil dan pembahasan tersebut di atas dapat disimpulkan bahwa :

Data pengukuran ini dapat dijadikan acuan untuk kegiatan kendali mutu. Kemampuan personil Unit Radioterapi Rumah Sakit Ulin dalam melakukan pengukuran luaran sudah memadai. Stabilitas luaran berkas radiasi dari pesawat teleterapi Terragam GIK 9-4 / 780 cukup baik

VI. SARAN

Kegiatan verifikasi ini akan sangat bermanfaat untuk menunjang ketepatan dosis radiasi yang diberikan kepada pasien jika dilaksanakan secara rutin. Badan Pengawas Tenaga Nuklir dapat menambahkan kegiatan ini sebagai penunjang mutu bagi setiap instansi yang memiliki instalasi radioterapi.

Fantom	m _a nC	N _{D,w} (mGy/ nC)	k _{pool}	ks	D(5) mGy/ mt	PDD(5), %	D _{max} k, mGy/ mt
RS. Ulin	12,13 1	53,94	1,002 97	0,999 9	654,7	78,8	830, 9
IAEA	12,04 5	53,94	0,999 50	1,000 19	649,5	78,8	824, 2
Pada t	11,36 1	53,94	0,999 44	0,999 44	612,5 2	74,42 *	823, 1

VII. DAFTAR PUSTAKA

1. Manual Pesawat Co-60 Terragam GIK 9-4 / 780
2. Komunikasi pribadi dengan staf Unit Radioterapi Rumah Sakit Ulin, Banjarmasin

3. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Absorbed Dose Determination in External Beam Radiotherapy; An International Code of Practice for Dosimetry Based on Standards of Absorbed Dose to Water, Technical Report Series No.398, IAEA, Vienna, 2000.
4. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Quality Assurance in Radiotherapy, WHO, Geneva, 1988.
5. BA PETEN, Peraturan Kepala BAPETEN tentang kalibrasi alat ukur radiasi dan keluaran sumber radiasi, standardisasi radionuklida dan fasilitas kalibrasi, BAPETEN, Jakarta, 2007
6. INSTRUCTION MANUAL for 0.6 cc Robust Ionization Chamber, Nuclear Enterprises Limited, Beenham Berkshire England, 1985.
7. INSTRUCTION MANUAL for Farmer Dosimeter Type 2570/1A & B, Nuclear Enterprises Limited, Beenham Berkshire, 1985
8. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Technical Report Series No. 381 : The Use of Plane Parallel Ionization Chamber in High Energy Electron and Photon Beams, an International Code of Practice for Dosimetry, IAEA, Vienna, 1997



PENGEMBANGAN PERATURAN KEPALA BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR MENGENAI PENGANGKUTAN ZAT RADIOAKTIF

Nanang Triagung Edi Hermawan

BAPETEN

n.triagung@bapeten.go.id

ABSTRAK

PENGEMBANGAN PERATURAN KEPALA BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR MENGENAI PENGANGKUTAN ZAT RADIOAKTIF. Peraturan Pemerintah Nomor 58 Tahun 2015 tentang Keselamatan Radiasi dan Keamanan dalam Pengangkutan Zat Radioaktif telah diterbitkan pada 10 Agustus 2015. Untuk substansi pengaturan mengenai persyaratan keselamatan radiasi dan keamanan yang lebih teknis dan detail perlu diatur lebih lanjut dengan Peraturan Kepala BAPETEN. Telah dilakukan kajian pustaka mengenai pengembangan Peraturan Kepala BAPETEN mengenai pengangkutan zat radioaktif. Kajian tersebut bertujuan untuk memetakan kebutuhan pengaturan dan menentukan prioritas pengembangan peraturan terkait. Di dalam Peraturan Pemerintah Nomor 58 Tahun 2015 terdapat 26 pasal pengamanatan pengaturan. Dari keseluruhan pasal pengamanatan tersebut dapat dikembangkan menjadi 9 (sembilan) Peraturan Kepala BAPETEN dengan mempertimbangkan beberapa ruang lingkup pengaturan yang relevan disatukan dalam satu peraturan. Rancangan Peraturan Kepala BAPETEN tersebut berkaitan dengan pengaturan untuk sertifikasi persetujuan desain zat radioaktif dan bungkusan, laboratorium pengujian zat radioaktif dan bungkusan, pedoman keselamatan pengangkutan, proteksi dan keselamatan radiasi, keamanan sumber radioaktif, proteksi fisik, kesiapsiagaan dan penanggulangan keadaan darurat, serta tata laksana administratif. Beberapa pengaturan sudah diatur dalam Peraturan Kepala BAPETEN yang saat ini berlaku. Prioritas penyusunan yang harus dilakukan adalah melakukan kaji ulang dan mengembangkan Peraturan Kepala BAPETEN yang masih berlaku untuk mengharmonisasikan dengan ketentuan yang ada di peraturan pemerintah yang baru.

Kata kunci: peraturan, peraturan pemerintah, pengangkutan zat radioaktif, Peraturan Kepala BAPETEN.

ABSTRACT

THE DEVELOPMENT OF BAPETEN'S CHAIRMAN REGULATION ON TRANSPORT OF RADIOACTIVE MATERIAL. Government Regulation of Republic Indonesia Number 58 Year 2015 on Radiation Safety and Security in Transport of Radioactive Material has been established on August 10, 2015. For arranging radiation safety and security requirements more detail and technically, it should be arranged in BAPETEN's Chairman Regulation level. Reference assessment on development of BAPETEN's Chairman Regulation in transport of radioactive material has been conducted. The goals of the assessments were for mapping the arrangement needs and determining priority of regulations development. Government Regulation Number 58 Year 2015 has twenty six articles mandates to arrange in BAPETEN's Chairman Regulation. From the all mandates, it can be developed in to nine BAPETEN's Chairman Regulations by considering the relevant scope of arrangement that could be jointly in one regulation. Draft of the BAPETEN's Chairman Regulation should be related to arrangement for certification approval of radioactive material and its package design, testing laboratory for radioactive material and radioactive material package, safety guide for transport, radiation protection and safety, security of radioactive sources, physical protection, emergency preparedness and response, and administrative procedures. Some requirements have been arranged in some existing BAPETEN's Chairman Regulations. The priority for development of regulations should be done by reassessing and improving the existing BAPETEN's Chairman Regulations to make them harmonize with requirements in the new government regulation.

Keywords: regulation, government regulation, transport of radioactive material, BAPETEN's Chairman Regulation.

I. PENDAHULUAN

Seiring dengan peningkatan penggunaan zat radioaktif sebagai bagian dari pemanfaatan tenaga nuklir, maka diperlukan adanya dukungan pengangkutan dalam rangka pemindahan zat radioaktif dari satu tempat ke tempat yang lainnya. Selain itu, letak wilayah Indonesia yang strategis pada jalur lalu lintas dan perdagangan internasional menjadikannya sebagai jalur perlintasan pengangkutan zat radioaktif antar negara, baik sekedar melintas maupun singgah di wilayah hukum negara kita.

Dua isu besar di atas menjadi tantangan dalam pengawasan pengangkutan zat radioaktif untuk memastikan kegiatan tersebut dilaksanakan sesuai dengan ketentuan keselamatan dan keamanan. Sebagaimana kegiatan pemanfaatan tenaga nuklir yang lain, pengawasan terhadap pengangkutan zat radioaktif harus dilaksanakan melalui tiga aspek pengawasan, yaitu penetapan peraturan perundang-undangan, penerapan sistem perizinan, dan pelaksanaan inspeksi.

Berkenaan dengan peraturan perundang-undangan mengenai pengangkutan zat radioaktif, pada tanggal 10 Agustus 2015 telah diterbitkan Peraturan Pemerintah Nomor 58 Tahun 2015 tentang Keselamatan Radiasi dan Keamanan dalam Pengangkutan Zat Radioaktif. [1] Peraturan tersebut merupakan hasil amandemen terhadap Peraturan Pemerintah Nomor 26 Tahun 2002 tentang Keselamatan Pengangkutan Zat Radioaktif. [2]

Sebagai penjabaran amanat yang terdapat di undang-undang, pengaturan di tingkat peraturan pemerintah biasanya memuat kebijakan nasional yang masih bersifat umum. Agar muatan pengaturan peraturan pemerintah dapat diterapkan dengan baik diperlukan pengaturan lebih lanjut dalam peraturan teknis yang lebih rendah, berupa peraturan menteri atau kepala lembaga pemerintah non kementerian. Demikian halnya, pengaturan yang telah ditetapkan di dalam PP No. 58 Tahun 2015 memerlukan pengaturan yang bersifat lebih teknis dan detail dalam bentuk Peraturan Kepala BAPETEN.

Di sisi lain, keberadaan PP No. 26 Tahun 2002 yang berlaku sebelumnya telah didukung dengan beberapa peraturan pelaksana dalam bentuk Perka BAPETEN, meliputi Perka BAPETEN No. 4 Tahun 1999 tentang Ketentuan Keselamatan untuk Pengangkutan Zat Radioaktif, Perka BAPETEN No. 05P Tahun 2000 tentang Pedoman Persyaratan untuk Pengangkutan Zat Radioaktif, serta Perka BAPETEN No. 03P Tahun 2003 tentang Persyaratan Laboratorium Uji Bungkusan Zat Radioaktif Tipe A dan Tipe B.

Dengan adanya peraturan pemerintah yang terbaru, maka Perka BAPETEN yang diterbitkan berdasarkan PP No. 26 Tahun 2002 harus dikaji ulang keberadaannya seiring dengan pengembangan Perka BAPETEN mengenai pengangkutan zat radioaktif sebagaimana amanat yang ada di dalam PP No. 58 Tahun 2015.

Kajian mengenai prioritas pengembangan Perka BAPETEN mengenai pengangkutan zat radioaktif ini bertujuan, antara lain:

- mengidentifikasi Perka BAPETEN yang masih berlaku;
- mengidentifikasi amanat pengaturan di PP No. 58 Tahun 2015;
- mengidentifikasi kebutuhan pengembangan Perka BAPETEN yang perlu disusun; dan
- memetakan skala prioritas pengembangan Perka BAPETEN yang perlu dilakukan.

Berdasarkan hasil kajian tersebut diharapkan dapat tersusun perencanaan program pengembangan Perka BAPETEN mengenai pengangkutan zat radioaktif, meliputi kebutuhan peraturan yang harus disusun, skala prioritas pengembangannya, hingga kebutuhan waktu yang diperlukan.

II. POKOK BAHASAN

Kegiatan pengangkutan zat radioaktif tidak hanya berlangsung di dalam lingkup sebuah negara. Pengangkutan zat radioaktif banyak melibatkan banyak negara, ketika muatan zat radioaktif diangkut dari dan menuju suatu negara melalui jalur transportasi dunia, baik darat, laut, maupun udara. Kondisi ini mendorong masyarakat internasional, melalui International Atomic Energy Agency (IAEA), membuat standar keselamatan dan keamanan pengangkutan zat radioaktif yang berlaku secara internasional.

Perkembangan standar internasional mengenai keselamatan radiasi dalam pengangkutan zat radioaktif dapat dilihat pada Gambar 1.

Sebagai tindak lanjut adanya standar keselamatan pengangkutan zat radioaktif sebagaimana tersebut di atas, setiap anggota IAEA didorong untuk menyusun sistem peraturan perundang-undangan di negara masing-masing dengan mengacu standar yang telah ditetapkan. Hal ini sangat penting agar peraturan di setiap negara dapat harmonis dengan ketentuan internasional sehingga pengangkutan zat radioaktif lintas batas negara tidak menghadapi kendala akibat ketidakharmonisan standar atau peraturan.

Khususnya di Indonesia, pemerintah pernah menerbitkan PP No. 13 Tahun 1975 tentang Keselamatan Pengangkutan Zat Radioaktif sebagai pelaksana Undang-undang No. 31 Tahun 1964 tentang Ketentuan-ketentuan Pokok Tenaga Atom.

Seiring dengan berlakunya Undang-undang No. 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran yang menggantikan undang-undang sebelumnya, ditetapkanlah PP No. 26 Tahun 2002 tentang Keselamatan Pengangkutan Zat Radioaktif.

Dalam perkembangannya, untuk menjawab berbagai tantangan terkait pesatnya peningkatan frekuensi pengangkutan zat radioaktif dan untuk menyesuaikan dengan perkembangan standar keselamatan maupun keamanan yang diterbitkan oleh IAEA, maka peraturan pemerintah tersebut

diamandemen dengan PP No. 58 Tahun 2015 tentang Keselamatan Radiasi dan Keamanan dalam Pengangkutan Zat Radioaktif.

Sebagai suatu landasan hukum, pengaturan di tingkat peraturan pemerintah memerlukan pengaturan yang bersifat lebih teknis dan detail di tingkat peraturan menteri atau kepala lembaga non kementerian sebagaimana telah diatur di dalam Undang-undang No. 12 Tahun 2011 tentang Penyusunan Peraturan Perundang-undangan. [4]

III. METODE KAJIAN

Kajian dalam rangka penentuan prioritas pengembangan Peraturan Kepala BAPETEN mengenai pengangkutan zat radioaktif ini dilakukan melalui studi pustaka terhadap standar internasional di bidang keselamatan pengangkutan zat radioaktif yang telah diterbitkan oleh IAEA maupun peraturan perundang-undangan di bidang keselamatan pengangkutan zat radioaktif, meliputi PP No. 58

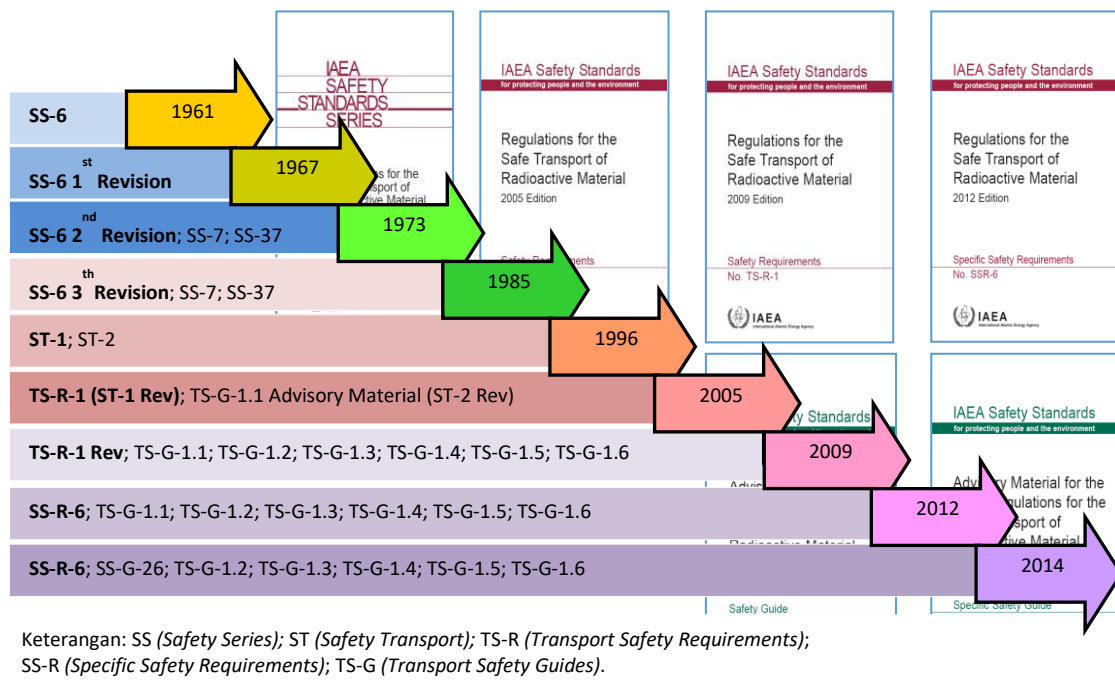
Tahun 2015 dan beberapa Perka BAPETEN yang telah terbit sebelumnya.

Tahapan yang dilalui meliputi proses pengumpulan literatur dan informasi pendukung, analisis, diskusi dan pembahasan, serta penyusunan laporan.

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

a. Identifikasi Perka BAPETEN

Isu keselamatan radiasi dalam pengangkutan zat radioaktif merupakan bagian yang tidak terpisahkan dari keselamatan radiasi dalam pemanfaatan zat radioaktif secara umum. Mengingat sangat pentingnya keselamatan radiasi maupun keamanan dalam pengangkutan zat radioaktif, BAPETEN telah menerbitkan beberapa seri peraturan yang berkaitan dengan hal tersebut.



Gambar 1. Perkembangan standar keselamatan pengangkutan zat radioaktif dari IAEA [3]

Tabel 1. Perka BAPETEN terkait pengangkutan zat radioaktif

No.	Perka BAPETEN	Tentang	Keterangan
1.	Perka BAPETEN No.4 Tahun 1999	Ketentuan Keselamatan untuk Pengangkutan Zat Radioaktif	merupakan adopsi dari IAEA-ST-1 Edisi 1996
2.	Perka BAPETEN No.05P Tahun 2000	Pedoman Persyaratan untuk Pengangkutan Zat Radioaktif	merupakan adopsi dari IAEA-ST-2 Edisi 1996
3.	Perka BAPETEN No.03P Tahun 2003	Persyaratan Laboratorium Uji Bungkusan Zat Radioaktif Tipe A dan Tipe B	-
4.	Perka BAPETEN No.1 Tahun 2010	Kesiapsiagaan dan Penanggulangan Kedaruratan	termasuk mengatur kesiapsiagaan dan penanggulangan kedaruratan dalam pengangkutan zat radioaktif
5.	Perka BAPETEN No.1 Tahun 2009	Sistem Proteksi Fisik IBN	termasuk mengatur system proteksi fisi dalam pengangkutan bahan nuklir
6.	Perka BAPETEN No.6 Tahun 2015	Keamanan Sumber Radioaktif	termasuk mengatur keamanan sumber radioaktif dalam pengangkutan zat radioaktif

Dengan landasan hukum berupa Undang-undang Nomor 10/1997 tentang Ketenaganukliran maupun PP No. 26/2002 tentang Keselamatan Pengangkutan Zat Radioaktif, beberapa Perka BAPETEN mengenai pengangkutan zat radioaktif maupun peraturan yang berkaitan dengan hal tersebut telah diterbitkan dan hingga saat ini masih berlaku. Beberapa peraturan tersebut dapat dilihat dalam Tabel 1.

b. Identifikasi amanat dan pengembangan Perka BAPETEN

Berdasarkan hasil analisis kualitatif terhadap beberapa standar keselamatan dan keamanan dalam pengangkutan zat radioaktif yang diterbitkan IAEA, muatan norma pengaturan di dalam PP No. 58 Tahun 2015 tentang Keselamatan Radiasi dan Keamanan dalam Pengangkutan Zat Radioaktif, serta beberapa Peraturan Kepala BAPETEN mengenai pengangkutan zat radioaktif yang berlaku, dapat diidentifikasi pengamanan peraturan yang ada, serta wacana pengembangan pengaturan tingkat Perka BAPETEN yang perlu disusun. Hasil identifikasi pengembangan Raperka BAPETEN mengenai pengangkutan zat radioaktif berdasarkan amanat PP No. 58 Tahun 2015 disajikan dalam Tabel 2.

Di samping penambahan ruang lingkup pengaturan persyaratan keamanan dalam kegiatan pengangkutan zat radioaktif dan beberapa muatan baru lainnya, pola pengaturan PP No. 58 Tahun 2015 secara normatif mengatur berbagai persyaratan yang menjadi lebih teknis dan detail meskipun tidak sekaligus tuntas.

Berbagai muatan teknis sesuai dengan dokumen IAEA-SSR-6 Edisi Tahun 2012 [5], dan edisi standar sebelumnya (seri IAEA-TS-R-1) yang diadopsi sebagai Perka BAPETEN No. 04 Tahun 1999 sebagian diantaranya telah diangkat pengaturannya sebagai bagian dari pengaturan PP No. 58 Tahun 2015. Hal ini menjadikan keberadaan Perka BAPETEN tersebut ke depannya perlu dicabut. Adapun muatan Perka BAPETEN dimaksud yang belum terlingkupi di dalam peraturan pemerintah yang baru dapat dijadikan sebagai bagian dari pengembangan Perka BAPETEN mengenai pengangkutan zat radioaktif yang akan dilaksanakan sesuai dengan ruang lingkup pengaturan yang relevan.

Sebagaimana ditampilkan dalam Tabel 2, terdapat 26 pasal yang secara eksplisit mengamanatkan pengaturan lebih lanjut di tingkat Perka BAPETEN. Namun demikian tidak berarti bahwa setiap pasal pengamanan harus disusun dalam suatu Perka BAPETEN tersendiri. Beberapa amanat pengaturan yang berkesesuaian ruang lingkup pengaturannya akan lebih efektif dan efisien jika digabungkan menjadi satu bagian suatu peraturan.

Pengaturan mengenai sertifikasi desain, baik zat radioaktif maupun bungkusannya dapat disatukan ke dalam satu Perka BAPETEN. Pengaturan mengenai sertifikasi desain merupakan isu baru yang sebelumnya belum diatur. Pada saat ini telah disusun Raperka BAPETEN tentang Sertifikasi Bungkusan Zat Radioaktif. Dapat dipertimbangkan draf yang sudah ada ditambahkan dan disempurnakan dengan muatan pengaturan untuk sertifikasi desain zat radioaktif.

Pemenuhan terhadap persyaratan desain memerlukan dukungan keberadaan suatu fasilitas laboratorium pengujian prototip maupun sampel desain zat radioaktif atau bungkusan zat radioaktif. Meskipun tidak secara eksplisit terdapat pasal pengamanan mengenai keberadaan laboratorium pengujian tersebut, namun dikarenakan keberadaannya dipandang sangat diperlukan dari segi kebutuhan hukum, maka perlu diatur dalam Perka BAPETEN tersendiri.

Hingga saat ini masih berlaku Perka BAPETEN No. 03P Tahun 2003 tentang Persyaratan Laboratorium Uji Bungkusan Zat Radioaktif Tipe A dan Tipe B. Untuk menjawab kebutuhan dan tantangan permasalahan ke depan, muatan pengaturan tersebut perlu diperluas meliputi pengaturan untuk laboratorium pengujian untuk semua jenis bungkusan zat radioaktif, meliputi bungkusan industri, Tipe A, Tipe B, hingga Tipe C. Pada saat ini draf Raperka BAPETEN tentang Persyaratan Laboratorium Pengujian Bungkusan Zat Radioaktif tengah dalam proses finalisasi.

Tabel 2. Pengembangan Raperka BAPETEN mengenai pengangkutan zat radioaktif berdasarkan amanat Peraturan Pemerintah No. 58 Tahun 2015

No.	Pasal	Tentang	Pengembangan Raperka BAPETEN
1.	Pasal 6 ayat 6	Persyaratan dan tata cara permohonan dan penerbitan sertifikat persetujuan Desain zat radioaktif	Sertifikasi desain zat radioaktif Laboratorium uji zat radioaktif
2.	Pasal 9 ayat 4	Persyaratan dan tata cara permohonan dan penerbitan sertifikat persetujuan Desain Bungkusan	Sertifikasi desain bungkusan zat radioaktif (draft) Laboratorium uji bungkusan zat radioaktif - Amandemen Perka 03P Tahun 2003 ttg Persyaratan Laboratorium Uji Bungkusan Tipe A dan Tipe B (final draft)
3.	Pasal 4	Rincian jenis zat radioaktif	Amandemen Perka 05P Tahun 2000 ttg Pedoman Keselamatan Pengangkutan Zat Radioaktif (mulai disusun 2016) – mengacu IAEA TS-G-1.6 (2009 edition) Raperka yang disusun sekaligus menggabungkan muatan Perka 04 Tahun 1999 ttg Ketentuan Keselamatan utk Pengangkutan Zat Radioaktif yang belum masuk ke PP 58 (Perka 04 akan didrop!)
4.	Pasal 11 ayat (4)	Penggunaan Bungkusan tipe A, Bungkusan tipe B(U), Bungkusan tipe B(M), dan Bungkusan tipe C yang mengacu pada nilai dasar radionuklida.	
5.	Pasal 13 ayat (3)	Tata cara penggunaan Bungkusan lain dengan nilai batas aktivitas tertentu	
6.	Pasal 16 ayat (5)	Tata cara Pengangkutan Zat Radioaktif secara eksklusif	
7.	Pasal 19 ayat (5)	Tata cara Pengangkutan Zat Radioaktif secara noneksklusif	
8.	Pasal 24 ayat (2)	Perubahan daftar Nomor PBB	
9.	Pasal 25	Tata cara penandaan pada Bungkusan, Pembungkus Luar, dan permukaan luar penutup Zat Radioaktif Aktivitas Jenis Rendah-I atau Benda Terkontaminasi Permukaan-I yang diangkut tanpa Bungkusan	
10.	Pasal 33 ayat (2)	Tata cara penentuan Indeks Keselamatan Kekritisitas	
11.	Pasal 42	Tata cara penempatan Bungkusan dan Pembungkus Luar dan/atau Peti Kemas selama Pengangkutan Zat Radioaktif dan penyimpanan Bungkusan dan Pembungkus Luar dan/atau Peti Kemas selama transit	
12.	Pasal 39	Penyusunan dan pelaksanaan program proteksi dan keselamatan radiasi dalam Pengangkutan Zat Radioaktif	
13.	Pasal 46	Rincian kategori sumber radioaktif dan tata cara menentukan kategori sumber radioaktif dalam pengangkutan Zat Radioaktif Bentuk Khusus dan Zat Radioaktif Daya Sebar Rendah	Menjadi muatan Perka BAPETEN No.6/2015 ttg Keamanan Sumber Radioaktif – mengacu NSS 11 & 9)
14.	Pasal 52	Rincian pelaksanaan tindakan keamanan sesuai dengan klasifikasi tingkat keamanan sumber radioaktif	
15.	Pasal 55	Rincian muatan dan tata cara penyusunan dan pemutakhiran rencana keamanan sumber radioaktif untuk pengangkutan Zat Radioaktif Bentuk Khusus dan Zat Radioaktif Daya Sebar Rendah	
16.	Pasal 60	Rincian muatan dan tata cara penyusunan dan pemutakhiran rencana proteksi fisik untuk pengangkutan Bahan Fisil dan uranium heksafluorida (UF6) yang merupakan bahan nuklir	Menjadi muatan Perka BAPETEN No.1/2009 ttg Sistem Proteksi Fisik IBN (perlu ditinjau ulang mengacu IAEA NSS-13)
17.	Pasal 66	Tata cara penerapan sistem manajemen dalam Pengangkutan Zat Radioaktif	Sistem manajemen dalam pengangkutan zat radioaktif – mengacu IAEA TS-G-1.4
18.	Pasal 69 ayat (4)	Kriteria potensi bahaya radiasi dan kontaminasi zat radioaktif utk penentuan pelatihan dan gelada kedaruratan	Menjadi muatan Perka BAPETEN No.1/2010 ttg Kesiapsiagaan dan Penanggulangan Kedaruratan (perlu ditinjau ulang – mengacu IAEA TS-G-1.2)
19.	Pasal 72	Pelatihan dan geladi kedaruratan dalam Pengangkutan Zat Radioaktif	
20.	Pasal 78	Penanggulangan kedaruratan dalam Pengangkutan Zat Radioaktif	
21.	Pasal 81 ayat (4)	Muatan persetujuan pengiriman zat radioaktif	Tata laksana administratif
22.	Pasal 83	Rincian masa berlaku persetujuan pengiriman zat radioaktif	
23.	Pasal 85 ayat (7)	Muatan notifikasi pelaksanaan Pengangkutan Zat Radioaktif	
24.	Pasal 90 ayat (4)	Muatan validasi terhadap sertifikat persetujuan Desain zat radioaktif	
25.	Pasal 96 ayat (4)	Muatan validasi terhadap sertifikat persetujuan Desain Bungkusan	
26.	Pasal 100 ayat (4)	Muatan validasi terhadap persetujuan pengiriman zat radioaktif yang diterbitkan oleh otoritas pengawas negara asal Pengangkutan Zat Radioaktif	

Selanjutnya beberapa pengamanan mulai dari rincian jenis zat radioaktif, tata cara penggunaan bungkusan, pengangkutan zat radioaktif secara eksklusif maupun noneksklusif, perubahan daftar Nomor Perserikatan Bangsa Bangsa (Nomor PBB; UN Number), tata cara penandaan, penentuan Indeks

Keselamatan Kekritisitas (IKK), serta cara penempatan bungkusan di kendaraan angkut dan selama transit dapat disatukan sebagai muatan pengaturan Raperka BAPETEN mengenai pedoman untuk keselamatan pengangkutan yang sebelumnya telah diatur dalam Perka BAPETEN No. 05P Tahun 2000 tentang

Pedoman Keselamatan Pengangkutan Zat Radioaktif. Sebagai acuan penyusunan Raperka ini perlu dikaji lebih mendalam dokumen IAEA-TS-G-1.6 Schedules of Provision of the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material. [6]

Pada saat ini juga sedang dilakukan proses amandemen terhadap Perka BAPETEN No. 05P Tahun 2000 tersebut di atas. Dengan pertimbangan muatan pengaturan yang sangat banyak dan kompleks, proses amandemen tersebut direncanakan untuk dilakukan selama beberapa tahun dan sudah dimulai pada tahun 2016 ini.

Pasal 39 PP No. 58 Tahun 2015 mengamanatkan perlunya diatur program proteksi dan keselamatan radiasi dalam pengangkutan zat radioaktif di tingkat Perka BAPETEN. Program ini merupakan prasyarat diberikannya izin penggunaan zat radioaktif yang semestinya juga menyangkut kegiatan pengangkutan zat radioaktif yang akan atau selesai digunakan. Dokumen program ini dapat menjadi satu bagian yang tidak terpisahkan dari dokumen program proteksi dan keselamatan radiasi atau laporan analisis keselamatan yang diajukan pada saat permohonan izin maupun sebagai dokumen tersendiri.

Pengaturan mengenai program proteksi dan keselamatan radiasi dapat mengacu dokumen IAEA-TSG-1.3 Radiation Protection Programmes for the Transport of radioactive Material [7] maupun dokumen lain yang terkait. Muatan pengaturan yang ada harus harmonis dengan Perka BAPETEN No. 4 Tahun 2013 tentang Proteksi dan Keselamatan Radiasi dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir sebagai payung hukum yang bersifat lebih umum mengenai proteksi dan keselamatan radiasi.

Pengaturan mengenai keamanan selama kegiatan pengangkutan zat radioaktif merupakan muatan pengaturan baru yang belum ada dalam peraturan pemerintah sebelumnya. Berdasarkan obyek yang diangkut, konsep pengaturan keamanan dibedakan menjadi keamanan sumber radioaktif untuk pengangkutan zat radioaktif bentuk khusus dan daya sebar rendah, serta system proteksi fisik untuk pengangkutan bahan nuklir.

Pada saat ini pengaturan mengenai keamanan pada saat pengangkutan sebagai penjabaran peraturan pemerintah terkait sudah diatur di dalam Perka BAPETEN No. 6 Tahun 2015 tentang Keamanan Sumber Radioaktif dan Perka BAPETEN No. 1 Tahun 2009 tentang Sistem Proteksi Fisik Instalasi dan Bahan Nuklir.

Dalam perkembangannya, IAEA telah menerbitkan beberapa seri publikasi standar terkait dengan keamanan sumber radioaktif dan sistem proteksi fisik bahan nuklir, meliputi IAEA-NSS-9 Security in the Transport of Radioactive Material [8], IAEA-NSS-11 Security of Radioactive Sources [9], dan IAEA-NSS-13 Nuclear Security Recommendation on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Installations. [10]

Pengaturan keamanan sumber radioaktif pada saat kegiatan pengangkutan zat radioaktif dalam Perka BAPETEN No. 6 Tahun 2015 telah mengacu dokumen IAEA-NSS-9 maupun IAEA-NSS-11. Dengan demikian dapat dikatakan bahwa pengaturan yang ada sudah harmonis dengan standar internasional yang berlaku.

Adapun Perka BAPETEN No. 1 Tahun 2009 berkenaan dengan pengaturan sistem proteksi fisik instalasi dan bahan nuklir, termasuk pada saat pengangkutan bahan nuklir, disusun berdasarkan publikasi IAEA-INFCIR-225.rev1. Pada saat ini publikasi tersebut telah diperbarui menjadi IAEA-NSS-13 yang mencakup sistem proteksi fisik di dalam instalasi penggunaan maupun pada saat pengangkutan bahan nuklir. Dengan demikian, pengaturan yang telah ada perlu ditinjau ulang untuk mengikuti perkembangan standar yang terkini.

Sistem manajemen merupakan pengembangan dari konsep jaminan mutu untuk setiap kegiatan maupun fasilitas pemanfaatan tenaga nuklir. Untuk kegiatan pengangkutan zat radioaktif juga diperlukan adanya penerapan sistem manajemen yang diantaranya mengatur mengenai persyaratan, tugas, kewenangan, serta tanggung jawab untuk organisasi dan pihak yang berkaitan langsung dalam pengangkutan, seperti pengirim, pengangkut, dan penerima.

Mengingat konsep mengenai sistem manajemen merupakan hal yang spesifik, maka pengaturan mengenai sistem manajemen dalam pengangkutan zat radioaktif perlu disusun dalam Perka BAPETEN tersendiri. Pengembangan peraturan ini dapat mengacu kepada dokumen IAEA-TS-G-1.4 The Management System for the Safe Transport of Radioactive Material [11] agar harmonis dengan sistem internasional.

Sistem kesiapsiagaan dan penanggulangan kedaruratan dalam pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif sangat penting untuk mengantisipasi kondisi yang dapat terjadi akibat adanya kecelakaan pada saat pengangkutan.

Ketika pengangkutan dilaksanakan, zat radioaktif berada di area umum, baik pada saat di tengah perjalanan maupun saat transit di suatu tempat. Apabila dalam kondisi tersebut terjadi insiden atau kecelakaan, maka dampak yang akan ditimbulkan dapat langsung menimbulkan kerugian bagi masyarakat pengguna jalan ataupun moda angkutan lainnya, termasuk dampak terhadap lingkungan hidup apabila ada potensi penyebaran kontaminasi zat radioaktif. Dengan demikian, landasan pengaturan mengenai sistem kesiapsiagaan dan penanggulangan keadaan darurat menjadi sangat penting untuk diatur.

Pada saat ini berlaku Perka BAPETEN No. 1 Tahun 2010 tentang Kesiapsiagaan dan Penanggulangan Kedaruratan Nuklir. Di samping mengatur sistem kesiapsiagaan dan upaya penanggulangan keadaan darurat di dalam suatu fasilitas radiasi ataupun instalasi nuklir, peraturan tersebut juga melingkupi pengaturan kesiapsiagaan dan penanggulangan pada saat

pengangkutan zat radioaktif dilaksanakan. Namun demikian, bagian pengaturan di dalam Perka tersebut masih sangat kurang memadai untuk dapat diterapkan di lapangan.

Berkaitan dengan keberadaan dokumen IAEA-TS-G-1.2 Planning and Preparing for Emergency Response to Transport Accidents involving Radioactive Material [12] sebagai standar internasional yang telah diterbitkan untuk penanganan kecelakaan pengangkutan zat radioaktif, maka muatan ketentuan dan persyaratan di dalam dokumen tersebut perlu dikembangkan menjadi bagian dari peraturan kita.

Sistem pengaturan kesiapsiagaan dan penanggulangan kedaruratan nuklir yang diatur dalam satu peraturan untuk semua jenis penggunaan tenaga nuklir dirasa masih relevan untuk dipertahankan. Namun demikian, peraturan yang kini sudah ada harus ditinjau ulang untuk kemudian direvisi dengan memasukkan ketentuan-ketentuan maupun persyaratan terkini yang telah ditetapkan secara internasional.

Pengaturan-pengaturan yang perlu dijabarkan lebih lanjut di tingkat Perka BAPETEN berkenaan dengan tata laksana administratif. Di dalam bab mengenai penatalaksanaan pengangkutan zat radioaktif diatur beberapa hal mengenai persetujuan pengiriman, notifikasi pelaksanaan pengiriman lintas negara, validasi sertifikat persetujuan desain zat radioaktif dan bungkusan zat radioaktif.

Beberapa pasal pengamanan pengaturan lebih lanjut ke dalam Perka BAPETEN yang berkaitan dengan tata laksana administratif tersebut dapat disatukan ke dalam sebuah peraturan. Hal ini berkesesuaian dengan substansi ruang lingkup pengaturan yang ada. Perka BAPETEN ini nantinya akan menjadi acuan bagi pemohon sekaligus bagi personil evaluator yang akan mengevaluasi pemenuhan terhadap semua persyaratan dan ketentuan yang berlaku sebelum suatu Keputusan Tata Usaha Negara diterbitkan oleh BAPETEN.

c. Prioritas pengembangan Perka BAPETEN

Sebagaimana ditampilkan di dalam Tabel 2, dari 26 pasal pengamanan yang ada dapat dikembangkan menjadi setidaknya 9 (sembilan) Perka BAPETEN yang berkaitan dengan kegiatan pengangkutan zat radioaktif. Mengingat keterbatasan sumber daya untuk mewujudkan hal tersebut, perlu dilakukan identifikasi prioritas pengembangan peraturan untuk lebih mengoptimalkan proses yang akan dilaksanakan.

Ada beberapa pilihan strategi yang dapat dilakukan dalam rangka pengembangan Perka BAPETEN mengenai pengangkutan zat radioaktif ini. Pertama, pilihan strategi berdasarkan keberadaan beberapa Perka BAPETEN yang saat ini sudah ada. Beberapa peraturan yang sudah ada tersebut perlu dikaji ulang untuk melihat kembali relevansi pengaturan agar tidak tumpang tindih dan tidak bertentangan dengan konsep pengaturan di dalam PP No. 58 Tahun 2015 yang baru diberlakukan.

Dalam hal terdapat kekurangan, ketidaksesuaian, ataupun tumpang tindih pengaturan maka peraturan yang sudah ada perlu direvisi, diubah, atau bahkan diamandemen. Dengan sudut pandang ini, maka prioritas pengembangan Perka BAPETEN dilakukan dengan menyempurnakan peraturan yang saat ini sudah ada, baru kemudian menyusun peraturan-peraturan yang sama sekali baru dan belum diatur sebelumnya.

Pilihan strategi ke dua dapat dilakukan berdasarkan skala kebutuhan hukum yang paling mendesak. Dari sembilan kebutuhan pengembangan pengaturan yang ada, justru peraturan yang belum ada dan sangat diperlukan untuk menunjang implementasi PP No. 58 Tahun 2015 harus menjadi prioritas untuk segera disusun. Prioritas selanjutnya barulah menyempurnakan keberadaan peraturan-peraturan yang sudah ada sebelumnya.

Pilihan strategi yang ke tiga dapat didasarkan kompleksitas ruang lingkup pengaturan yang akan disusun maupun direvisi. Pengaturan yang lebih sederhana namun sangat diperlukan oleh pihak pengirim, pengangkut, maupun penerima, serta untuk personil evaluator harus diprioritaskan untuk disusun. Dalam hal ini pengaturan mengenai tata laksana dapat dikembangkan lebih dahulu, menyusul peraturan mengenai pedoman keselamatan pengangkutan, dan seterusnya.

V. KESIMPULAN

Pada saat ini terdapat 6 (enam) Perka BAPETEN berkaitan dengan pengangkutan zat radioaktif yang masih berlaku dan disusun mengacu PP No. 26 Tahun 2002 tentang Keselamatan Pengangkutan Zat Radioaktif. Di dalam PP No. 58 Tahun 2015 tentang Keselamatan Radiasi dan Keamanan dalam Pengangkutan Zat Radioaktif terdapat 26 pasal pengamanan pengaturan lebih lanjut di tingkat Perka BAPETEN yang dapat dikembangkan menjadi 9 (sembilan) peraturan. Skala prioritas dalam pengembangan Perka BAPETEN mengenai pengangkutan zat radioaktif dapat ditentukan berdasarkan pilihan strategi penyempurnaan peraturan, skala kebutuhan hukum yang paling mendesak, dan kompleksitas ruang lingkup pengaturan.

DAFTAR PUSTAKA

1. Peraturan Pemerintah Nomor 58 Tahun 2015 tentang Keselamatan Radiasi dan Keamanan dalam Pengangkutan Zat Radioaktif.
2. Peraturan Pemerintah Nomor 26 Tahun 2002 tentang Keselamatan Pengangkutan Zat Radioaktif.
3. Hermawan, N.T.E., 2015, Dasar-dasar Keselamatan Radiasi Pengangkutan Zat Radioaktif, Edisi Pertama, Teknosain, Yogyakarta.
4. Undang-undang Nomor 12 Tahun 2011 tentang Penyusunan Peraturan Perundang-undangan.

5. IAEA, 2012, Regulation for the Safe Transport of Radioactive Material, IAEA-SSR-6, IAEA, Vienna.
6. IAEA, 2005, Schedules of Provision of the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, IAEA-TS-G-1.6, IAEA, Vienna.
7. IAEA, 2007, Radiation Protection Programmes for the Transport of Radioactive Material, IAEA-TS-G-1.3, IAEA, Vienna.
8. IAEA, 2008, Security in the Transport of Radioactive Material, IAEA-NSS-9, IAEA, Vienna.
9. IAEA, 2009, Security of Radioactive Sources, IAEA-NSS-11, IAEA, Vienna.
10. IAEA, 2011, Nuclear Security Recommendation on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Installations, IAEA-NSS-13, IAEA, Vienna.
11. IAEA, 2008, The Management System for the Safe Transport of Radioactive Material, IAEA-TS-G-1.4, IAEA, Vienna.
12. IAEA, 2002, Planning and Preparing for Emergency Response to Transport Accidents involving Radioactive Material, IAEA-TS-G-1.2, IAEA, Vienna.

standar IAEA (SSR-6). Dengan demikian BAPETEN menetapkan adanya proses penunjukan terhadap laboratorium pengujian bungkusan yang telah terakreditasi oleh KAN tersebut.

2. Nomenklatur penunjukan maupun registrasi yang akan dikembangkan pada prinsipnya sama. Kementerian Lingkungan Hidup dan Kehutanan menerapkan registrasi terhadap laboratoirum yang telah terakreditasi oleh KAN, sebelum ia diberikan kewenangan untuk melakukan layanannya. Prinsip utamanya adalah memberlakukan persyaratan tambahan yang lebih khusus sesuai dengan lingkup penerapan keselamatan radiasi. Mempertimbangkan penerapan penunjukan yang selama ini telah dilakukan, dalam beberapa draf peraturan yang berkaitan dengan laboratorium pengujian BAPETEN menggunakan istilah penunjukan. Dengan demikian untuk ke depannya penunjukan tidak lagi bermakna sebagai pengganti akreditasi sebagaimana mekanisme yang selama ini berjalan.

TANYA JAWAB DISKUSI

Penanya: Pertiwi Dian

Pertanyaan:

Pengembangan Perka terkait lab uji bungkusan

1. Apakah menggunakan akreditasi KAN ataukah hanya penunjukan BAPETEN
2. Apabila telah diakreditasi KAN apakah masih perlu penunjukan BAPETEN? Ataupun menggunakan mekanisme registrasi ke BAPETEN

Jawaban:

Berkaitan dengan mekanisme akreditasi untuk setiap lembaga pengujian (termasuk laboratorium pengujian bungkusan zat radioaktif), beberapa hal dapat kami sampaikan sebagai berikut:

1. Sebagaimana diatur di dalam UU No.20 Tahun 2014 tentang Standardisasi dan Penilaian Kesesuaian, maka setiap lembaga pengujian harus diakreditasi oleh KAN. Akreditasi oleh KAN mengacu kepada dokumen SNI (ISO/IEC) 17025 mengenai kriteria umum laboratorium pengujian. Untuk kebutuhan khusus yang berkaitan dengan keselamatan radiasi, BAPETEN memandang kriteria umum yang ada harus dilengkapi dengan kriteria khusus yang mengacu kepada



PERBANDINGAN KINERJA HASIL PENGUKURAN DETEKTOR UNTUK PEMANTAUAN LINGKUNGAN

M.Muhyidin Farid¹, I Putu Susila², Prawito¹

¹Fisika Instrumentasi FMIPA Universitas Indonesia

²Pusat Rekayasa dan Fasilitas Nuklir - BATAN

Muhammad.muhyidin@ui.ac.id

ABSTRAK

PERBANDINGAN KINERJA HASIL PENGUKURAN DETEKTOR UNTUK PEMANTAUAN LINGKUNGAN. Telah dilakukan perbandingan unjuk kerja hasil pengukuran dari detektor tipe GM dan NaI(Tl) dengan alat inspector usb. Pengukuran dilakukan secara realtime berbasis komputer. Bahan yang digunakan adalah sumber standard Multi Gamma E-22-I. yang terdiri dari ⁶⁰Co dan ¹³⁷Cs. Unsur Cs-137 memiliki satu puncak spektrum yaitu pada tenaga 661,6 keV dan waktu paruh 30,2 tahun. Unsur Co-60 memiliki dua puncak spektrum pada tenaga 1173,2 keV dan 1332,5 keV dan waktu paruh 5,26 tahun energi 662keV dan 1332keV. Sistem deteksi radiasi dengan detektor GM tipe pancake relatif menunjukan hasil yang linier dengan alat yang sudah ada yaitu Inspector USB untuk variasi jarak dan waktu pengukuran yang sama. Hasil yang diperoleh berupa faktor konversi cacah ke laju dosis untuk detektor GM, GM tipe Pancake, dan NaI(Tl). Sedangkan saat diuji coba dengan peralatan komersial pemantau paparan radiasi di lingkungan yang sudah terpasang di perumahan Puspipetek, memberikan prosentase eror 2,8% untuk detektor GM.

Kata kunci: detektor GM, jarak pengukuran, dan Inspector USB.

ABSTRACT

COMPARISON OF THE RESULTS OF PERFORMANCE MEASUREMENT DETECTORS FOR ENVIRONMENTAL MONITORING. Has done a comparison of performance measurement results of the detector type GM and NaI(Tl) with USB inspector tool. Measurements were performed in real time based computer. Materials used are standard source Multi Gamma E-22-I. consisting of ⁶⁰Co and ¹³⁷Cs. Elements of Cs-137 has a spectrum that peaks at 661.6 keV energy and half-life of 30.2 years. Elements Co-60 has two peaks in the power spectrum of 1173.2 keV and 1332.5 keV and a half-life of 5.26 years and 1332keV 662keV energy. Radiation detection system with a pancake-type GM detector relatively linear indicates the results with comercial tools, USB Inspector for variations in distance and time measurements are the same. The results from the testing is conversion factor for count to dose rate at detector GM, GM types of pancakes, and NaI (Tl). When tested with commercial equipment environmental monitoring radiation exposure in the Puspipetek residence, giving the percentage of error of 2.8% for GM detector.

Keywords: detector GM, distance of measurement, and Inspector USB.

I. PENDAHULUAN

Zat radioaktif dalam bentuk cair atau gas yang digunakan maupun dihasilkan oleh fasilitas nuklir dan fasilitas penunjang yang terdapat di Kawasan Nuklir Serpong, perlu dilakukan pengelolaan secara aman. Pelepasan zat radioaktif ke lingkungan (udara maupun badan air) dapat dilakukan secara langsung ataupun tidak langsung (terkendali). Lepasn terkendali dilakukan dengan cara pelepasan radionuklida ke lingkungan secara terencana dan tercatat dalam laporan [1]. Lepasn terkendali radionuklida ke lingkungan sebagai bentuk manajemen limbah yang legal dari fasilitas nuklir dan fasilitas penunjangnya [2]. Pengendalian buangan gas dan bahan partikulat yang terkandung radionuklida didalamnya, dilakukan lewat cerobong atau ventilasi buangan untuk fasilitas kecil. Sedangkan pengendalian buangan air dilakukan dari pipa yang terhubung langsung ke sungai, danau atau lautan. Proses monitoring terhadap lepasn zat radioaktif secara terkendali dilakukan berdasarkan PERKA BAPETEN Nomor 7 tahun 2013 tentang Nilai

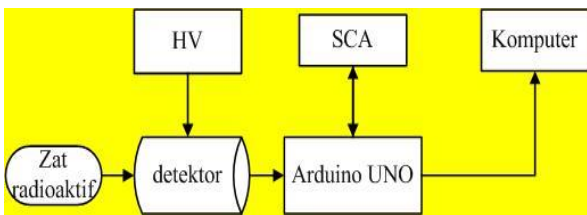
Batas Radioaktivitas di lingkungan. Sebagaimana amanah pasal 5 dari PERKA tersebut yang menyatakan pemantauan aktivitas ke lingkungan dilakukan secara terus menerus.

Pemantauan besarnya paparan radiasi khususnya radiasi gamma baik yang berasal dari alam (radiasi non pengion) maupun paparan radiasi dari fasilitas (radiasi pengion), di lingkungan sekitar fasilitas nuklir Serpong dilakukan secara terus menerus dan terpusat oleh peralatan sistem Radmon (radiation monitoring). Untuk mendukung hasil pemantauan sistem Radmon, secara online dan realtime, diperlukan banyak detektor yang akan diletakan di berbagai lokasi. Sehingga untuk menghemat anggaran yang dibutuhkan, diperlukan suatu inovasi rancang bangun peralatan yang murah dan berkinerja baik. Makalah ini membahas tentang kinerja detektor yang paling sesuai untuk digunakan dalam rancang bangun peralatan sistem Radmon yang murah tersebut.

II. METODOLOGI PENELITIAN

Penelitian ini dilakukan di Pusat Rekayasa Fasilitas Nuklir (PRFN) BATAN Serpong. Metodologi penelitian yang dilakukan terdapat beberapa tahapan yaitu perancangan perangkat keras, perancangan perangkat lunak, uji coba pengukuran detektor terhadap sumber campuran gamma, penentuan cacah radiasi latar, komparasi pengukuran detektor dengan surveimeter inspector USB, dan komparasi pengukuran detektor di lingkungan dengan sistem radmon yang sudah terpasang.

Diagram blok rancang bangun perangkat keras detektor tersebut, terlihat pada Gambar 1.



Gambar 1. Diagram blok sistem deteksi gamma berbasis arduino UNO

Prinsip kerja peralatan pada gambar 1 tersebut adalah foton-foton gamma yang dipancarkan oleh zat radioaktif akan berinteraksi dengan detektor melalui efek fotolistrik, hamburan Compton, dan produksi pasangan. Oleh karena adanya tegangan tinggi (HV) maka terjadinya perbedaan tegangan dapat diamati secara elektronik sebagai sinyal pulsa. Sinyal tersebut diolah rangkaian pre amplifier detektor, dan dikuatkan oleh amplifier Arduino UNO, untuk selanjutnya diseleksi tinggi pulsanya oleh Single Channel Analyzer (SCA). Fitur Analog Digital Converter (ADC) mengubah sinyal analog yang terbaca menjadi sinyal digital, perancangan perangkat lunak ditanam di Arduino UNO untuk mengaktifkan pengiriman data secara serial. Tampilan hasil bacaan pengukuran detektor secara realtime yang dikirimkan Arduino, diamati di komputer melalui software Hercules.

Uji coba pengukuran peralatan sistem deteksi gamma berbasis Arduino, dilakukan menggunakan sumber standar campuran gamma E-22-1, berdasarkan variasi jarak 5cm, 10cm, 15cm, 20cm, 25cm, 30cm, 35cm, 40cm, 45cm, dan 50cm terhadap detektor seperti terlihat pada gambar 2. Setiap jarak pengukuran laju dosis dilakukan selama 10 menit. Selanjutnya hasil pengukuran diamati melalui layar komputer.

Sumber standar campuran gamma E-22-1 terdiri dari Co-60 dan Cs-137. Unsur Cs-137 memiliki satu puncak spektrum yaitu pada tenaga 661,6 keV dan waktu paruh 30,2 tahun. Unsur Co-60 memiliki dua puncak spektrum pada tenaga 1173,2 keV dan 1332,5 keV dan waktu paruh 5,26 tahun. [3]



Gambar 2. Proses pengukuran paparan radiasi di laboratorium secara realtime.

Perbandingan hasil pengukuran peralatan sistem deteksi gamma berbasis Arduino dengan surveimeter Inspector USB, dilakukan untuk variasi jarak sama seperti uji coba peralatan gamma berbasis Arduino untuk dua macam tipe detektor. Detektor Geiger Muller (Pancake dan silinder) dan detektor NaI(Tl). Hasil pengukuran untuk membandingkan tingkat ketidakpastian peralatan hasil rancang bangun dengan peralatan surveimeter sederhana yang sering digunakan untuk pengukuran langsung di lingkungan.

Pengujian hasil pengukuran peralatan deteksi gamma berbasis Arduino di lingkungan dilakukan pengukuran paparan radiasi pada jarak satu meter dari permukaan tanah, dibandingkan dengan hasil pengukuran dari sistem Radmon. Proses pengukuran radiasi di lingkungan seperti terlihat pada gambar 3. Adapun Spesifikasi peralatan sistem Radmon untuk pemantauan paparan radiasi udara ambient KNS terdiri dari: [4]

1. Monitor Gamma MFM-203 menggunakan detektor tipe tabung GM, yang mampu mengukur radiasi mulai 50 nSv/h (50.10⁻⁹ Sv/h) hingga 1000 mSv, dengan respon energi mulai dari 60 keV hingga 1,3 MeV.
2. Komunikasi data menggunakan radio modem Digi's XStream-PKG dengan jarak jangkauan antara pemancar dan penerima 3-7 mil (5-11 km) dengan frekuensi 900 MHz-2,4 GHz.
3. Catu daya menggunakan solar panel Kyocera photovoltaic modules dengan efisiensi tinggi dan daya maksimum 21 W, tegangan 17,4 V dan arus 1,21 A.
4. Pengolahan data/server menggunakan IBM Sistem x3200 M3, monitor LCD 17", Memori 10 GHz., Sistem Operasi Windows Server 2008 Standard dan Webserver Linux .

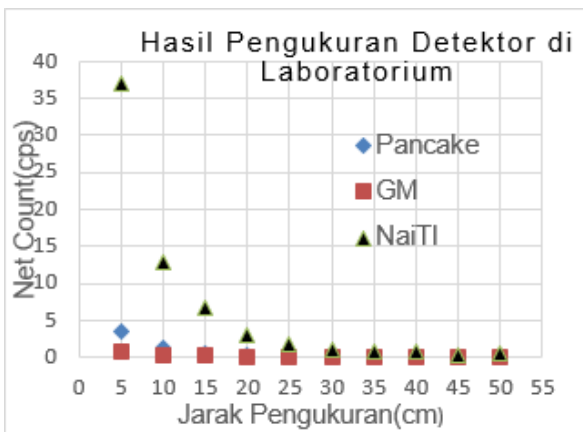
Detektor yang digunakan pada sistem radmon merupakan detektor tipe tabung GM yang sensitif terhadap perubahan tingkat radiasi dan dilengkapi sistem Natural Background Rejection (NBR) sehingga dapat mengetahui perbedaan paparan radiasi alam terhadap paparan radiasi dari fasilitas nuklir [4].



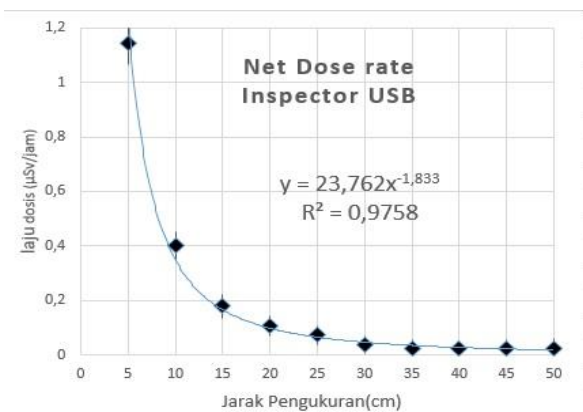
Gambar 3. Pengukuran paparan radiasi di lingkungan secara realtime

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Linieritas jarak dengan hasil pengukuran dari detektor GM tipe pancake, detektor GM silinder, detektor NaI(Tl) dengan berbagai jarak pengukuran dapat dilihat pada gambar 4. Sedangkan hasil pengukuran laju dosis inspector USB untuk berbagai jarak pengukuran dan konstanta konversi cacah ke laju dosis terlihat pada gambar 5.



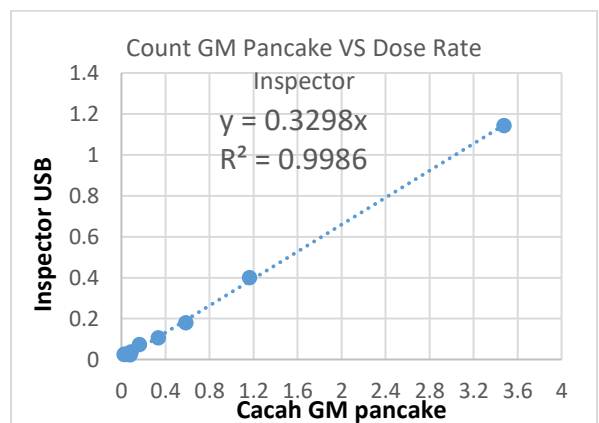
Gambar 4. Hasil pengukuran tipe detektor terhadap variasi jarak di laboratorium.



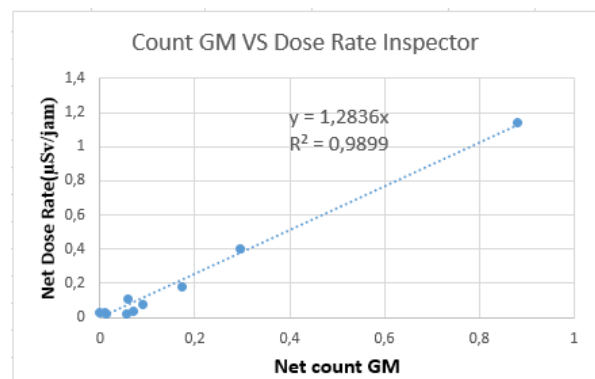
Gambar 5. Linieritas hasil pengukuran Inspector USB

Setelah dilakukan pengamatan hasil pengukuran terhadap masing-masing detektor, selanjutnya dilakukan perbandingan antara linieritas hasil pengukuran antara Geiger Muller (GM) dengan surveimeter Inspector USB. Perbandingan antara GM tipe pancake, GM silinder dan NaI(Tl) dengan Inspector USB dimaksudkan untuk mendapatkan konstanta pengukuran laju dosis dari cacah detektor terhadap alat komersial yang sudah ada.. Pada gambar 6, gambar 7 dan gambar 8 terlihat konstanta hasil pengukuran ketiga detektor terhadap Inspector USB.

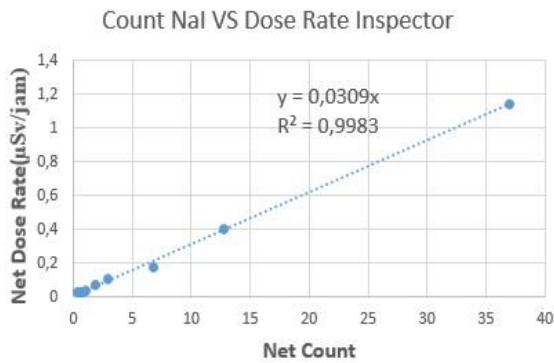
Perbedaan hasil pengukuran pada tipe detektor tersebut disebabkan oleh perbedaan pada sistem detektor, respon detektor tergantung bagaimana sinyal dikonversi ke sinyal elektronik dan diperkuat dengan amplifier [5]. Selain itu, yang mempengaruhi hasil pengukuran adalah faktor geometri. Hal ini terkait dengan bentuk sumber, jarak detektor dengan sumber [6].



Gambar 6. Perbandingan hasil pengukuran antara GM tipe Pancake dengan Inspector USB.



Gambar 7. Perbandingan hasil pengukuran antara GM silinder dengan Inspector USB.



Gambar 8. Perbandingan hasil pengukuran antara Nai(Tl) dengan Inspector USB

Data hasil pengukuran laju dosis dikurangi background terhadap sumber campuran gamma ditunjukkan pada tabel 1. Dari tabel tersebut terlihat jarak pengukuran diatas 40 cm, memberikan data hasil pengukuran yang kurang optimum. Hal tersebut dikarenakan semakin jauh efisiensi detektor untuk menangka sinar radiasi berkurang, sehingga ketidakpastian pengukuranya semakin besar.

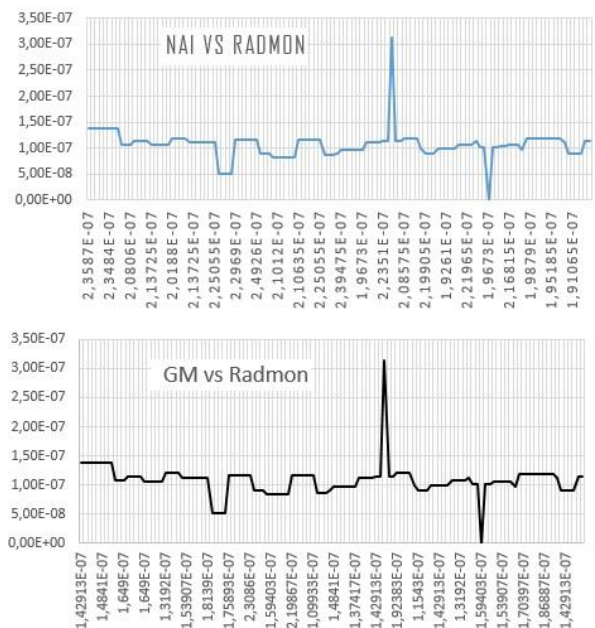
Tabel 1. Hasil Pengukuran Inspector USB terhadap sumber campuran gamma E-22-I

Jarak (cm)	LajuDosis (µSv/jam)	Laju dosis Net(µSv/jam)	Standard Deviasi
5	1,272	1,143	0,0791
10	0,529	0,400	0,0539
15	0,307	0,179	0,0434
20	0,235	0,107	0,0366
25	0,202	0,073	0,0336
30	0,166	0,037	0,0314
35	0,152	0,024	0,0309
40	0,151	0,023	0,0279
45	0,154	0,026	0,0299
50	0,154	0,025	0,0355

Pengujian selanjutnya, dilakukan dengan membandingkan detektor hasil rancang bangun dengan peralatan komersial radmon yang sudah dipasang di perumahan Puspipstek. Pada gambar 9 terlihat bahwa hasil pengukuran laju dosis dari peralatan deteksi radiasi berbasis detektor Geiger Muller(GM) menunjukkan hasil bacaan yang mendekati peralatan radmon komersial. Prosentase eror hasil bacaan peralatan deteksi radiasi berbasis GM dibandingkan radmon komersial sebesar 2,8% untuk pengamatan cacah permenit. Akan tetapi prosentase eror rata-rata selama waktu cacah 2 jam masih cukup tinggi yaitu sebesar 50%. Hal ini dikarenakan rangkaian elektronika, penyusun peralatan deteksi radiasi berbasis detektor GM masih cukup sederhana, berbasis Arduino UNO.

Data awal dari peralatan pemantau radiasi berbasis detektor Nai(Tl) menunjukkan hasil bacaan laju dosis sebesar 0,236 µSv/jam sedangkan bacaan radmon komersial sebesar 0,139 µSv/jam. Perbedaan hasil bacaan tersebut mencapai 60%, bahkan jika dirata-ratakan selama 2 jam waktu pencacahan prosentase perbedaan hasil bacaan keduanya mencapai 100%.

Adanya lonjakan grafik pada gambar 9, baik dari peralatan yang berbasis detektor GM maupun Nai(TL), menunjukkan kedua detektor tersebut mampu membaca adanya peningkatan paparan radiasi, dari sumber standar yang sengaja didekatkan selama beberapa saat waktu percobaan pengukuran tersebut dilakukan.



Gambar 9. Hasil bacaan Peralatan rancang bangun dibandingkan dengan Radmon komersial yang telah terpasang.

IV. KESIMPULAN

Faktor geometri berpengaruh terhadap hasil pengukuran detektor. Detektor GM masih memberikan hasil pengukuran yang relatif akurat untuk proses pemantauan di lingkungan secara online dan realtime. Detektor GM dipilih untuk inovasi sistem deteksi radiasi yang relatif murah dikarenakan mempunyai konstruksi yang relatif sederhana dan memberikan hasil pengukuran dengan respon yang relatif cepat serta tepat.

Peralatan hasil rancang bangun untuk pemantauan radiasi dilingkungan yang berbasis GM memberikan eror bacaan yang tidak terlalu besar jika dibandingkan dengan peralatan radmon komersial yang ada. Prosentase eror bacaan hasil pengukuran peralatan deteksis radiasi berbasis detector GM sebesar 2,8% untuk cacah permenit.

DAFTAR PUSTAKA

1. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, ENVIRONMENTAL AND SOURCE MONITORING FOR PURPOSES OF RADIATION PROTECTION, IAEA Safety Standards Series No. R-SG-1.8, IAEA, Vienna (2005).
2. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Principles of Radioactive Waste Management, Safety Series No. 111-F, IAEA, Vienna (1995).
3. Canberra (2011) *Certificate of Calibration Multi Gamma Ray Standard*, Oak Ridge, Tennessee USA.
4. Agus Gindo S, Arif Y, dan I Putu Susila. (2012). Pemantauan Terpusat Kontinyu Paparan Radiasi Udara Ambien Kawasan Nuklir Serpong. Hasil Penelitian dan Kegiatan PTLR Tahun 2012, ISSN 0852-2979, hal. 635-640.
5. Bahri, Syamsul. (2007) “ Perbandingan Kinerja Detektor NaI(Tl) dengan Detektor CsI(Tl) pada spektroskopi Radiasi Gamma”, Jurnal Gardien, Vol. 3 No.1, pp. 204 – 209.
6. Wahyudi, Iskandar, D., Marjanto, Djoko, (2007) ”Pengaruh matriks terhadap pencacahan sampel menggunakan spektrometer gamma”, Jurnal Fisika Nuklir, Vol.1 No.2, pp. 65- 77.



TINJAUAN TERHADAP PERSYARATAN TENAGA AHLI DALAM RANGKA PENGEMBANGAN PERATURAN KEPALA BAPETEN NOMOR 11/KA-BAPETEN/VI-99 TENTANG IZIN KONSTRUKSI DAN OPERASI IRADIATOR

Satria Prahara

Direktorat Pengaturan Pengawasan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif - BAPETEN
s.prahara@bapeten.go.id

ABSTRAK

TINJAUAN TERHADAP PERSYARATAN TENAGA AHLI DALAM RANGKA PENGEMBANGAN PERATURAN KEPALA BAPETEN NOMOR 11/KA-BAPETEN/VI-99 TENTANG IZIN KONSTRUKSI DAN OPERASI IRADIATOR. Didalam rekomendasi IAEA *Specific Safety Guide 8* (SSG-8) nomen klatur tenaga ahli muncul sebagai salah satu personel keselamatan radiasi iradiator dimana tidak disebutkan didalam Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 11/Ka-BAPETEN/VI-99. Dengan munculnya tenaga ahli ini perlu diketahui seberapa penting keberadaannya serta diketahui kedudukan hukumnya berdasarkan peraturan-peraturan yang ada saat ini sebagai pertimbangan dalam menentukan alternatif pengaturan tenaga ahli yang tepat didalam pengembangan Perka. Dari hasil tinjauan, didapat dua alternatif pengaturan terkait tenaga ahli yaitu tenaga ahli menjadi persyaratan wajib atau tidak wajib.

Kata kunci : SSG-8, peraturan, iradiator, tenaga ahli, revisi

ABSTRACT

QUALIFIED EXPERTS REQUIREMENT REVIEW IN THE FRAMEWORK OF DEVELOPMENT OF BAPETEN CHAIRMAN REGULATION NUMBER 11 / KA-BAPETEN / VI-99 ON LICENSING OF IRRADIATOR CONSTRUCTION AND OPERATION. In the IAEA *Specific Safety Guide 8* (SSG-8), qualified expert emerged as one of the radiation safety personnel of irradiators which are not mentioned in BAPETEN Chairmen Regulation No. 11 / Ka-BAPETEN / VI-99. The presence of Qualified Expert need to be identified to know the importance as well as the legal standing based on existing regulation as a consideration in determining the alternative arrangement of regulation in the development of this Bapeten Chairmen Regulation. From the results of the review, obtained two alternative arrangement for qualified expert which could be a mandatory requirements or non-mandatory requirements.

Keywords: SSG-8, Regulation, Irradiator, Qualified Expert, Revision

I. PENDAHULUAN

Pengawasan terhadap pemanfaatan tenaga nuklir dilaksanakan oleh Badan Pengawas. Salah satu tujuan pengawasan adalah untuk menjamin keselamatan dan kesehatan pekerja dan anggota masyarakat serta perlindungan terhadap lingkungan hidup. Untuk melaksanakan tugas pengawasan, Badan Pengawas menyelenggarakan peraturan, perizinan dan inspeksi. [1]

BAPETEN sebagai Badan Pengawas telah menerbitkan salah satu peraturan terkait pengawasan pemanfaatan tenaga nuklir untuk penggunaan iradiator di Indonesia dalam bentuk Peraturan Kepala BAPETEN (Perka) Nomor 11/Ka-BAPETEN/VI-99 tentang Izin Konstruksi dan Operasi Iradiator yang terbit pada tahun 1999. Didalam peraturan tersebut Iradiator didefinisikan sebagai perangkat peralatan pemancar radiasi dengan sumber radionuklida pemancar gamma atau pesawat akselerator pembangkit sinar-X dan/atau berkas elektron, yang digunakan untuk tujuan penelitian, sterilisasi/pasteurisasi,

polimerisasi maupun untuk pengawetan bahan makanan. [2]

Bila melihat usianya, peraturan ini sudah dapat dibilang relatif tua dan perlu dilakukan penyesuaian dengan perkembangan ilmu pengetahuan dan teknologi terkini.

Pada tahun 2010, *International Atomic Energy Agency* (IAEA) telah menerbitkan publikasi yang secara spesifik mengatur tentang keselamatan radiasi dalam penggunaan Iradiator didalam publikasi yang berjudul *Specific Safety Guide 8 on Radiation Safety of Gamma, Electron and X Ray Irradiation Facilities* (SSG 8).

Dengan terbitnya publikasi tersebut, BAPETEN sebagai *member state* IAEA memiliki kewajiban untuk menyesuaikan regulasinya dengan publikasi tersebut agar tetap harmonis dengan standar internasional.

Salah satu hal menarik yang perlu ditinjau untuk disesuaikan adalah terkait Tenaga Ahli, sebuah

nomen klatur yang muncul di SSG 8 namun belum ada di Perka Nomor 11/Ka-BAPETEN/VI-99.

Hasil tinjauan ini diharapkan dapat dijadikan bahan pertimbangan dalam melakukan revisi Perka Nomor 11/Ka-BAPETEN/VI-99 yang saat ini sedang dalam proses penyusunan.

II. LANDASAN TEORI / POKOK BAHASAN

Tinjauan ini menggunakan 3 referensi utama terkait dengan tenaga ahli iradiator meliputi Peraturan Pemerintah Nomor 29 Tahun 2008 tentang Perizinan Pemanfaatan Sumber Radiasi Pengion dan Bahan Nuklir, Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 11/Ka-BAPETEN/VI-99 tentang Izin Konstruksi dan Operasi Iradiator, dan publikasi IAEA *Specific Safety Guide 8 on Radiation Safety of Gamma, Electron and X Ray Irradiation Facilities*.

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

A. Tinjauan Tenaga Ahli berdasarkan Peraturan Pemerintah Nomor 29 Tahun 2008

Menurut Pasal 10 Peraturan Pemerintah Nomor 29 tahun 2008, untuk dapat memperoleh izin pemanfaatan sumber radiasi pengion dan bahan nuklir, pemohon izin harus memenuhi persyaratan administratif, teknis dan/atau khusus. Selanjutnya di dalam Pasal 14, Persyaratan teknis yang dimaksud salah satunya adalah terkait data kualifikasi personil yang di dalamnya terdapat salah satu personil yaitu personil lain yang memiliki kompetensi. Berdasarkan penjelasan pasal 14, yang dimaksud personil lain tersebut meliputi pekerja radiasi, operator, supervisor, petugas dosimetri, petugas perawatan dan perbaikan, dan/atau tenaga ahli sesuai dengan Pemanfaatan Sumber Radiasi Pengion dan Bahan Nuklir. Berdasarkan Pasal 14 tersebut disimpulkan bahwa tenaga ahli menjadi salah satu persyaratan izin *optional* karena menggunakan nomen klatur “ dan/atau” yang artinya boleh wajib dan tidak wajib dipenuhi tergantung pada peraturan pelaksanaannya (Peraturan Kepala BAPETEN)[3].

Peraturan Kepala BAPETEN terkait dengan iradiator sebagai peraturan pelaksana dari Peraturan Pemerintah Nomor 29 Tahun 2008 masih belum tersedia, walaupun demikian Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 11/Ka-BAPETEN/VI-99 yang terbit ditahun 1999 masih dapat dijadikan acuan teknis selama tidak bertentangan dengan peraturan yang lebih tinggi dalam hal ini Peraturan Pemerintah Nomor 29 Tahun 2008.

B. Tinjauan Tenaga Ahli berdasarkan Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 11/Ka-BAPETEN/VI-99

Di dalam lampiran IV Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 11/Ka-BAPETEN/VI-99 terkait Kualifikasi Pekerja Iradiator, Pekerja iradiator diklasifikasikan menjadi operator iradiator, petugas dosimetri, petugas proteksi radiasi dan petugas perawatan/perbaikan.

Berikut tugas dan wewenang masing-masing pekerja:

1. Operator Iradiator
 - a. Mengoperasikan iradiator dengan aman sesuai dengan juklak yang dipakai.
 - b. Mengamati fungsi semua peralatan selama operasi berjalan.
 - c. Mencatat semua kegiatan yang berhubungan dengan pemanfaatan iradiator termasuk bahan yang diiradiasi dan besar dosis yang terpakai.
 - d. Mencatat dan melaporkan semua kelainan yang terjadi selama operasi berlangsung kepada penanggung jawab iradiator.
 - e. Melakukan survai radiasi
2. Petugas Dosimetri
 - a. Melakukan pengukuran laju dosis dan distribusi dosis pada ruang iradiasi.
 - b. Menentukan jenis dosimetri dan metoda pengukuran yang benar untuk memperoleh hasil yang maksimal.
 - c. Menentukan medan radiasi yang bisa dipakai untuk meradiasi suatu bahan sesuai dengan persyaratan yang diinginkan.
 - d. Mengukur distribusi dosis pada suatu bahan yang diiradiasi.
3. Petugas Proteksi Radiasi
 - a. Menyusun pedoman kerja;
 - b. Memberikan instruksi teknis dan administratif yang mudah dimengerti dan sebaiknya tertulis kepada pekerja radiasi tentang cara kerja yang baik;
 - c. Melakukan pemantauan radiasi secara berkala di dalam instalasi iradiator termasuk pekerja radiasi dan daerah sekitar gedung instalasi iradiator;
 - d. Menyelenggarakan dokumentasi yang berhubungan dengan proteksi radiasi;
 - e. Mengevaluasi semua keselamatan dan pengamanan dari pemanfaatan iradiator;
 - f. Mengevaluasi penerimaan dosis para pekerja dan dapat menasehatkan kepada Pengusaha Instalasi untuk memindahkan pekerja ke tempat lain, apabila Nilai Batas Dosis untuk jangka waktu tertentu dilampaui.
4. Petugas Perawatan/Perbaikan
 - a. Melakukan pemeriksaan rutin secara berkala terhadap semua peralatan sesuai dengan persyaratan yang dituntut oleh iradiator tersebut.
 - b. Melakukan perbaikan semua kerusakan yang terjadi.

Dari lampiran tersebut tidak terdapat nomen klatur disebutkan tentang tenaga ahli dengan demikian tenaga ahli tidak menjadi persyaratan yang harus dipenuhi oleh pemegang izin [2].

C. Tinjauan Tenaga Ahli berdasarkan *Specific Safety Guide 8 on Radiation Safety of Gamma, Electron and X Ray Irradiation Facilities*

Di dalam paragraf 4.31, Tenaga ahli didefinisikan sebagai seseorang yang diakui berdasarkan sertifikasi oleh badan atau komunitas, lisensi profesional atau kualifikasi akademis, dengan pengalaman dan memiliki keahlian dibidang terkait dengan bidang fisika medik, proteksi radiasi, keselamatan kerja, keselamatan kebakaran, jaminan mutu dan spesialisasi teknik dan keselamatan terkait lainnya.

Pemegang izin dapat menentukan satu atau lebih tenaga ahli untuk memberikan masukan tentang berbagai hal yang menyangkut keselamatan radiasi dalam desain dan pengoperasian fasilitas. Tenaga ahli dapat dipekerjakan secara penuh atau paruh waktu atau bersifat sementara. Namun, perlu diatur penjadwalan kapan waktunya tenaga ahli tersebut memberikan masukan.

Tenaga ahli harus berpengalaman dalam hal proteksi radiasi dan harus memiliki:

- Pelatihan teori yang mencakup pelatihan sifat-sifat radiasi yang digunakan didalam radiasi
- Pengetahuan yang mendalam tentang bahaya yang berhubungan dengan radiasi dan cara bagaimana mengendalikan dan meminimalisir bahaya
- Pemahaman dan pengetahuan detail tentang praktik kerja yang digunakan di fasilitas, serta pengetahuan umum tentang praktik kerja di fasilitas lain yang serupa
- Pengetahuan kerja detail tentang ketentuan pengaturan, kode etik dan standar proteksi, bahan panduan dan informasi penting lainnya untuk memberikan masukan berkaitan dengan pekerjaan yang berhubungan dengan radiasi yang dilakukan oleh pemegang izin
- Kesadaran terhadap peraturan yang akan mempengaruhi pekerjaan yang berhubungan dengan radiasi
- Kemampuan dalam memberikan masukan sehingga pemegang izin dapat memenuhi peraturan dan mengikuti praktik proteksi radiasi yang baik
- Kemampuan dalam berkomunikasi dengan pekerja dan perwakilannya
- Kemampuan untuk selalu terkini dalam pengembangan penggunaan radiasi ditempat dimana tenaga ahli tersebut bekerja.

Pemegang izin harus memberikan informasi dan sumber daya yang memadai kepada tenaga ahli agar dapat bekerja secara efektif. Informasi tersebut meliputi pernyataan jelas tentang lingkup masukan yang perlu diberikan oleh tenaga ahli.

Pemegang izin dapat berkonsultasi ke tenaga ahli tentang isu-isu luas terkait keselamatan radiasi, meliputi:

- Optimisasi proteksi dan keselamatan radiasi

- Perawatan fitur teknik dan perlengkapan lainnya
- Dosimetri dan pemantauan radiasi
- Investigasi paparan tinggi dan paparan berlebih abnormal
- Pelatihan staf
- Pengkajian keselamatan dan pengaturan jadwal kontijensi
- Pemeriksaan terhadap setiap rencana untuk membangun bangunan atau tempat baru, atau melakukan modifikasi bangunan atau tempat yang sudah ada.
- Audit sistem proteksi radiasi secara independen
- Manajemen mutu
- Performa latihan kedaruratan
- Pendampingan pada saat kedaruratan

Selanjutnya didalam paragraf 4.36 dan 4.37 disebutkan bahwa bahwa tenaga ahli harus diidentifikasi dan disediakan oleh pemegang izin sebagai pemberi masukan terkait penerapan standar keselamatan serta pemegang izin harus menginformasikan badan pengawas terkait pengaturan mereka tentang tersedianya ahli yang diperlukan untuk memberikan masukan terkait penerapan standar keselamatan. informasi yang disediakan harus mencakup fungsi dan tenaga ahli yang diidentifikasi [4].

D. Pengaturan Tenaga Ahli sebagai bahan pertimbangan revisi Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 11/Ka-BAPETEN/VI-99

Berdasarkan hasil analisa dari uraian diatas, berikut beberapa hal penting terkait tenaga ahli sebagai bahan pertimbangan revisi Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 11/Ka-BAPETEN/VI-99:

1. Didalam Peraturan Pemerintah No. 29 Tahun 2008 tenaga ahli disebutkan sebagai salah satu personil keselamatan radiasi *optional* namun di peraturan pelaksana yaitu Perka BAPETEN Nomor 11/Ka-BAPETEN/VI-99 belum masuk kedalam personil iradiator sedangkan di publikasi terbaru SSG-8 nomen klatur tenaga ahli muncul sebagai personil iradiator. Artinya, secara legal tenaga ahli boleh wajib dan tidak wajib dimiliki oleh pemegang izin namun berdasarkan publikasi IAEA SSG-8 tenaga ahli perlu dimiliki oleh pemegang izin mengingatkan pentingnya tugas dan perannya.
2. Peran dan tugas personil iradiator berdasarkan Perka BAPETEN Nomor 11/Ka-BAPETEN/VI-99 belum mengakomodir peran dan tugas tenaga ahli sebagaimana tercantum didalam publikasi SSG 8. Artinya, perlu dicantumkan peran dan tugas tenaga ahli didalam revisi Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 11/Ka-BAPETEN/VI-99

Dari beberapa pertimbangan di atas penulis menyimpulkan bahwa nomen klatur tenaga ahli sudah seharusnya masuk kedalam revisi Perka BAPETEN

Nomor 11/Ka-BAPETEN/VI-99 namun tentu saja perlu pengaturan yang bijak agar dengan munculnya nomenklatur tenaga ahli tidak memberatkan pemohon izin dalam memenuhi persyaratan perizinan.

Berikut beberapa alternatif pengaturan terkait tenaga ahli sebagai bahan pertimbangan revisi Perka tersebut:

1. Tenaga ahli **wajib** dimiliki oleh pemegang izin dengan kompetensi dan kualifikasi seperti yang disebutkan di bagian C (perlu penyesuaian kondisi lapangan) namun tidak untuk seluruh tipe Iradiator (pendekatan bertingkat), misal hanya untuk Iradiator kategori IV saja yang memiliki resiko paling tinggi.
2. Tenaga ahli **tidak wajib** (boleh ya dan boleh tidak), jika ya harus memenuhi kompetensi dan kualifikasi seperti yang disebutkan di bagian C (perlu penyesuaian kondisi lapangan). jika tidak, pengguna harus dapat memastikan bahwa prinsip keselamatan radiasi dipenuhi yang terlihat dalam laporan hasil verifikasi keselamatan radiasi dan/atau program proteksi radiasi.

Dua alternatif diatas tentunya perlu didiskusikan lebih lanjut dengan *stakeholder* terkait untuk mendapatkan pola pengaturan tenaga ahli yang paling tepat yang tentunya tidak memberatkan pemegang izin tanpa mengesampingkan aspek keselamatan radiasi.

IV. KESIMPULAN

Tenaga ahli seharusnya masuk kedalam salah satu personil iradiator dalam revisi Perka Perka BAPETEN Nomor 11/Ka-BAPETEN/VI-99 karena perannya sangat penting dalam mewujudkan keselamatan radiasi di Fasilitas. Didalam revisi peraturan, terdapat dua alternatif pengaturan terkait tenaga ahli yaitu tenaga ahli dapat bersifat wajib dimiliki atau tidak wajib dimiliki oleh pemegang izin. Namun demikian pemilihan alternatif yang tepat perlu melibatkan *stakeholder* terkait agar nantinya peraturan yang diterbitkan dapat mampu terap, berdaya guna dan berhasil guna.

V. DAFTAR PUSTAKA

1. Republik Indonesia, *Undang-undang Nomor 10 tahun 1997 Tentang Ketenaganukliran*, Setneg, Jakarta, 1997;
2. BAPETEN, *Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 11/Ka-BAPETEN/VI-99 tentang Izin Konstruksi dan Operasi Iradiator*, BAPETEN, Jakarta, 1999;
3. Republik Indonesia, *Peraturan Pemerintah Nomor 33 Tahun 2007 Tentang Keselamatan Radiasi Pngion dan Keamanan Sumber Radioaktif*, Setneg, Jakarta, 2007;
4. IAEA, *Spesific Safety Guide 8 on Radiation Safety of Gamma, Electron and X Ray Irradiation Facilities* IAEA, Vienna, 2010;

TANYA JAWAB DISKUSI

Penanya: Leily Safitri

Pertanyaan:

1. Tenaga ahli untuk iradiator tipe apa?
2. Kualifikasi dan persyaratan tenaga ahli, termasuk pengalaman kerja berapa lama?
3. Dalam struktur organisasi, tenaga ahli masuk ke dalam garis koordinasi mana?

Jawaban:

1. Untuk semua jenis iradiator (berdasarkan referensi), namun usulan penulis hanya untuk iradiator kategori 4 saja.
2. Kualifikasi dan persyaratan tenaga ahli adalah:
 - Diakui oleh lembaga sertifikasi.
 - Pengalaman bidang fisika medik.
 - Proteksi radiasi.
 - Keselamatan kerja.
 - Jaminan mutu.
3. Tenaga ahli bisa menjadi karyawan pemegang izin atau hanya bekerja paruh waktu. Garis koordinasi langsung ke pemegang izin.

Penanya: Bagiyono

Pertanyaan:

Siapa yang judgment instalsi harus punya tenaga ahli atau tidak?

Jawaban:

Sampai saat ini judgement dilakukan oleh pemegang izin, namun seharusnya judgement dilakukan badan pengawas.



PEREKAYASAAN PORTAL MONITOR RADIASI NON SPEKTROSKOPI

Joko Triyanto, Dian Fitri Atmoko, Mohammad Amin, Triharjanto

PRFN-BATAN, Kawasan Puspiptek Serpong Gd. 71/Lt.2, Tangerang Selatan, 15310

triyanto@batan.go.id

ABSTRAK

PEREKAYASAAN PORTAL MONITOR RADIASI NON SPEKTROSKOPI. RPM (Radiation Portal Monitor) adalah sistem deteksi radiasi tetap (non-portabel) dirancang untuk pemeriksaan terhadap gamma sumber radiasi secara otomatis ke kendaraan atau wadah yang melewati daerah deteksi. RPM memberikan peringatan dini ke bagian keamanan keberadaan sumber radiasi. RPM yang dibuat adalah jenis RPM non spektroskopi dengan menghitung cacah kotor. Detektor yang digunakan adalah jenis detektor plastik sintilasi dari bahan Poly Vinyl Tolucent (PVT), yang memiliki sensitivitas tinggi. RPM mampu mendeteksi bahan nuklir, sumber radioaktif untuk keamanan nuklir, pencegahan penyelundupan dan bahan radioaktif yang melintas pada gerbang-gerbang pelabuhan dan bandar udara. Sistem RPM juga dapat menjamin lalu lintas material dan memastikan bahwa barang ataupun untuk limbah yang keluar masuk kawasan industri nuklir aman bagi masyarakat di sekitar. Desain RPM dikembangkan deteksi bahan seperti ^{235}U , ^{133}Ba , ^{137}Cs dan ^{60}Co . Hasil yang diperoleh dari kegiatan perekayasaan ini berupa prototipe RPM untuk kendaraan yang telah diuji di laboratorium PRFN (uji alpha) dan sedang dipersiapkan untuk uji dilingkungan yang sebenarnya (uji betha). Hasil uji di laboratorium, RPM dapat membedakan ada tidaknya bahan radioaktif yang melintasi RPM.

Kata kunci: portal monitor radiasi, non spektroskopi, Poli Vinil Tolucent (PVT), RPM

ABSTRACT

AN ENGINEERING DEVELOPMENT OF RADIATION PORTAL MONITORS NON SPECTROSCOPY RPM (Radiation Portal Monitor) is a fixed radiation detection system (non-portable) designed for the inspection of gamma radiation sources automatically to the vehicle or container that passes through the detection area. RPM provides early warning to the security of the existence of the radiation source. The RPM made is a type of non spectroscopy to calculate the gross count. The detector used is a type of plastic scintillation detector of Poly Vinyl material Tolucent (PVT), which has a high sensitivity. So that the RPM is capable of detecting nuclear materials, radioactive sources for nuclear security, and the prevention of smuggling of radioactive materials that pass the gates of the seaport and airports. The RPM system can also guarantee the material traffic and ensure that goods and waste out of the industrial area of nuclear safety for the people around. The RPM design is developed to be expected to detect materials such as ^{235}U , ^{133}Ba , ^{137}Cs and ^{60}Co . The results obtained are prototypes RPM that has been tested in the PRFN laboratory (alpha test), and is being prepared for the real environment test. From the results of laboratory tests, the RPM can distinguish the presence or absence of radioactive material across the RPM.

Kata kunci: portal monitor radiasi, non spektroskopi, Poli Vinil Tolucent (PVT), RPM

I. PENDAHULUAN

Semakin luasnya pemakaian sumber radioaktif di banyak fasilitas industri dan kesehatan di Indonesia membuat penanganan aspek keselamatan dan pengamanan sumber radioaktif semakin penting. Dengan demikian, deteksi bahan radioaktif (bahan nuklir dan sumber radioaktif) di pelabuhan laut dan udara merupakan komponen mendasar dari suatu strategi yang menyeluruh untuk memastikan bahwa material tersebut tidak jatuh ke pihak yang tidak berwenang. Deteksi bahan radioaktif ini juga harus dikenakan pada fasilitas industri dan fasilitas nuklir yang menggunakan bahan nuklir/sumber radioaktif untuk mencegah terjadinya penyelewengan material tersebut.

Salah metode deteksi yang sesuai untuk kepentingan deteksi bahan nuklir dan sumber radioaktif di pelabuhan laut dan udara serta di fasilitas-fasilitas

industri dan nuklir adalah *Radiation Portal Monitor* (RPM). Alat ini dipasang secara tetap pada titik-titik pemeriksaan di pelabuhan dan bandar udara dan pintu keluar fasilitas industri, kesehatan, dan nuklir untuk mendeteksi kemungkinan penyimpangan penggunaan dan perdagangan gelap (*illicit trafficking*) bahan terkait [1].

RPM juga diperlukan dalam industri peleburan baja, sebagian besar industri baja di Indonesia menggunakan bahan baku (*scrappy*) dari luar negeri. *Scrappy* tersebut sangat mungkin mengandung zat radioaktif karena kontaminasi, merupakan limbah baja dari reaktor nuklir, peralatan medis dan industri nuklir. Untuk melindungi masyarakat dari bahaya radiasi maka industri peleburan baja harus memasang RPM didepan pintu masuk untuk mengecek apakah bahan baku (*scrappy*) mengandung radioaktif, sehingga produk akhirnya tidak mengandung bahan radioaktif.

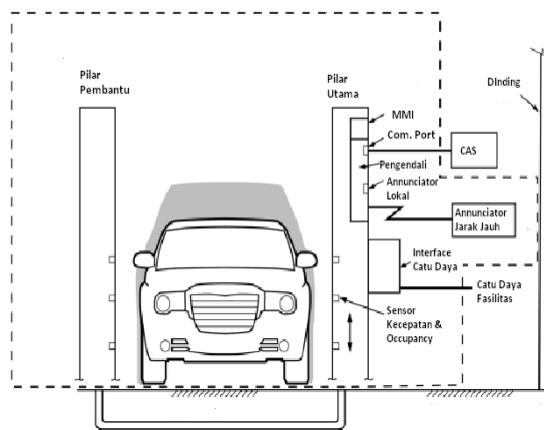
Mengingat tingginya kebutuhan portal monitor radiasi untuk mendeteksi bahan nuklir dan sumber radioaktif di titik-titik pemeriksaan (*check points*) di Indonesia, perakayaan peralatan ini menjadi sangat penting untuk direalisasikan. Sebagian besar RPM yang ada di Indonesia merupakan barang import dan hibah. Sehingga akan menjadi masalah pemeliharaan, kalibrasi dan perbaikan dengan mendatangkan tenaga ahli dari luar negeri. Untuk mempercepat pemenuhan kebutuhan RPM, maka perlu dilakukan pembuatan (*manufactur*) RPM didalam negeri dengan melakukan cara perakitan (*assembling*) dan peningkatan kondungan lokal. Untuk itu perlu dicari mitra lokal yang bersedia melakukan *manufactur* RPM dan PRFN sebagai lembaga yang akan mengembangkan, penelitian dan pengujian.

Tujuan dari perakayaan ini adalah untuk membuat prototip Portal Monitor Radiasi Non spektroskopi untuk kendaraan yang dipasang di fasilitas nuklir dan dengan persyaratan kinerja minimum sesuai dengan Standar Batan NO. SB 017-BATAN: 2015 PORTAL MONITOR RADIASI – NON SPEKTROSKOPI dan menguji prototipe RPM ini dengan prosedur standar internasional

II. LANDASAN TEORI

RPM pada kegiatan ini merupakan jenis RPM generasi pertama yang menggunakan plastik scintillator Poli Vinil Toluente (PVT) untuk menghitung jumlah sinar gamma. Dengan PVT hanya dapat mendeteksi ada tidak radiasi gamma (gross counting) tidak dapat membedakan energi sinar gamma dan unsur radionuklida yang memancarkan sinar gamma tersebut karena tidak dapat membedakan energi maka sering terjadi gangguan radiasi alami .

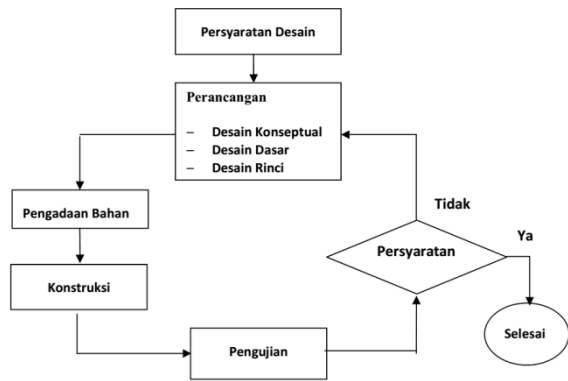
RPM generasi kedua yang dinamakan Advanced Spectroscopy Portal (AST) menggunakan NaI(Tl) yang memiliki resolusi energi lebih baik daripada PVT, dalam menentukan tingkat energi dibandingkan dengan PVT, sehingga dapat mengurangi gangguan radiasi alami dengan cara memilih energi gamma tertentu dengan menggunakan MCA (Multi Channel Analisis) dan dapat menentukan unsur radionuklida pemancar gamma. Harga dari RPM jenis dengan NaI(Tl) lebih mahal dibandingkan dengan RPM generasi pertama. Sampai saat ini RPM berbasis NaI(Tl) belum mampu menunjukkan kinerja secara signifikan lebih baik daripada RPM berbasis PVT [2].



Gambar 1. Skema desain konseptual RPM [3]

Komponen-komponen utama RPM ini adalah sebagai berikut:

- **Pilar**
Pilar merupakan sub-unit utama dari RPM yang mengandung unit detektor dan mendukung elektronik. RPM ini memiliki dua pilar: pilar utama dan pilar pembantu. Komponen pilar utama meliputi controller (pengendali) RPM, interface catu daya, interface komunikasi ke stasiun alarm sentral (central alarm station), man-machine interface, dan port komunikasi. Pilar pembantu hanya berhubungan dengan pilar utama. Pilar ini juga dilengkapi dengan sensor occupancy dan kecepatan.
- **Kendali RPM**
Setiap pilar utama memiliki sebuah pengendali (controller) yang merupakan ‘otak’ dari sistem RPM. Sinyal dari detektor pada pilar utama dan pilar pembantu, bersama dengan sinyal dari sensor occupancy dan kecepatan diterima, dan dianalisis dalam controller ini.
- **HMI (Human-Machine Interface)**
Setiap pilar utama mencakup suatu antarmuka manusia-mesin (Human-machine interface/HMI). Piranti ini memungkinkan pengguna untuk mengatur sistem, memulai operasi, dan mengamati kinerja sistem.
- **Annunciator**
Annunciator merupakan suatu elemen sistem yang memberikan indikasi visual dan audible dari status alarm sistem dan status fault.
- **Central Alarm Station (CAS)**
Stasiun alarm pusat (Central Alarm Station/CAS) merupakan suatu alat integrasi yang memungkinkan pengguna untuk melihat dan mengambil keputusan berdasarkan pada informasi video, lalu lintas, dan RPM.



Gambar 2. Tahapan Perencanaan Portal Monitor Radiasi RPM

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

3.1. Persyaratan Desain

RPM untuk kendaraan ini mengikuti ketentuan yang disebutkan dalam IAEA-TECDOC-1312. Rincian persyaratan desain perancangan RPM ini ditunjukkan pada Tabel 1.

Tabel 1. Persyaratan desain RPM non spektroskopi [4]

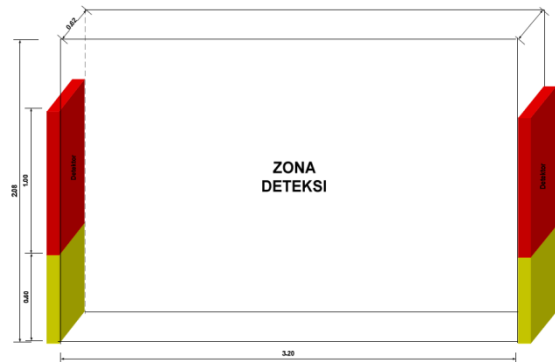
No.	Aspek	Persyaratan
1	Umum	<ul style="list-style-type: none"> RPM harus mampu beroperasi secara mandiri piranti peripheral dan harus tidak terpengaruh oleh segala kerusakan piranti peripheral. RPM harus mampu beroperasi sampai 3 jam jika terjadi kehilangan daya eksternal dan memiliki kemampuan transfer data ke komputer pusat. RPM kendaraan harus mampu memberikan suatu zona deteksi yang menjamin bahwa semua kendaraan yang melalui RPM terantau. Kisaran zona deteksi adalah 0,2 meter sampai 4,5 meter di atas permukaan
2	Konfigurasi fisik	<ul style="list-style-type: none"> Wadah penutup untuk rangkaian di luar gedung (<i>outdoor</i>) harus NEMA-4 memenuhi Klasifikasi IP53 seperti yang dinyatakan dalam IEC 60529. Teknik pemasangan RPM harus dirancang untuk mencegah vibrasi/goncangan normal mengganggu operasi sistem deteksi.
3	Cacah Gross	<ul style="list-style-type: none"> RPM harus mampu menyimpan data paling tidak 1000 set data pengukuran. RPM harus mampu menyimpan cacah latar dan meneruskannya ke komputer pusat. RPM harus mampu menyimpan data riwayat cacah sinar gamma. RPM harus mampu melakukan identifikasi pengukuran dengan obyek diam dalam zona deteksi.
4	Parameter Operasi	<ul style="list-style-type: none"> RPM harus mempunyai pengaturan parameter operasi yang digunakan untuk pengujian dan. Dan parameter yang harus direkam pengaturan alarm gamma, windows energi, nilai sigma, waktu pengukuran
5	Fitur Indikasi	<ul style="list-style-type: none"> RPM harus memberikan indikasi status operasional dan kondisi alarm, dan harus mampu meneruskan sinyal

		tersebut ke komputer pusat. <ul style="list-style-type: none"> RPM harus mampu mendukung sensor pengukuran dan mampu mengukur kecepatan kendaraan
6	Catu Daya	<ul style="list-style-type: none"> Peralatan ini harus dirancang untuk beroperasi pada <i>Alternating Current</i> (AC) tegangan 180 – 240 V dan 47 – 63 Hz AC RPM ini harus mampu beroperasi, termasuk penyimpanan data pengukuran minimum 3 jam, jika terjadi kehilangan catu daya eksternal.
7	Proteksi switch	<ul style="list-style-type: none"> Switch dan kontrol lainnya harus dirancang untuk memastikan bahwa RPM beroperasi secara layak dengan meminimalkan kerusakan operasi switch.
8	Perangkat Lunak dan Analisis Data	<ul style="list-style-type: none"> RPM harus mampu mentransfer data ke piranti eksternal, seperti komputer. Transfer ini harus didasarkan pada teknologi yang umumnya tersedia seperti Ethernet, USB, RSI-232, nirkabel (misal 802.11), atau RS-485.
9	Antar muka [5]	<ul style="list-style-type: none"> RPM harus memberikan indikasi visual yang berdasarkan pada warna. Indikasi berikut harus disediakan pada user interface minimal: <ul style="list-style-type: none"> Perubahan latar belakang selama non-hunian yang dapat mempengaruhi sensitivitas secara keseluruhan monitor Kondisi tingkat detektor count tinggi-rendah (indikasi kondisi latar belakang) Kegagalan sensor hunian, jika sensor hunian yang digunakan Perubahan status operasional (misalnya, diduduki, alarm, pemantauan latar belakang, kesalahan, diblokir) Status baterai Hilangnya catu daya Adanya Informasi dan kontrol yang digunakan untuk <ul style="list-style-type: none"> melihat status operasional Melihat indikasi alarm Kemampuan untuk me-reset alarm Adanya fasilitas akses dan kontrol untuk supervisor dengan jalur akses kontrol atau perintah khusus: <ul style="list-style-type: none"> Akses dan kontrol parameter operasi (alarm) Akses dan kontrol interval data logging Akses ke sejarah alarm akses untuk mengontrol fungsi indikasi dasar Akses ke kumpulan data hunian Akses ke foto kendaraan Akses ke profil radiasi (laju waktu pencacahan data history) Akses informasi radiasi latar belakang Akses ke kriteria seleksi alarm
10	Indikator peringatan	<ul style="list-style-type: none"> Indikasi berikut harus diberikan pada user interface, yaitu: <ul style="list-style-type: none"> Perubahan latar selama non-pengukuran yang dapat mempengaruhi sensitivitas RPM secara keseluruhan. Laju cacah tinggi – rendah Stabilisasi energi invalid atau tidak dapat diterima Sensor pengukuran gagal, jika sensor pengukuran digunakan Perubahan status operasional

		<ul style="list-style-type: none"> - Kehilangan daya - Status baterai
11	Deteksi radiasi	<ul style="list-style-type: none"> • Dengan cacah latar 0,2 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ dengan kenaikan 0,1 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ setiap detik, RPM harus mampu memberikan akurasi deteksi paling tidak 90%. [4] • RPM harus mampu mendeteksi tingkat radiasi yang lebih tinggi dari 0,1 mSv/jam pada jarak 1 meter dari permukaan atau obyek. • RPM harus mampu membedakan radiasi alami (NORM) dan yang bukan.
12	Alarm palsu (<i>Fault Alarm</i>)	<ul style="list-style-type: none"> • Ketika diuji di daerah dengan latar yang stabil (hanya fluktuasi alami), alarm palsu harus kurang dari 1 per 1000 pengukuran.
13	Respon terhadap radiasi gamma	<ul style="list-style-type: none"> • Dengan Alarm RPM harus berbunyi ketika laju paparan sinar gamma terukur saat suatu obyek melalui zona deteksi dengan kecepatan 8 km/jam lebih besar dari setelah alarm.
14	Temperatur lingkungan	<ul style="list-style-type: none"> • RPM harus mampu beroperasi dalam kisaran temperatur lingkungan dari 20 °C sampai 50 °C
15	Kelembaban relatif	<ul style="list-style-type: none"> • RPM harus mampu beroperasi selama dan setelah paparan tingkat kelembaban relatif sampai 10 - 90% pada temperatur lingkungan +40 °C.
16	Proteksi uap dan debu	<ul style="list-style-type: none"> • RPM-15, termasuk komponen-komponen yang dirancang untuk digunakan dalam lingkungan yang tak terlindung, harus memenuhi persyaratan yang dinyatakan dalam IP Code 53, yang dilindungi dari debu dan limpasan air.
17	<i>Electrostatic Discharge (ESD)</i>	<ul style="list-style-type: none"> • RPM harus berfungsi secara benar setelah paparan ESD pada intensitas sampai 6 kV.
18	Kerentanan <i>Radio Frequency (RF)</i>	<ul style="list-style-type: none"> • RPM harus tidak terpengaruh oleh medan RF dalam frekuensi 20 MHz sampai 2500 MHz pada intensitas 10 volt per meter (V/m).
19	Medan Magnet	<ul style="list-style-type: none"> • RPM harus tidak terpengaruh oleh medan magnet 30 Ampere/meter (A/m) 60 Hz.
20	Vibrasi	<ul style="list-style-type: none"> • RPM harus berfungsi secara normal ketika terpapar vibrasi yang terkait dengan peralatan yang dipasang di lokasi yang tak terlindung sampai 0,5 g pada kisaran frekuensi 10 Hz sampai 150 Hz.
21	Zona Deteksi	<ul style="list-style-type: none"> • RPM mempunyai zona deteksi Tinggi =203 cm, Lebar=320 cm dan panjang 50= cm, sehingga hanya digunakan untuk kendaraan kecil dan mobil Box (seperti pada gambar 1)

3.2.Perancangan

RPM didesain untuk digunakan pada kendaraan kecil atau mobil box dengan tinggi kendaraan sampai dengan 220cm. RPM mempunyai zona deteksi dengan tinggi: 220 cm, lebar: 320 cm dan panjang 62 cm.



Gambar 3 . Zona deteksi RPM

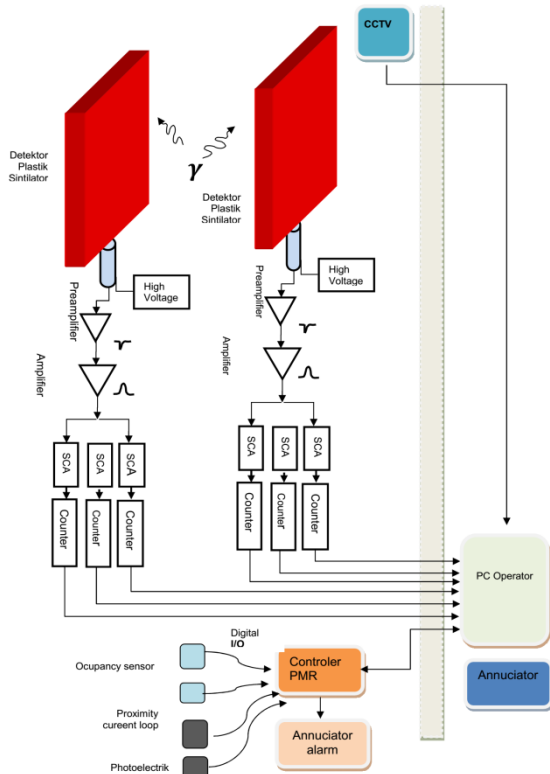
Detektor gamma yang digunakan pada kegiatan ini adalah sintilasi plastic Poliviniltoluent jenis BC408. Ukuran detektor 1000 × 500× 50 mm yang dipasang pada kedua pilar. Model spesifikasi BC408 yang menunjukkan pada tabel 1 dan cahaya keluaran cahaya relatif yang mempunyai jangkauan yang besar 220 nm. Semakin lama panjang jangkauan cahaya dari sintilator plastik, semakin baik sintilator plastik untuk aplikasi penggunaan area yang luas. Scintillators plastik BC408 dibungkus dalam foil reflektif dan vinyl hitam. Tabung photomultiplier yang digunakan menggunakan model 9266FLB buatan Electron Tube berbentuk lingkaran dan photocathode KCs, jenis bialkali yang dapat beroperasi dengan noise rendah pada suhu kamar. Noise yang rendah ini sangat penting untuk efisiensi intrinsik deteksi pada sintilasi organik.

Pemilihan detektor ini didasarkan pada resolusi deteksi sinar gamma yang relatif sangat baik dan harganya yang ekonomis. PMT yang digunakan menggunakan Sinyal elektrik yang dihasilkan dalam detektor setelah interaksi foton dengan detektor sintilasi PVT dikumpulkan oleh *preamplifier* yang terhubung ke catu daya tegangan rendah. Selain itu, *preamplifier* ini juga berfungsi memberikan penyesuaian antara impedansi tinggi detektor dan impedansi rendah kabel koaksial ke *amplifier*, yang mungkin terletak jauh dari *preamplifier*.

Detektor memperoleh daya dari catu daya tegangan tinggi. Sinyal luaran dari *preamplifier* selanjutnya diperkuat dan dibentuk oleh sebuah *amplifier*. Peralatan penting lainnya dalam sistem spektrometri gamma adalah *Single channel analyzer (SCA)*. SCA ini digunakan untuk menyeleksi tinggi pulsa yang merupakan discriminator tinggi pulsa. Keluaran dari SCA ini berupa tegangan TTL yang langsung dihitung cacahnya oleh Counter. Data counter diambil oleh komputer PC untuk dilakukan analisis apakah ada bahan radiaktif /NORM atau tidak didalam kendaraan.

RPM harus memiliki kemampuan untuk melakukan pengukuran identifikasi dengan obyek stasioner di zona deteksi. Fungsi ini harus dipilih pengguna dan tidak menggantikan persyaratan. Lama waktu pengukuran tidak kurang dari 1 menit.

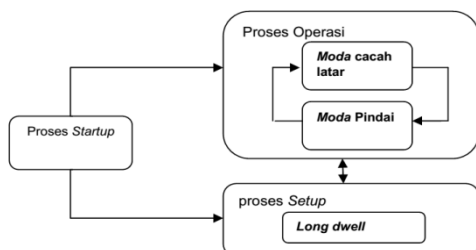
Semua data hasil deteksi dari detektor sintilasi dan CCTV dihubungkan ke sebuah *industrial personal computer* yang dilengkapi dengan *alarm annunciator* untuk analisis dan evaluasi lebih lanjut. Selanjutnya, PC ini akan terkoneksi dengan server PC. Skema desain non spektroskopi RPM ditunjukkan pada Gambar 4. Portal monitor radiasi ini menggunakan komponen/peralatan berikut:



Gambar 4. Desain dasar RPM non spektroskopi

Bila ada kendaraan yang melewati daerah deteksi, maka sensor hunian akan memicu monitor untuk melakukan pemindaian kendaraan. Jika kendaraan melalui portal monitor dan cacahan portal melebihi ambang batas maka akan mengeluarkan alarm.

Ada tiga macam moda operasi perangkat lunak RPM yaitu proses operasi, proses startup dan proses setup. Pada proses operasi ada dua mode operasi yaitu moda latar dan moda pemindai.



Gambar 5. Moda operasi dan hubungan proses[6]

Mode latar pada saat RPM kosong akan mengupdate data latar dengan mengukur radiasi latar

dengan menggunakan algoritma latar. Pada mode latar ini RPM akan terus-menerus memonitor tingkat radiasi latar. Level radiasi latar lokal dapat bervariasi untuk berbagai alasan termasuk adanya sumber-sumber terdekat, perubahan cuaca, dan keberadaan alami bahan radioaktif. Pada tahap ini dilakukan pengumpulan cacahan data latar, analisa data secara berkala untuk kegalaaan latar, memperbaharui nilai latar.

Bila ada kendaraan yang masuk ke RPM maka sensor okupasi akan memicu ke mode pemindaian dengan menentukan nilai batas ambang alarm. Pada mode pemindaian diperoleh data pemindai kendaraan dan evaluasi ambang alarm. Alarm yang terjadi dikirim ke annunciator dan komputer di CAS. Pada saat kendaraan meninggalkan RPM maka sensor okupasi menunjukkan tidak ada kendaraan maka terjadi perubahan mode pemindaian ke mode latar. Algoritma pemindaian mempunyai fungsi membuat keputusan alarm, evaluasi data latar, lama okupasi dan analisis data pemindai. Data sampling diambil sebanyak sepuluh dengan waktu sampling 0,1 d atau lima dengan waktu sampling 0.02 d. Ambang batas alarm biasanya dinyatakan dalam [6]

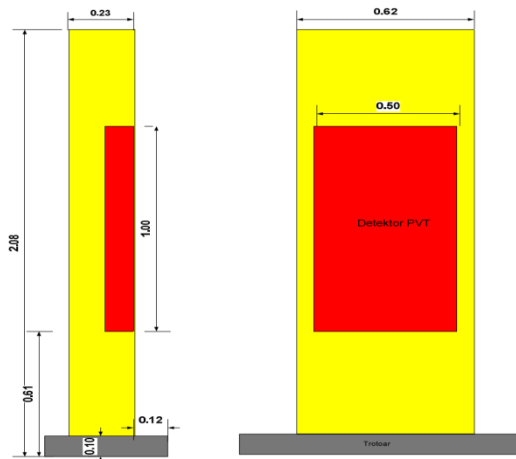
$$\text{batas alarm} = B_m + K\sqrt{B_m} \dots\dots\dots(2)$$

Dengan

- batas alarm : nilai batas ambang batas alarm
- B_m : cacah latar
- K : faktor pengkali (biasanya 3 atau 4)

Kendali RPM digunakan untuk mengendalikan dan memberikan triger memulai modus pindai. Kendali RPM berupa mikrokontroler untuk akusisi sensor okupasi dan photo elektrik dan juga digunakan untuk sistem diagnostik sistem. Komunikasi antara kendali RPM dan komputer dapat dilakukan dengan menggunakan data serial, paralel atau USB

Pilar dirancang untuk memenuhi klasifikasi IP53 sebagaimana ditentukan dalam IEC 60529. Didalam pilar terdapat wadah detektor dan system elektronik. Wadah RPM harus mempunyai index proteksi dengan dinilai IP53 atau lebih tinggi, atau NEMA 4X, termasuk semua koneksi dan penetrasi. Semua hardware (pengencang, mesin cuci, kunci, engsel, kait, dll) harus kompatibel dengan kandang bahan dasar untuk mencegah korosi galvanik. Switch tamper harus dipasang pada semua pintu eksternal dan kabel secara seri sehingga sinyal dikirim ke kendali jika salah satu dari switch dipicu. Rancangan pilar dan wadah seperti ditunjukkan oleh gambar 6



Gambar 6 Posisi detektor didalam pilar RPM

RPM mempunyai *annuciator* lokal yang mengikat/melekat pada pilar utama dan dapat ditambah dua *annuciator* jarak jauh. *Annuciator* lokal harus diintegrasikan ke dalam pilar utama dan ditempatkan diluar. *Annuciator* lokal arus memiliki lampu indikator yang jelas terlihat dari jarak 20 meter berposisi mendapat sinar matahari langsung. Speaker harus disediakan sebagai bagian dari *annuciator* lokal untuk memproduksi semua fault audio dan alarm.

Untuk komunikasi antara RPM controller dan CAS maka diperlukan komunikasi dengan menggunakan TCP/IP atau serial RS485. Jaringan komunikasi RPM menggunakan IEEE 802.3 (*Ethernet*).



Gambar 7. Detektor BC408 didalam pilar

Kelistrikan RPM harus dapat beroperasi, termasuk menyimpan data pengukuran selama minimal 3 jam, jika ada gangguan daya eksternal. Bekerja pada pasokan tegangan AC 240 V frekuensi 50Hz. Persyaratan kualitas daya harus sesuai dengan spesifikasi kinerja IEEE-519 dengan distorsi tegangan output kurang dari 3%. RPM dilengkapi dengan kemampuan cadangan daya yang memungkinkan terus dan tidak terganggu untuk beroperasi selama minimal 4 jam setelah hilangnya daya listrik eksternal.

3.3. Konstruksi

Pada tahap ini dilakukan konstruksi untuk sistem deteksi, pilar, kendali RPM, annunciator dan perangkat lunak RPM untuk HMI. Pada tahap ini akan dihasilkan beberapa modul elektronik yang terdiri dari:

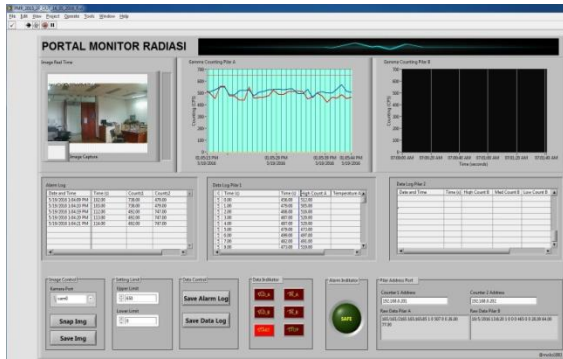
1. Modul sistem detektor yang terdiri dari preamplifier, amplifier, SCA dan Counter
2. Modul kendali RPM dengan menggunakan mikrokontroler
3. Modul mekanik yang berupa pilar detektor
4. Modul perangkat lunak untuk HMI yang dibuat dengan C# dan LabView

Modul system detektor RPM terdiri atas detektor gamma, modul preamplifier, modul shapping amplifier, modul single channel analyser (SCA) dengan 3 level *window*, modul pencacah 16 bit dengan 3 channel, modul *DHCP router*, modul HV, dan modul catu daya DC.

Modul pencacah radiasi yang akan dibuat merupakan salah satu bagian penting dari sistem instrumentasi dan kendali pada RPM, berfungsi untuk mencacah paparan radiasi terdeteksi oleh detektor.



Gambar 8. Hasil Integrasi RPM



Gambar 9. Tampilan HMI dengan LabView

4.5. Pengujian

Semua modul yang dihasilkan pada tahap konstruksi dilakukan pengujian pada level modul sesuai dengan persyaratan. Selanjutnya dilakukan pengujian system yang meliputi uji dilaboratium (test α) dan uji fungsi dilingkungan yang sebenarnya (test β) dan menggunakan standar.

Pengujian dilaboratorium dilakukan pengujian keluruhan untuk deteksi radiasi. Untuk menentukan lebar jendela SCA dihitung besarnya *signal to noise rasio* dengan menggunakan persamaan.

$$Q = \frac{S^2}{B}$$

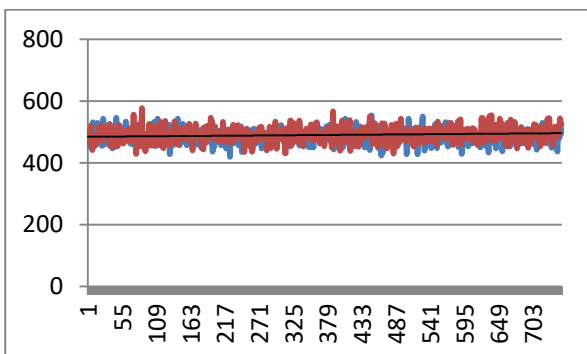
dengan :

- S : cacah netto
- B : cacah latar
- Q : faktor kualitas

Dengan tetap melakukan uji varians pada pengaturan akhir dari lebar jendela di SCA. Nilai R mengakibatkan sensitivitas yang lebih baik. Besarnya

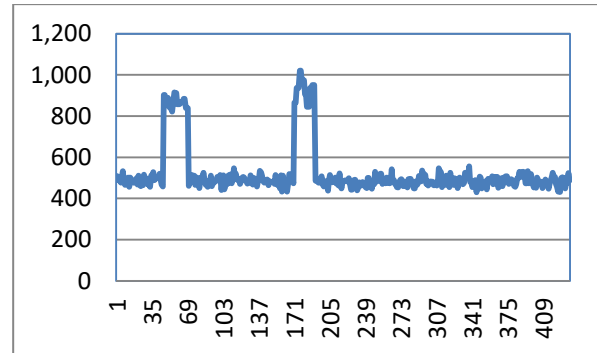
Untuk mendeteksi radisasi gamma dengang rentang yang luas maka diambil batas bawah SCA sekitar 0,2V sehingga masih dapat untuk mengukur unsur ²⁴¹Am (energi 60 keV) dan batas atas sekitar 5V untuk sinar gamma energy 1500keV. Tegangan tinggi 700V -800V untuk PMT.

Hasil pengujian cacah latar didapat hasil pengukuran detektor di pilar A=483,63±22.07 cps dan detektor di pilar B=478,53±23.08 cps



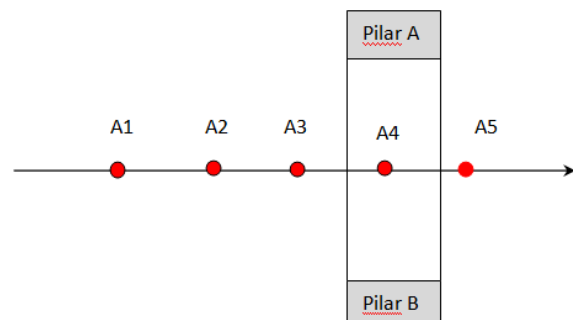
Gambar 10. Grafik pengukuran latar RPM

Pengujian dengan sumber dengan tiga buah kaos lampu petromax yang mengandung thorium dengan jarak 20 cm dari permukaan detektor A didapat hasil cacah =924,26±44.59 ditunjukkan pada gambar 11. RPM dapat membedakan ada tidaknya sumber radiaktif yang melewati daerah deteksi jika cacahan pada yang diterima melewati ambang batas alarm.

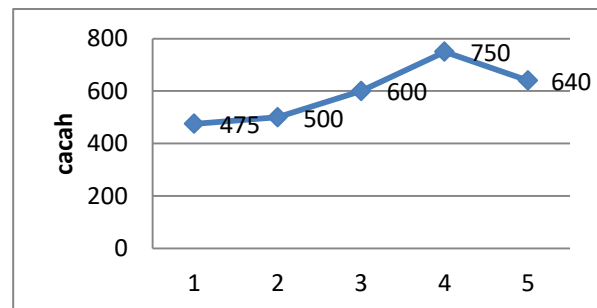


Gambar 11. Pengujian dengan kaos lampu

Pengujian dengan sumber dengan sumber ¹³⁷Cs dengan dalam container Pb dilewatkan sepanjang garis melintasi pilar detektor pada posisi A1, A2, A3, A4 dan A5 seperti pada gambar 12, didapat grafik cacah gross seperti pada gambar 13



Gambar 12. Posisi sumber



Gambar 13. Pengujian dengan kaos lampu

Untuk mengurangi alarm palsu bahan radioaktif yang terjadi secara alami dan radioisotop medis maka digunakan Metode jendela multi energy dengan tiga

buah SCA . Ketinggian pulsa yang ditetapkan untuk energy rendah, sedang dan tinggi adalah sebagai berikut:

- Rendah : 50mV - 1V tentang setara dengan rentang energi 20 keV - 300keV
- Sedang: 1V - 3V tentang setara dengan rentang energi 300 keV - ngMeV
- Tinggi : 3V batas - atas tentang setara dengan rentang energi 1MeV
- Total: diatas 50mV setara dengan rentang energi 20 keV

Pengujian yang dilakukan sampai pada saat ini pengujian laboratorium di PRFN. Pengujian pada lingkungan yang sebenarnya belum dilakukan (test β) yang rencana dilakukan di pasang PPTA pasar jumat

V. KESIMPULAN

Perekayasaan portal monitor radiasi non spektroskopi (RPM) mendapatkan hasil prototype yang sudah diuji di laboratorium (uji alpa) dengan hasil yang baik, ditunjukkan RPM dapat membedakan adanya bahan radiaktif yang melewati RPM. RPM masih perlu dilakukan pengujian pada lingkungan sebenarnya dan rencananya dipasang di PPTA Pasar Jumat

UCAPAN TERIMAKASIH

Ucapan terimakasih penulis ucapkan kepada seluruh anggota tim yang tergabung dalam kegiatan perekayasaan portal monitor radiasi atas segala masukan dan jerih payahnya untuk mewujudkan RPM yang handal.

DAFTAR PUSTAKA

- IAEA-TECDOC-1312, *Detection of Radioactive Materials at Borders*, IAEA, Wina, September 2002.
- Wikipedia free encyclopedia “ Radiation Portal Monitor”,https://en.wikipedia.org/wiki/Radiation_Portal_Monitor, diakses 09 -11 - 2015.
- Battelle Memorial Institute/Pacific Northwest Division, Second Line of Defence Program, *Radiation Portal Monitor Performance Specification*, Ohio, AS, 2011.
- Cahyono Agus, Triyanto Joko, Handoyo Demon, “Desain Dasar Portal Monitor Radiasi Untuk Kendaraan”, Majalah Prima Volume 11 Nomor 1, PRFN-BATAN, Tangerang, Juni 2014.
- ANSI N42.38-2006, American National Standard Performance Criteria for Spectroscopy-Based Portal Monitors Used for Homeland Security, IEEE, New York, AS, 2007.
- Triyanto Joko, Fitri Dian, Rifai Ahmad “Perekayasaan Perangkat Lunak Portal Monitor Radiasi Dengan LabView” Majalah Prima Volume

12 Nomor 1, PRFN-BATAN, Tangerang, Juni 2014.

TANYA JAWAB DISKUSI

Penanya: Hendra Yunihartanto

Pertanyaan:

- Komponen lokal & komponen impor?
- Latar belakang pembuatan RPM – Skala Kecil/lab?
- Tahap-tahap pengujian?
- Cara kerja RPM?

Jawaban:

- Komponen elektronik dan mekanik seluruhnya lokal. Komponen yang diimport (luar negeri) adalah detektor plastik sintilasi.
- RPM yang ada di Indonesia sebagian besar buatan luar negeri (hibah IAEA) dan perawatan, kalibrasi harus dilakukan oleh tenaga ahli asing dengan biaya yang mahal. Sehingga perlu dibuat RPM dengan harga yang murah dengan menggunakan komponen lokal.
- Tahap pengujian. RPM diuji menggunakan standart. Ada 2 tahap pengujian:
 - Pengujian di laboratorium (Test alpha). Pengujian dilakukan di lingkungan PRFN.
 - Pengujian di lingkungan sebenarnya (Test Beta) dengan penguji RPM di lingkungan pintu masuk PPTN Pasar Jumat.
- Cara kerja → bisa dilihat di makalah.

Penanya: W. P. Daeng Beta

Pertanyaan:

- Apa yang mendasari timbulnya ide perekayasaan portal monitor radiasi ini?
- Kendala apa yang dialami ketika proses pelaksanaan rekayasa tersebut?
- Persyaratan desain IEC62244 apakah sudah terpenuhi? Jenis uji apa saja yang diperlukan untuk memenuhi syarat desain tersebut?

Jawaban:

- Kebutuhan RPM yang makin mendesak, sehingga diperlukan penguasaan teknologi pembuatan RPM mulai dari tahap desain, konstruksi, pengujian dan kalibrasi.
- Kendala utama pengadaan bahan deektor plastik sintilasi.
- Belum semua terpenuhi untuk IEE 62244, pengujian yang dilakukan:
 - Uji radiologi.
 - Uji lingkungan.
 - Uji EMC (belum bisa dilakukan)
 - Uji Mekanik (belum bisa dilakukan)



ANALISIS TERHADAP TANGGUNG JAWAB DAN PERSYARATAN KUALIFIKASI PETUGAS PROTEKSI RADIASI DALAM PERATURAN KEPALA BAPETEN NO. 16 TAHUN 2014

Vatimah Zahrawati, ST

DP2FRZR-BAPETEN

e-mail: v.zahrawati@bapeten.go.id

ABSTRAK

ANALISIS TERHADAP TANGGUNG JAWAB DAN PERSYARATAN KUALIFIKASI PETUGAS PROTEKSI RADIASI DALAM PERATURAN KEPALA BAPETEN NO. 16 TAHUN 2014. Petugas Proteksi Radiasi adalah petugas yang ditunjuk oleh Pemegang Izin dan oleh BAPETEN dinyatakan mampu melaksanakan pekerjaan yang berhubungan dengan Proteksi Radiasi. PPR sebagai pekerja yang dipekerjakan oleh pemegang izin untuk mengawasi keselamatan radiasi dalam fasilitas dan memastikan pekerjaan dilaksanakan dengan selamat dan sesuai dengan aturan yang berlaku. PPR menjadi penghubung dengan tempat kerja, pemegang izin, tenaga ahli dan BAPETEN. PPR harus sepenuhnya paham dengan pelaksanaan operasi kegiatan di fasilitas, infrastuktur organisasi dan prosedur kerja, dan harus mengerti terhadap aturan yang terkait. Kualifikasi PPR di Indonesia diberlakukan sama untuk setiap tingkatan PPR, padahal kegiatan yang diawasi sangat bervariasi dari tingkat bahaya radiasi yang tinggi hingga rendah. Persyaratan kualifikasi calon PPR yang terdapat dalam Perka BAPETEN No.16 Tahun 2014 perlu ditelaah kembali berdasarkan IAEA *Safety Standard RS-G 1.4 on Building Competence in Radiation Protection and the Safe Use of Radiation Sources* dan membandingkannya dengan pengaturan di Negara lain yang menerapkan kualifikasi pendidikan PPR yang bertingkat dan menerapkan persyaratan pengalaman. Malaysia merupakan salah satu Negara yang menerapkan kualifikasi pendidikan PPR yang bertingkat dan menerapkan persyaratan pengalaman sebagaimana IAEA *Safety Standard on Building Competence in Radiation Protection and the Safe Use of Radiation Sources*. Analisis ini menggunakan metode *benchmarking* terhadap pengaturan kualifikasi dalam Perka BAPETEN No. 16 Tahun 2014 dengan pengaturan kualifikasi PPR di Malaysia.

Kata kunci: PPR, Petugas Proteksi Radiasi, kualifikasi, Malaysia.

ABSTRACT

ANALYSIS OF RESPONSIBILITIES AND QUALIFICATION REQUIREMENTS FOR RADIATION PROTECTION OFFICER ON BAPETEN CHAIRMAN REGULATION NO.16 YEAR 2014. Radiation Protection Officer is an officer appointed by the license holder and by BAPETEN otherwise be able to carry out work related to the Radiation Protection. RPO as workers employed by the licensee to supervise radiation safety within the facility and ensure that work is carried out safely and in accordance with the applicable rules. They should provide the links between the workplace, the licensee, the qualified expert and the BAPETEN. They should be fully familiar with operations performed in a facility, its organizational infrastructure and working procedures, and should have an understanding of the relevant regulatory requirements. RPO qualification in Indonesia applied equally to all levels of RPO, but supervised activities very varied from a high to a low radiation level risk. RPO candidate qualification requirements contained in Perka BAPETEN 16 of 2014 needs to be reviewed based on the IAEA Safety Standard RS-G 1.4 on Building Competence in Radiation Protection and the Safe Use of Radiation Sources and compared with arrangements in other countries that implement graded educational qualifications and apply the experience requirement. Malaysia is one of countries that is applying graded educational qualifications of the RPO and implement the requirements of an experience as IAEA Safety Standards on Building Competence in Radiation Protection and the Safe Use of Radiation Sources. This analysis is using benchmarking method of RPO setting qualifications in Perka BAPETEN No. 16 of 2014 with setting qualifications in Malaysia.

Keywords: RPO, Radiation Protection Officer, qualification, Malaysia.

I. PENDAHULUAN

Petugas Proteksi Radiasi (PPR) adalah petugas yang ditunjuk oleh Pemegang Izin dan oleh BAPETEN dinyatakan mampu melaksanakan pekerjaan yang berhubungan dengan Proteksi Radiasi[1].

Petugas proteksi Radiasi (PPR) terdapat dalam penjelasan Pasal 19 ayat (1) UU No.10 tahun 1997 tentang Ketenaganukliran yang menyebutkan petugas proteksi radiasi adalah bagian dari petugas tertentu yang harus memiliki izin[2].

Keberadaan petugas proteksi radiasi dalam kegiatan pemanfaatan sumber radiasi pengion dan bahan nuklir di fasilitas sangatlah penting. Petugas proteksi radiasi adalah orang yang bertanggung jawab atas pelaksanaan proteksi radiasi di lapangan. Oleh sebab itu keberadaan Petugas Proteksi Radiasi di lapangan sangat penting.

PPR sebagai perkerja yang dipekerjakan oleh pemegang izin untuk mengawasi keselamatan radiasi dalam fasilitas dan memastikan pekerjaan dilaksanakan dengan selamat dan sesuai dengan aturan yang berlaku, PPR harus berhubungan dengan tempat kerja, pemegang izin, tenaga ahli dan BAPETEN sebagai badan pengawas. PPR harus sepenuhnya paham dengan pelaksanaan operasi kegiatan di fasilitas, infratraktur organisasi dan prosedur kerja, dan harus mengerti terhadap aturan yang terkait. [3]

Kemampuan Petugas Proteksi dalam menjalankan segala tanggung jawab yang diembankan terhadapnya perlu ditelaah. Karena melihat dari jenis kegiatan pemanfaatan yang sangat beragam mulai dari yang tingkat bahaya yang sangat tinggi sampai yang sangat rendah, sedangkan kualifikasi pendidikan untuk semua jenis dan tingkat PPR tetap sama, hanya pelatihan saja yang berbeda.

Analisis ini akan melihat bagaimana pengaturan PPR dalam Perka No.16 tahun 2014 dengan standar IAEA, serta membandingkan dengan pengaturan PPR di Malaysia sebagai *benchmarking* karena pengaturan PPR di Malaysia telah menerapkan prinsip-prinsip yang terdapat dalam standar IAEA.

Benchmarking memberikan wawasan yang diperlukan untuk membantu kita memahami bagaimana pengaturan PPR kita di Indonesia dibandingkan dengan pengaturan badan pengawas Negara lain, dalam hal ini Negara Malaysia. *Benchmarking* dapat membantu kita mengidentifikasi sistem pengaturan kita terkait PPR untuk perbaikan kedepannya.

II. METODOLOGI

Kajian dalam makalah ini akan menggunakan metodologi kajian literatur terhadap pengaturan Petugas Proteksi Radiasi di Indonesia yaitu Peraturan Kepala BAPETEN No. 16 Tahun 2014 tentang Surat Izin Bekerja Petugas Tertentu yang Bekerja di Instalasi yang Memanfaatkan Sumber Radiasi Pengion dibandingkan dengan pengaturan Petugas Proteksi Radiasi di Malaysia yaitu *Standard Persijilan Pegawai Perlindungan Sinaran*(Standar Sertifikasi

Petugas Proteksi Radiasi) *AELB* Malaysia dengan IAEA *Safety Standard No. RS-G-1.4 on Building Competence in Radiation Protection and the Safe Use of Radiation Source*. Literatur lain yang digunakan yaitu:

1. UU No. 10 tahun 1997 tentang Ketenaganukliran;
2. Peraturan Kepala BAPETEN No. 4 Tahun 2013 tentang Proteksi dan Keselamatan Radiasi dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir;
3. *Atomic Energy Licensing Act 1984 (Act 304)* Malaysia;
4. *Radiation Protection (Licensing) Regulation 1986* Malaysia;
5. *Guide for the preparation of the radiation protection program AELB* Malaysia.

III.HASIL DANPEMBAHASAN

Dalam Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 16 tahun 2014 tentang Surat Izin Bekerja Petugas Tertentu yang Bekerja di Instalasi yang Memanfaatkan Sumber Radiasi Pengion, PPR dibagi atas PPR bidang medik dan PPR bidang industri.

Masing-masing PPR bidang medik dan industri dibagi atas 3 kelompok. Untuk PPR Medik terdiri dari PPR Medik Tingkat 1, PPR Medik Tingkat 2, dan PPR Medik Tingkat 3. Sedangkan untuk PPR Industri terdiri atas PPR Industri Tingkat 1, PPR Industri Tingkat 2 dan PPR Industri Tingkat 3.

Setiap masing-masing kelompok PPR memiliki lingkup kegiatan dan tugas yang berbeda-beda. Berikut tabel pembagian PPR dan lingkup kegiatannya di Indonesia:

Tabel 1. Pengelompokan PPR dan Lingkup Kegiatannya[1]

PPR	Lingkup Kegiatan
PPR Industri	
Industri Tk I	a. produksi pembangkit radiasi pengion; b. produksi barang konsumen yang mengandung zat radioaktif; c. penggunaan dan/atau penelitian dan pengembangan dalam: 1. iradiator; 2. radiografi industri; 3. <i>well logging</i> ; 4. perunut; 5. fasilitas kalibrasi; 6. fotofluorografi dengan zat radioaktif aktivitas tinggi atau 7. pembangkit radiasi pengion dengan energi tinggi; d. produksi radioisotop; dan e. pengelolaan limbah radioaktif.
Industri Tk II	a. ekspor zat radioaktif untuk keperluan selain medik; b. impor zat radioaktif untuk keperluan selain medik; c. pengalihan zat radioaktif dan/atau

PPR	Lingkup Kegiatan
	<p>pembangkit radiasi pengion untuk keperluan selain medik; dan</p> <p>d. penggunaan dan/atau penelitian dan pengembangan dalam:</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. <i>gauging</i> industri dengan zat radioaktif aktivitas tinggi; dan 2. fotofluorografi dengan zat radioaktif aktivitas sedang atau pembangkit radiasi pengion dengan energi sedang.
Industri Tk III	<ol style="list-style-type: none"> a. impor, ekspor dan/atau pengalihan peralatan yang mengandung zat radioaktif untuk barang konsumen; dan b. penyimpanan zat radioaktif berupa <i>Technologically Enhanced Natural Radioactive Material (TENORM)</i>; dan c. penggunaan dan/atau penelitian dan pengembangan dalam: <ol style="list-style-type: none"> 1. fluoroskopi bagasi; dan 2. <i>gauging</i> industri dengan zat radioaktif aktivitas rendah atau pembangkit radiasi pengion dengan energi rendah.
PPR Medik	
Medik Tk I	<ol style="list-style-type: none"> a. ekspor zat radioaktif untuk keperluan medik; b. pengalihan zat radioaktif dan/atau pembangkit radiasi pengion untuk keperluan medik; c. impor dan pengalihan zat radioaktif dan/atau pembangkit radiasi pengion untuk keperluan medik; d. produksi radioisotop berupa radiofarmaka; dan e. penggunaan dan/atau penelitian dan pengembangan dalam: <ol style="list-style-type: none"> 1. radioterapi; 2. kedokteran nuklir diagnostik <i>in vivo</i>; dan 3. kedokteran nuklir terapi.
Medik Tk II	<ol style="list-style-type: none"> a. impor pembangkit radiasi pengion; dan b. penggunaan dan/atau penelitian dan pengembangan dalam radiologi diagnostik dan intervensional.
Medik Tk III	Petugas Proteksi Radiasi yang bekerja pada penggunaan dan/atau penelitiandan pengembangan dalam kedokteran nuklir diagnostik <i>in vitro</i> .

Dalam Perka ini juga disebutkan dalam Pasal 10 bahwa PPR medik maupun industri tingkat I dapat bertindak sebagai PPR medik maupun industri tingkat 2 dan tingkat 3. Selanjutnya, PPR medik maupun

industri tingkat 2 dapat bertindak sebagai PPR medik maupun industri tingkat 3.[1]

Dari Pasal 10 ini terlihat bahwa seakan-akan pengelompokan PPR ini adalah tingkatan, sedangkan dari table 1 terlihat bahwa lingkup kegiatan masing-masing tingkat PPR berbeda.

Dalam Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 4 Tahun 2013 tentang Proteksi dan Keselamatan Radiasi dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir Pasal 3ayat (2) huruf a, Petugas Proteksi Radiasi mempunyai tanggung jawab:

- a. mengawasi pelaksanaan program proteksi dan keselamatan radiasi;
 - b. mengkaji ulang efektivitas penerapan program proteksi dan keselamatan radiasi;
 - c. memberikan instruksi teknis dan administratif secara lisan atau tertulis kepada Pekerja Radiasi tentang pelaksanaan program Proteksi dan Keselamatan Radiasi;
 - d. mengidentifikasi kebutuhan dan mengorganisasi kegiatan pelatihan;
 - e. memastikan ketersediaan dan kelayakan perlengkapan Proteksi Radiasi dan memantau pemakaiannya;
 - f. membuat dan memelihara rekaman dosis yang diterima oleh Pekerja Radiasi;
 - g. melaporkan kepada Pemegang Izin jika Pekerja Radiasi menerima dosis melebihi Pembatas Dosis;
 - h. memberitahukan kepada Pekerja Radiasi mengenai hasil evaluasi pemantauan dosis;
 - i. membuat dokumen yang berhubungan dengan Proteksi Radiasi;
 - j. melakukan kendali akses di Daerah Pengendalian;
 - k. melaksanakan latihan penanggulangan dan pencarian fakta dalam hal kedaruratan.
- l. memberikan konsultasi yang terkait dengan Proteksi dan Keselamatan Radiasi di Instalasinya.[4]

Kompetensi dasar yang harus dimiliki oleh seorang PPR berdasarkan Lampiran Perka BAPETEN No. 16 tahun 2014 secara umum yaitu:

1. memiliki kemampuan kepemimpinan dalam tim kerja;
2. menguraikan konsep dan prinsip budaya keselamatan;
3. menguraikan proses terjadinya radiasi, proses peluruhan inti atom, sifat, jenis dan interaksi radiasi dengan materi;
4. menerapkan pengendalian radiasi eksterna dan/atau interna;
5. menjelaskan konsep dasar dosimetri radiasi;
6. menguraikan prinsip penggunaan alat ukur radiasi dan menguraikan kegunaan alat ukur radiasi;
7. menjelaskan efek radiasi terhadap jaringan biologis tubuh manusia;
8. menjelaskan peraturan perundang-undangan ketenaganukliran;
9. menyusun dokumen program proteksi dan keselamatan radiasi;

10. menjelaskan prinsip-prinsip dasar pengendalian paparan kerja;
11. menjelaskan sistem pengangkutan zat radioaktif di Indonesia;
12. menjelaskan system pengelolaan limbah radioaktif di Indonesia;
13. menguraikan pengertian kecelakaan radiasi, penyebab, pencegahan serta tindakan penganggulannya;
14. menguraikan konsep pengamanan sumber radioaktif;
15. menerapkan konsep proteksi radiasi dalam operasional peralatan sumber radiasi pengion;
16. mengoperasikan alat ukur radiasi secara tepat dan benar;
17. menerapkan konsep proteksi radiasi eksterna di daerah kerja;
18. menerapkan konsep radiasi interna di daerah kerja;
19. melakukan tindakan intervensi paparan darurat dari sumber terbungkus;
20. melakukan tindakan intervensi paparan darurat dari sumber terbuka; dan/atau
21. melakukan penanganan kontaminasi permukaan.[1]

Setiap uraian kompetensi dasar diatas disesuaikan dengan bidang dan tingkatan PPR.

Melihat dari tanggung jawab serta kompetensi dasar yang harus dimiliki seorang PPR diatas dapat disimpulkan bahwa PPR memiliki dua peran yaitu peran manajerial dan peran teknis.

Peran manajerial terlihat dari kompetensi dasar pertama yang harus dimiliki oleh PPR adalah memiliki kemampuan kepemimpinan dalam tim kerja, yang mana indikator keberhasilan tercapainya kompetensi tersebut adalah bahwa PPR harus mampu:

- 3.1. menjelaskan aspek manajerial dalam penggunaan sumber radiasi pengion di lingkungan kerja;
- 3.2. menyusun strategi penerapan aspek manajerial setingkat supervisor di lingkungan kerja;
- 3.3. membuat perencanaan, pengorganisasian, menggerakkan, dan mengendalikan tahapan pekerjaan; dan
- 3.4. menyusun evaluasi terhadap proses dan hasil pekerjaan.

Sedangkan kualifikasi untuk PPR dalam Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 16 Tahun Pasal 17 yaitu:

- a. berijazah serendah-rendahnya D-III jurusan eksakta atau teknik, yang dibuktikan dengan fotokopi ijazah yang dilegalisir;
- b. memiliki sertifikat telah mengikuti dan lulus pelatihan Petugas Proteksi Radiasi dari lembaga pelatihan yang terakreditasi; dan
- c. mengikuti dan lulus ujian yang diselenggarakan oleh BAPETEN. [1]

Dari kualifikasi diatas terlihat bahwa bidang apapun PPR nya baik medik maupun industri dan baik tingkat I, II atau III, kualifikasi PPR tetap sama, yaitu minimal D-III jurusan eksakta atau teknik. Yang membedakan

hanyalah material pelatihannya. Dan juga tidak ada persyaratan pengalaman.

Menurut IAEA *Safety Standard No. RS-G-1.4 on Building Competence in Radiation Protection and the Safe Use of Radiation Source* bahwa kualifikasi minimum yang menjadi perhatian untuk seseorang calon PPR yaitu:

1. tingkat pendidikan;
2. pelatihan; dan
3. pengalaman.[3]

Dari hal tersebut diatas persyaratan calon PPR dalam Perka BAPETEN No. 16 tahun 2014 belum sesuai dengan persyaratan minimum dalam *IAEA safety standard*.

Dalam IAEA Safety standard dijelaskan bahwa tingkat pendidikan PPR tergantung pada keterampilan dan persyaratan teknis pekerjaan proteksi radiasi yang dibutuhkan. [3]

Namun di dalam peraturan kita, persyaratan pendidikan minimal ditetapkan sama untuk setiap tingkatan PPR.

Selain kualifikasi pendidikan, pengalaman juga dibutuhkan untuk seorang calon PPR.

Sebagai tambahan prasyarat untuk seorang yang akan menjadi PPR adalah harus memiliki pengalaman dalam kegiatan tertentu. Ini akan membantu memastikan bahwa mereka mengerti bagaimana persyaratan proteksi radiasi sesuai untuk kegiatan atau intervensi dapat dipenuhi secara efektif. [3]

PPR merupakan petugas yang bertugas mengawasi kepatuhan terhadap standar keselamatan dan proteksi radiasi di fasilitas pemanfaatan sumber radiasi pengion, tugas ini sangat sulit dilakukan jika tidak memiliki pengalaman di bidang yang akan diawasi.

Selain itu, PPR harus memiliki kemampuan personal tertentu seperti kemampuan komunikasi, kemampuan kepemimpinan, kemampuan analisis, kemampuan terkait dengan *interface* antara manusia-mesin dan kemampuan manajemen yang *multitask*. [3]

Namun pengaturan tentang kualifikasi yang telah ditetapkan dalam Perka BAPETEN No. 16 tahun 2014 tentunya sudah menjadi keputusan yang sudah disepakati bersama dengan melihat kemampuan dan keadaan Negara kita. Beberapa faktor menjadi pertimbangan pemilihan kualifikasi tersebut antara lain:

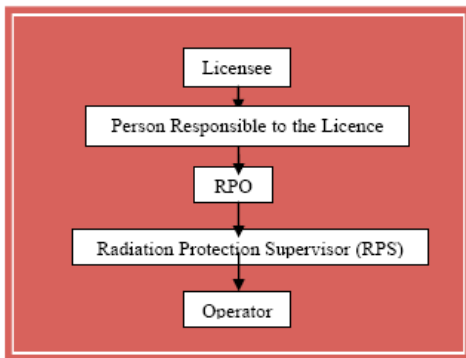
- a. terbatasnya ketersediaan sumber daya manusia yang memadai dan tidak merata di seluruh wilayah Indonesia yang berbentuk kepulauan; dan
- b. banyaknya jumlah kegiatan pemanfaatan sumber radiasi pengion dan penyebarannya yang luas.

Selanjutnya sebagai perbandingan, penulis melihat dari pengaturan Negara Malaysia, terutama mengenai kualifikasi untuk dapat menjadi PPR di Malaysia.

Tidak berbeda jauh dengan kita, *Radiation Protection Officer (RPO) atau di Malaysia disebut dengan PPS (Pegawai Perlindungan Sinaran)* adalah orang yang berkompeten secara teknik yang ditunjuk oleh pemegang izin dan disetujui oleh *Atomic Energy*

Licensing Board (AELB) secara tertulis, untuk mengawasi implementasi kesesuaian dengan peraturan proteksi radiasi; ketentuan dan prosedur termasuk program proteksi radiasi. Peraturan Proteksi Radiasi Malaysia (*Basic Safety Standards*) tahun 1988, mensyaratkan pemegang izin mempekerjakan RPO, dengan pengetahuan yang memadai, kemampuan (*skill*) dan pelatihan, mampu melakukan proteksi diri yang efektif dan meminimisasi bahaya hidup, property dan lingkungan untuk semua aktivitas yang wajib izin.

Namun berbeda dengan di Indonesia, di Malaysia (juga di beberapa Negara lainnya seperti Inggris) dikenal juga *Radiation Protection Supervisor* (RPS), yang biasa disebut *penyelia pegawai perlindungan (PY)*. Dari struktur organisasi, RPS berada dibawah RPO, sebagaimana terlihat dalam struktur organisasi pemegang izin berkaitan dengan proteksi radiasi pada Gambar 1 dibawah ini.

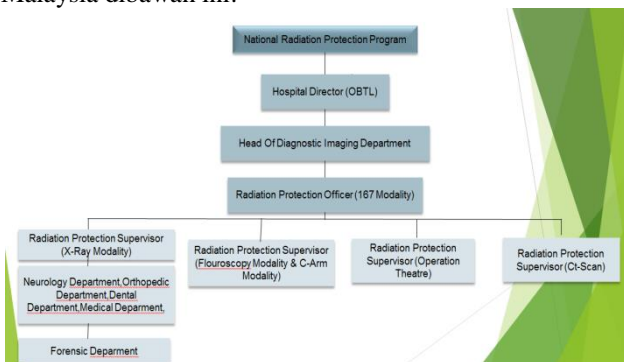


Gambar 1. Struktur Organisasi Proteksi Radiasi di Malaysia[5]

Namun keberadaan RPS dalam organisasi proteksi radiasi tidak wajib, hal ini disesuaikan dengan jenis kegiatan pemanfaatan dan besar kecilnya fasilitas pemegang izin.

Dari gambar diatas terlihat bahwa RPO memiliki kewenangan utama untuk memastikan keefektifan program proteksi radiasi sesuai dengan persyaratan dalam peraturan keselamatan radiasi dan keamanan.

Sebagai contoh dapat dilihat pada Gambar 2. struktur organisasi proteksi radiasi di rumah sakit di Malaysia dibawah ini:



Gambar 2. Organisasi proteksi radiasi di rumah sakit Malaysia.[6]

Secara umum, tanggung jawab RPO di Malaysia sebagai berikut:

- a. mengimplementasikan program proteksi radiasi;
- b. mengimplementasikan keamanan dan keselamatan prosedur kerja untuk operasi normal, penyimpanan, pembuangan, pengangkutan dan situasi abnormal;
- c. mengawasi implementasi yang sesuai dengan peraturan proteksi radiasi, ketentuan dan prosedur.

RPO adalah seseorang yang memiliki kompetensi dalam melaksanakan program proteksi radiasi dan keamanan sumber radioaktif dalam organisasinya untuk memastikan pekerja, masyarakat, property dan lingkungan selamat dari bahaya radiasi atau paparan radiasi.

Tanggung jawab RPO di Malaysia adalah sebagai berikut:[5]

1. Menyediakan dan memperbarui program proteksi radiasi ketika harus atau diperintahkan oleh AELB;
2. Menyediakan program perancangan dan kesiapan rencana kedaruratan, melaporkan darurat radiologi kepada AELB dan membuat penyelidikan tentang kejadian tersebut.
3. Mengidentifikasi dan menganalisis bahaya radiologi di area kerja dan lingkungan.
4. Melaksanakan program pemeliharaan peralatan radiasi setiap tahun;
5. Melaksanakan program untuk menyimpan sumber radiasi, kalibrasi dan pemeliharaan peralatan radiasi serta merancang metode pembuangan limbah radioaktif yang sesuai;
6. Mengatur program pengawasan medis untuk pekerja radiasi setiap tahun;
7. Mengidentifikasi jenis dan tingkat pelatihan proteksi radiasi untuk pekerja radiasi;
8. Mengklasifikasikan dan memberi label area kerja berdasarkan Peraturan-peraturan Perizinan Tenaga Atom (Perlindungan Radiasi Keamanan Dasar) 2010;
9. Menyediakan dan melaksanakan program pemantauan dosis pekerja radiasi, daerah dan lingkungan;
10. Memastikan penerimaan, pemberhentian dan pensiun pekerja radiasi mematuhi prosedur yang ditetapkan oleh AELB;
11. Memastikan peralatan proteksi radiasi di dalam kondisi baik dan selalu digunakan oleh karyawan.
12. Meneliti dan menyelidiki latar belakang pekerja radiasi baru sebelum dipekerjakan;
13. Mengevaluasi tingkat keandalan pekerja radiasi;
14. Memastikan perubahan lokasi peralatan radiasi yang hendak dilakukan mendapat izin AELB terlebih dahulu;
15. mengawasi kerja-kerja berikut:
 - a. Kerja berisiko tinggi seperti paparan terorganisir;
 - b. Kerja pemeliharaan yang dilakukan terhadap peralatan radiasi;

- c. Operasi pengawalan dan penyelamatan saat darurat;
 - d. Kerjatransportasi bahan radioaktif;
 - e. Mengembangkan rencana sekuritas bagi fasilitas yang berisi penyebab radioaktif Kategori 1 dan 2;
 - f. menguji efektivitas rencana keamanan;
16. Memeriksa, menyimpan dan memperbarui dokumen berikut:
- a. Catatan pemeriksaan medis pada pekerja radiasi. [LPTA/BM/5 (Bagian A)];
 - b. Catatan paparan pekerja radiasi. [LPTA/BM/5 (Bagian B)];
 - c. Catatan pemeliharaan peralatan radiasi;
 - d. catatan ujia kebocoran sumber tertutup;
 - e. catatan kalibrasi alat detektor radiasi;
 - f. catatan tingkat paparan radiasi luar di tempat penyimpanan atau kamar paparan tetap;
 - g. pernyataan kepemilikan peralatan radiasi (LPTA / BM / 3);
 - h. laporan penjualan peralatan radiasi (LPTA / BM / 2);
 - i. catatan pembuangan peralatan radiasi;
 - j. catatan penerimaan, pemberhentian atau pertukaran pekerja radiasi;
 - k. catatan impor / ekspor;
 - l. catatan kejadian dan kecelakaan radiasi;
 - m. catatan pindah milik;
 - n. catatan pelatihan / kursus;
 - o. catatan kunjungan pemeriksaan AELB;
 - p. catatan keluar masuk staf; dan
 - q. catatan-catatan lain yang diperlukan oleh AELB;
17. memastikan keamanan bahan radioaktif dan kemudahan pemegang izin dapat dipantau dari waktu kewaktu untuk menghindari resiko kehilangan, sabotase atau pencurian;
18. mematuhi prosedur keamanan yang ditetapkan oleh pemegang izin;
19. melaporkan kejadian apa saja yang mengancam keamanan dalam jangka waktu 24 jam dari waktu kejadian;
20. melaksanakan dan menguji pemenuhan rencana keamanan yang telah disetujui oleh AELB serta mendokumentasikan laporan pelaksanaannya;
21. RPO akan memberhentikan pengoperasian peralatan radiasi jika diketahui ada pelanggaran terhadap peraturan yang berlaku yang dilakukan oleh pekerja radiasi.

Sedangkan Radiation Protection Supervisor (RPS), yaitu[5]

- a. Personil yang kompeten yang ditunjuk oleh Pemegang Izin;
- b. Memiliki tanggung jawab untuk membantu Petugas Proteksi Radiasi dalam mengawasi pelaksanaan peraturan proteksi radiasi, persyaratan dan prosedur yang berlaku.

Tanggung jawab RPS adalah sebagai berikut:[5]

- Menggantikan tugas dan tanggung jawab RPO dalam hal ketidakhadiran RPO di lapangan dan melaporkan semua hal kepada RPO.
- Membantu RPO dalam melaksanakan kegiatan berdasarkan peraturan yang berlaku.

Kategori RPO di Malaysia meliputi:[7]

1. Kategori 1 (Bidang Industri) –RPO untuk perusahaan yang menjalankan aktivitas Kategori 1Bidang Industri.
2. Kategori 1 (Bidang Medik) –RPO untuk pusat radioterapi yang menjalankan aktivitas Kategori 1Bidang Medik.
3. Kategori 2 (Bidang Industri) –RPO untuk perusahaan yang menjalankan aktivitas Kategori 2Bidang Industri.
4. Kategori 2 (Bidang Medik) - RPO untuk institusi medik selain pusat radioterapi yang menjalankan aktivitas Kategori 2 Bidang Medik.
5. Kategori 3 (Bidang Industri) –RPO untuk perusahaan yang menjalankan aktivitas Kategori 3 Bidang Industri.
6. Kategori 3 –RPO untuk institusi medic selain pusat radioterapi yang menjalankan aktivitas Kategori 3 Bidang Medik.

Tabel 2. Kategori Kegiatan Penggunaan Industri dan Medik di Malaysia

Kategori	Penggunaan Bidang Industri	Penggunaan Bidang medik
1	<ul style="list-style-type: none"> - sel penyinaran (contoh: Co-60) - sel penyinaran darah (irradiating blood cells) (contoh: Cs-137, Co-60) - generator termoelektrik radioisotop (RTG) (contoh: Sr-90) - pemecut zarah (particle accelerators) - cyclotron 	<ul style="list-style-type: none"> - sumber teleterapi (contoh: Co-60,Cs-137) - sumber teleterapi multi-alur (pisaugamma/gamma knife) (contoh: Co-60, Cs-137) - pemecut linear (LINAC)
2	sumber gamma radiografi industri (contoh: Co-60, Ir-192)	sumber brakiterapi kadar dos/dose rate sederhana/ tinggi (contoh: Co-60, Cs-137, Ir-192)

Kategori	Penggunaan Bidang Industri	Penggunaan Bidang medik
3	<ul style="list-style-type: none"> - tolok/gauge industri tetap dengan sumber aktivitas tinggi (contoh: Co-60,Cs-137) - tolok/gauge pengelangan lubang gerek (contoh: Cs-137, Am-Be) - tolok/gauge industri dengan sumber aktivitas sederhana/rendah - NORM/TENORM - peranti penangkap electron 	<ul style="list-style-type: none"> - sumber perubatan nuclear (<i>nuclear medicine</i>) - sumber brakiterapi kadar dos/dose rate rendah - sumber Positron Emission Tomography (PET)

Catatan:

- a) Aktivitas Penjualan dan Perdagangan, dan Penyelidikan dan Pengajaran, sertifikasi mengacu kepada kategori dan bidang terkait.
- b) Masing-masing kategori tidak berkaitan dengan kategori yang lain.

Dari tabel 2 dan 3 diatas dapat dilihat bahwa di Malaysia setiap orang yang akan menjadi RPO harus memiliki pengalaman dan jenjang pendidikan yang berbeda sesuai dengan kegiatannya.

Sedangkan pada catatan huruf b yang menyatakan kategori ini tidak berkaitan dengan kategori yang lain, jadi setiap kategori PPR mempunyai lingkup kegiatan yang tidak berkaitan dengan kategori lainnya. Sehingga RPO Kategori 1 tidak bisa menggantikan RPO kategorilainnya.

Selanjut kita lihat persyaratan untuk dapat mengikuti ujian sertifikasi menjadi RPO dari AELB adalah sebagai berikut:

- a. usia minimal 18 tahun keatas pada saat mengajukan permohonan;
- b. mengikuti pelatihan RPO pada institusi pelatihan yang disetujui oleh AELB;
- c. memiliki sertifikat diploma atau sarjana; dan
- d. memiliki pengalaman kerja dalam kegiatan tertentu sebagaimana ditampilkan dalam tabel 2.

Tabel 3. Kualifikasi akademik dan pengalaman minimal (dalam satuan bulan) [7]

No.	KELAYAKAN AKADEMIK MINIMUM	TEMPO PENGALAMAN UNTUK SETIAP KATEGORI* (BULAN)					
		I1	P1	I2	P2	I3	P3
1.	Ijazah S1 kejuruteraan, sains atau perubatan (teknik, sains atau medik)	6	6	6	6	6	6
2.	Diploma kejuruteraan atau sains (teknik atau sains)	12	-	12	-	6	6

*BIDANG:
 I1 : Kategori 1 (Bidang Industri)
 P1 : Kategori 1 (Bidang Perubatan)
 I2 : Kategori 2 (Bidang Industri)
 P2 : Kategori 2 (Bidang Perubatan)
 I3 : Kategori 3 (Bidang Industri)
 P3 : Kategori 3 (Bidang Perubatan)

Calon yang dipertimbangkan untuk dapat mengikuti ujian RPO adalah mempunyai kelayakan akademik (kompetensi), pengalaman dan pelatihan yang cukup untuk memastikan mereka mempunyai kemampuan untuk memahami dan melaksanakan prinsip dan prosedur proteksi radiasi.

Dalam analisis ini beberapa perbaikan perlu dilakukan terutama mengenai minimal kualifikasi pendidikan dan pengalaman untuk PPR di Indonesia kedepannya. Berikut beberapa contoh usulan perbaikan:

1. Kualifikasi minimal pendidikan untuk PPR dibuat bertingkat sesuai dengan tingkatan PPR sebagaimana yang terdapat di Malaysia, misalnya PPR tingkat I minimal S1 teknik atau eksakta atau D-III bidang teknik nuklir sedangkan untuk PPR tingkat II dan tingkat III cukup D-III teknik atau eksakta;
2. Perlu pengalaman kerja untuk seorang sebelum menjadi PPR, terutama PPR tingkat I, pengalaman kerja ini juga bisa dibuat bertingkat sesuai dengan tingkatan PPR.

Namun penerapan usulan kualifikasi tersebut diatas tetap perlu mempertimbangkan ketersediaan sumber daya manusia di Negara kita dan jumlah kegiatan pemanfaatan sumber radiasi pengan serta penyebaran.

IV. KESIMPULAN

Beragamnya tingkat bahaya kegiatan pemanfaatan sumber radioaktif dan bahan nuklir serta tanggung jawab PPR dalam penerapan proteksi radiasi di lapangan memang perlu ditelaah kembali dengan melihat persyaratan kualifikasi untuk menjadi PPR tersebut. Persyaratan kualifikasi yang diterapkan di

Indonesia adalah persyaratan yang sangat minimal. Hal ini mungkin disebabkan oleh berbagai faktor, ketersediaan SDM di Indonesia, jumlah pemanfaatan yang banyak, serta luasnya Negara Indonesia dengan kepulauannya. Namun terlepas dari pada itu, tugas dan tanggung jawab PPR disandingkan dengan kualifikasinya memang sangat berat. IAEA Safety Standard RS-G-1.4 memberikan kualifikasi minimum untuk seorang PPR, diantaranya kualifikasi pendidikan yang disesuaikan dengan jenis pekerjaan atau kegiatan yang diawasi PPR serta pengalaman kerja. Berkaca dari Malaysia, dimana PPR atau RPO adalah orang yang memiliki pengalaman spesifik di bidang pemanfaatan sumber radioaktif atau bahan nuklir. Setiap RPO untuk jenis kegiatan tertentu juga memiliki kompetensi dan pengalaman berbeda dengan kegiatan lainnya. Hal ini bisa menjadi pertimbangan untuk pengaturan PPR kedepannya, dengan tetap mempertimbangkan kondisi dan kemampuan SDM di Negara kita.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] Republik Indonesia, 2014, Peraturan Kepala BAPETEN No. 16 tentang Surat Izin Bekerja Petugas Tertentu yang Bekerja di Instalasi yang Memanfaatkan Sumber Radiasi Pengion.
- [2] Republik Indonesia, 1997, Undang-Undang No. 10 tentang Ketenaganukliran.
- [3] IAEA, 2001, *Building Competence in Radiation Protection and the Safe Use of Radiation Sources*, IAEA.
- [4] Republik Indonesia, 2013, Peraturan Kepala BAPETEN No. 4 tentang Proteksi dan Keselamatan Radiasi dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir.
- [5] Malaysia, *Guide for the preparation of the radiation protection program*, AELB Malaysia.
- [6] Pungut noraishah, dkk, 2011, Radiation Protection Officer Certification Scheme: Malaysian Experience, *Progress in Nuclear Science and Technology*, Vol. 1, hal.487-493.
- [7] AELB, LEM/TEK/44A Sem.4 on Standard Persijilan PPS.

3. Ada wacana dari pihak perizinan untuk menurunkan kualifikasi PPR untuk pengawasan dan penggunaan flouroskopi bagasi (PPR industri Tk III), bagaimana pandangan saudara?

Jawaban:

1. Dalam makalah ini saya mencoba menganalisis Perka BAPETEN No. 16 tahun 2014 dengan melihat referensi IAEA dan membandingkan dengan penerapan di Malaysia. Dalam makalah ini disampaikan bahwa kualifikasi PPR sebaiknya memuat unsur tingkat pendidikan, pelatihan dan pengalaman. Penulis menyarankan bahwa kualifikasi PPR di Indonesia sebaiknya dibedakan antara PPR medik maupun industri. Juga kualifikasi tingkat pendidikan untuk PPR Tk 1, 2 dan 3 sebaiknya dibedakan. Jadi penulis tidak menyarankan kalau semua tingkat PPR harus S1, tapi mungkin untuk PPR Tk 1 perlu S1. Jadi saya rasa jika tidak semua tingkatan PPR kita persyaratkan S1 (hanya PPR Tk 1) masih bisa mampu terap. Kenapa tidak? Bisa kita lihat lingkungan kita banyak lulusan S1 yang masih menganggur. Namun kalau semua tingkat PPR kita wajibkan S1, mungkin agak sulit untuk diterapkan.
2. Sebenarnya Peraturan No. 16 tahun 2014 yang memuat pasal perangkapan tersebut adalah mengakomodasi dari sisi legal apa yang telah dilaksanakan oleh perizinan FRZR. Dengan permasalahan utama adalah ketersediaan SDM di Indonesia. Namun menurut pendapat penulis pengelompokan tingkat I, II dan III bukan merupakan tingkatan, tapi pengelompokan. Seperti yang dapat kita lihat dalam lingkup kegiatan masing-masing PPR yang berbeda satu dengan yang lain.
3. Saya pribadi tidak setuju dengan wacana kebijakan tersebut, karena pertama kita BAPETEN melanggar peraturan yang kita buat sendiri, kedua jika PPR minimum SLTA apakah mampu melaksanakan tugas dan tanggung jawab PPR yang melingkupi aspek teknis maupun managerial. Ketiga, alasan sulitnya menemukan lulusan D3 di Indonesia ini saya rasa bukan alasan yang tepat. Perlu dilihat data lulusan D3 di Indonesia per tahun dan data lulusan D3 yang masih belum bekerja. BAPETEN sebaiknya tidak serta merta mengakomodir setiap keluhan atau usulan calon pemegang izin. Perlu tetap melihat tujuan adanya PPR dalam kegiatan pemanfaatan yang melingkupi terjaminnya aspek proteksi dan keselamatan radiasi.

TANYA JAWAB

Penanya : Leily Savitri

Pertanyaan:

1. Kalau persyaratan PPR dipersyaratkan minimal S1, bagaimana kemampu terapannya di negara kita?
2. Peraturan kita membolehkan PPR Tk 1 bertindak sebagai PPR Tk 2 atau Tk 3, apa pendapat saudara?

Penanya : Rustama

Pertanyaan:

1. Mengapa tidak dilengkapi dengan tajuhan PPR IN?
2. PPR Tk I, bisa melakukan Tk II dan Tk III dengan alasan kurangnya SDM PPR. Mengapa tidak dibuat regulasi yang mengaturnya, agar tidak blunder dengan regulasi yang berlaku?

Jawaban:

1. Karena judul makalah dan ruang lingkup makalah ini adalah analisis kualifikasi PPR dalam Perka No. 16 tahun 2014 yang hanya mengatur PPR bidang FRZR. Peraturan Kepala BAPETEN untuk PPR IN berbeda lagi.
2. Peraturan atau aturan ini sudah dilegalkan dalam pasal di Perka 16 Tahun 2014. Ini juga menjadi masukan di makalah ini bahwa tidak konsistennya lingkup kegiatan masing-masing tingkatan PPR dengan adanya pasal perangkapan ini. Namun peraturan dibuat agar mampu terap, tetap melihat bagaimana keadaan di lapangan, sehingga disepakati adanya pasal perangkapan ini.

Penanya : Bagiono

Pertanyaan:

Apakah tidak sebaiknya istilah “tingkat” diganti dengan ”category”, karena istilah “tingkat” berkonotasi level sedangkan yang sebenarnya perbedaan antara tingkat-tingkat tersebut adalah beda objeknya.

Jawaban:

Usulan ini pernah dibahas pada penyusunan draft Raperka yang sekarang sudah menjadi Perka No. 16 Tahun 2014. Namun karena pertimbangan implementasi di lapangan pada saat ini di mana PPR tingkat I dapat melingkupi kegiatan Tk II dan III. Sehingga waktu itu diputuskan tetap menggunakan terminologi “tingkat”. Namun usulan ini akan saya sampaikan untuk revisi Perka ini ke depannya. Karena memang pada dasarnya tingkat I, II dan III bukanlah tingkatan, namun pengelompokan berdasarkan resiko dengan lingkup kegiatan yang berbeda.



PENJAMINAN MUTU LABORATORIUM PENGUJI PESAWAT SINAR-X RADIOLOGI DIAGNOSTIK DAN INTERVENSIONAL MELALUI UJI PROFISIENSI

Endang Kunarsih¹, Haendra Subekti²

¹Pusat Pengkajian Sistem Teknologi dan Pengawasan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif -BAPETEN

²Direktorat Keteknikan dan Kesiapsiagaan Nuklir-BAPETEN

e-mail: e.kunarsih@bapeten.go.id

ABSTRAK

PENJAMINAN MUTU LABORATORIUM PENGUJI PESAWAT SINAR-X RADIOLOGI DIAGNOSTIK DAN INTERVENSIONAL MELALUI UJI PROFISIENSI. Telah dilaksanakan uji profisiensi laboratorium pengujian pesawat sinar-X pada tahun 2015 dalam rangka penjaminan mutu hasil pengujian. Uji profisiensi ini diikuti oleh 14 peserta dari laboratorium yang telah ditunjuk sebagai laboratorium pengujian dengan lingkup Radiografi Mobile paling kurang 1 (satu) tahun. Uji profisiensi dilakukan menggunakan skema partisipasi berurutan dan mengadopsi metode uji kesesuaian untuk radiografi mobile dengan 8 (delapan) jenis parameter uji. Laboratorium peserta dievaluasi menggunakan metode *En number* dan perbedaan persen (*percentage difference*). Hasil penting yang disajikan antara lain 77% parameter uji dapat dilakukan oleh peserta dengan hasil memuaskan, 2 dari 8 jenis parameter uji memberikan hasil tidak memuaskan pada 86% laboratorium peserta. Tindak lanjut terhadap hasil uji profisiensi merupakan bagian dari peningkatan kompetensi laboratorium pengujian untuk menjamin keabsahan hasil pengujian.

Kata kunci: jaminan mutu, uji profisiensi, laboratorium pengujian.

ABSTRACT

QUALITY ASSURANCE OF TESTING LABORATORIES FOR X-RAY EQUIPMENT OF INTERVENTIONAL AND DIAGNOSTIC RADIOLOGICAL BY PROFICIENCY TESTING. Proficiency testing have been conducted for testing laboratories of X-rays equipment in year 2015 in order to assure the quality of testing results. Proficiency testing program was attended by 14 participants which is that appointed as a testing laboratory of Mobile Radiography at least 1 (one) year. Proficiency testing was conducted by sequential participation schemes and adopted methods for compliance test of mobile radiography with 8 (eight) test parameters. Participant laboratories were evaluated using *En number* and *percentage difference* methods. The important results presented are 77% of test parameters can be carried out by participants with satisfied results, 2 of 8 kinds of test parameters give unsatisfied results in 86% of the participants. Follow-up to the results of proficiency testing is a part of improving testing laboratories competence to ensure validity of test results.

Keywords: quality assurance, proficiency testing, testing laboratories.

I. PENDAHULUAN

Laboratorium pengujian pesawat sinar-X merupakan laboratorium yang melakukan pengujian pesawat sinar-X dengan lingkup dan metode yang dipersyaratkan dalam uji kesesuaian pesawat sinar-X radiologi diagnostik dan intervensional. Di dalam Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) Nomor 9 Tahun 2011 tentang Uji Kesesuaian Pesawat Sinar-X Radiologi Diagnostik dan Intervensial. Laboratorium pengujian ini, yang dikenal dengan istilah Pengujian Berkualifikasi, harus mendapatkan penetapan dari Kepala BAPETEN sebagai bentuk pemberian kewenangan untuk melakukan pengujian pesawat sinar-X di rumah sakit, klinik atau fasilitas kesehatan lainnya. Di dalam rancangan Peraturan Kepala BAPETEN yang akan menggantikan Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 9 Tahun 2011, laboratorium pengujian yang dimaksud di atas akan disebut dengan Lembaga Uji Kesesuaian. Hingga 1 April 2016, BAPETEN telah memberikan penetapan kepada 27 (dua puluh tujuh) instansi sebagai laboratorium pengujian pesawat sinar-X radiologi diagnostik dan intervensional sesuai dengan kriteria yang terdapat pada Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 9 Tahun 2011.

Lingkup pengujian pesawat sinar-X dibedakan sesuai dengan jenis pesawat sinar-X, yaitu:

1. radiografi umum,
2. radiografi mobile,
3. mamografi,
4. fluoroskopi,
5. CT-scan, dan
6. pesawat gigi.

Untuk tiap lingkup di atas, laboratorium pengujian harus memiliki kompetensi dalam melakukan pengujian seluruh parameter uji yang diwajibkan oleh Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 9 Tahun 2011.

Setelah pengujian dilakukan, laboratorium pengujian pesawat sinar-X harus menyusun laporan pengujian dan menyampaikannya ke Tim Tenaga Ahli dan pelanggan.

Laporan pengujian merupakan keluaran (output) utama dari suatu laboratorium pengujian. Indikator kinerja suatu laboratorium pengujian dapat dilihat dari aspek kuantitas (jumlah laporan) dan aspek kualitas (tingkat keabsahan atau mutu). Bagi BAPETEN, aspek kualitas laporan pengujian merupakan aspek yang lebih penting dibandingkan kuantitas karena memiliki dampak konsekuensi yang relatif lebih tinggi. Konsekuensi dalam konteks ini adalah apabila hasil pengujian menunjukkan indikasi kesalahan, maka terdapat potensi kesalahan dalam penerbitan Sertifikat uji kesesuaian dari Tim Tenaga Ahli, dan juga terdapat potensi kesalahan dalam penerbitan izin pesawat sinar-X radiologi diagnostik dan intervensional. Hal ini dapat terjadi karena laporan pengujian menjadi input terhadap proses penerbitan Sertifikat uji kesesuaian, dan Sertifikat uji kesesuaian menjadi input terhadap proses penerbitan izin. Tentu saja hal ini juga memiliki

potensi yang merugikan terhadap keselamatan pasien secara langsung.

Untuk mencegah hal tersebut terjadi, langkah-langkah penjaminan mutu hasil pengujian harus diterapkan oleh laboratorium pengujian pesawat sinar-X. SNI ISO/IEC 17025:2008 Persyaratan Umum Laboratorium Pengujian dan Laboratorium Kalibrasi klausul 5.9. menyatakan bahwa laboratorium harus mempunyai prosedur pengendalian mutu untuk memantau keabsahan pengujian yang dilakukan. Penjaminan mutu hasil pengujian dapat dilakukan melalui kegiatan internal atau eksternal laboratorium pengujian. Penjaminan mutu internal dapat dilakukan melalui:

- a) penggunaan bahan acuan bersertifikat;
 - b) replika pengujian dengan metode sama atau berbeda;
 - c) pengujian ulang barang; dan/atau
 - d) korelasi hasil untuk karakteristik yang berbeda.
- Penjaminan mutu eksternal dilakukan melalui partisipasi dalam uji banding antar laboratorium atau program uji profisiensi.

Partisipasi dalam uji profisiensi memang belum dipersyaratkan untuk laboratorium pengujian pesawat sinar-X dalam peraturan Kepala BAPETEN, namun BAPETEN menginisiasi penyelenggaraan uji profisiensi bagi laboratorium pengujian pesawat sinar-X pada tahun 2015. Harapan BAPETEN sebagai regulator terhadap uji profisiensi adalah hasil pengujian memiliki keabsahan dan kualitas yang setara antara laboratorium yang satu dengan laboratorium lainnya

Hasil penting uji profisiensi laboratorium pengujian pesawat sinar-X pada tahun 2015 dan peluang peningkatan terhadap penyelenggaraan uji profisiensi tahun berikutnya akan dijabarkan dalam makalah ini.

II. METODOLOGI

A. Acuan Normatif

Menurut SNI ISO/IEC 17043:2010 Penilaian Kesesuaian – Persyaratan Umum Uji Profisiensi, uji profisiensi adalah evaluasi kinerja peserta terhadap kriteria yang telah ditetapkan sebelumnya melalui uji banding antar laboratorium. Uji banding antar laboratorium adalah pengorganisasian, kinerja, dan evaluasi pengukuran atau pengujian terhadap obyek yang sama atau serupa oleh dua atau lebih laboratorium sesuai dengan kondisi yang ditetapkan. Standar ini memuat persyaratan manajemen dan teknis sebuah kegiatan uji profisiensi.

Dalam dokumen KAN-P-06 (2011) *KAN Policy on Proficiency Testing* dinyatakan bahwa fungsi utama dari program uji profisiensi adalah menilai kemampuan laboratorium untuk melakukan pengujian dan/atau pengukuran secara kompeten untuk lingkup yang telah atau akan mendapatkan akreditasi dari Komite Akreditasi Nasional (KAN). Laboratorium yang terakreditasi KAN harus berpartisipasi dalam program uji profisiensi sekurang-kurangnya 1 (satu) kali dalam setahun. Untuk lingkup kalibrasi atau pengujian yang

terakreditasi, laboratorium harus berpartisipasi dalam program uji profisiensi setidaknya sekali selama periode akreditasi (atau sekali dalam empat tahun).

Sebagai salah satu bentuk penjaminan mutu hasil pengujian, dokumen KAN-G-07 (2008) Pedoman KAN mengenai Interpretasi ISO/IEC 17025:2005 menekankan bahwa uji profisiensi atau uji banding antar laboratorium bukan merupakan pengganti prosedur pengendalian mutu internal tetapi merupakan suplemen terhadap prosedur pengendalian mutu internal. Oleh karena itu disamping berpartisipasi dalam program uji profisiensi atau uji banding, laboratorium harus memiliki dan mengimplementasikan prosedur pengendalian mutu internal untuk memastikan keabsahan hasil uji dan/atau kalibrasi yang dinyatakan dalam lingkupnya, dengan memperhatikan volume dan jenis pekerjaan laboratorium.

B. Ruang Lingkup

Makalah ini membahas evaluasi hasil uji profisiensi laboratorium penguji pesawat sinar-X dengan obyek uji pesawat sinar-X mobile yang diselenggarakan oleh BAPETEN pada tahun 2015.

C. Program Uji Profisiensi

Sebelum melaksanakan kegiatan uji profisiensi, penyelenggara harus menyiapkan dokumen yang disyaratkan dalam SNI ISO/IEC 17043:2010. Sebagai tahap awal telah disusun dokumen Program Uji Profisiensi sebagai panduan pelaksanaan kegiatan uji profisiensi.

Skema uji profisiensi yang ditetapkan untuk obyek uji pesawat sinar-X mobile adalah partisipasi berurutan, artinya peserta secara bergantian melakukan pengujian pada pesawat sinar-X yang sama. Berdasarkan karakteristik pengujian yang dilakukan, metode evaluasi peserta yang dipilih adalah *En number*. Untuk itu, ditetapkan nilai acuan sebagai pembandingan pada tahap evaluasi hasil peserta.

Secara umum tahapan kegiatan uji profisiensi tahun 2015 terdiri atas: informasi kepada peserta, uji stabilitas obyek uji (artefak), penetapan nilai acuan, pengujian dan pelaporan oleh peserta, evaluasi hasil peserta, dan pelaporan evaluasi hasil peserta.

Peserta yang diundang untuk berpartisipasi dalam uji profisiensi tahun 2015 sebanyak 14 (empat belas) laboratorium, dengan kriteria bahwa laboratorium penguji tersebut telah ditunjuk sebagai laboratorium penguji dengan lingkup Radiografi Mobile paling kurang 1 (satu) tahun.

D. Uji Stabilitas Obyek Uji

Obyek uji profisiensi adalah contoh, produk, artefak, bahan acuan, peralatan, standar acuan, kumpulan data atau informasi lain yang digunakan untuk uji profisiensi[3].

Obyek uji profisiensi yang digunakan berupa pesawat sinar-X mobile sebagaimana ditunjukkan pada

Gambar 1. Spesifikasi obyek uji secara ringkas antara lain:

- a) Rentang tegangan puncak: 40 – 125 kV;
- b) Rentang kuat arus waktu: 0,32 – 250 mAs;
- c) Rentang jarak tabung ke image (SID): 420 – 1.895 mm; dan
- d) Output (max): 16 kW.



Gambar 1. Obyek Uji

Obyek uji harus dipersiapkan untuk memenuhi persyaratan homogenitas dan stabilitas. ISO 13528:2015 *Statistical Methods for Use in Proficiency Testing by Interlaboratory Comparison* memberikan prosedur untuk menilai homogenitas dan stabilitas obyek uji. Dalam uji profisiensi ini, kriteria homogenitas obyek uji diabaikan mengingat hanya digunakan satu pesawat sinar-X.

Obyek uji harus dalam kondisi cukup stabil untuk memastikan tidak akan mengalami perubahan signifikan selama pelaksanaan uji profisiensi, termasuk pada saat penyimpanan. Untuk memastikan stabilitas pesawat sinar-X, dilakukan prosedur uji stabilitas melalui pengukuran beberapa besaran pesawat sinar-X sebelum dan setelah periode pengujian. Besaran yang diukur adalah tegangan dan kerma udara pada beberapa kondisi seting pesawat sinar-X. Variasi seting yang digunakan adalah tegangan 50, 70, 90, dan 109 kV dan kuat arus waktu 10, 20, dan 40 mAs.

Obyek uji dinyatakan stabil apabila perbedaan data pengukuran obyek uji sebelum dan sesudah tahapan pengujian oleh seluruh peserta kurang atau sama dengan 0,3 dari deviasi standar nilai acuan uji profisiensi, atau dapat dihitung melalui persamaan (1) berikut ini[7]:

$$|\bar{y}_1 - \bar{y}_2| \leq 0,3\sigma_{pt} \text{ atau } \leq 0,1\delta_E \tag{1}$$

dengan

\bar{y}_1 = rerata pengukuran sebelum pengujian peserta

\bar{y}_2 = rerata pengukuran sesudah pengujian peserta

σ_{pt} = deviasi standar uji profisiensi

δ_E = error maksimum yang diijinkan

Apabila terdapat dugaan bahwa presisi dari pengukuran yang dilakukan berpotensi untuk menyebabkan tidak terpenuhinya kriteria stabilitas, maka kriteria stabilitas dapat diperluas dengan menambahkan ketidakpastian pada σ_{pt} dengan persamaan (2) berikut ini[7]:

$$|\bar{y}_1 - \bar{y}_2| \leq 0,3\sigma_{pt} + 2\sqrt{u^2(\bar{y}_1) + u^2(\bar{y}_2)} \tag{2}$$

dengan

- \bar{y}_1 = rerata pengukuran sebelum pengujian peserta
- \bar{y}_2 = rerata pengukuran sesudah pengujian peserta
- σ_{pt} = deviasi standar uji profisiensi
- $u(y_1)$ = ketidakpastian bentangan pengukuran sebelum pengujian peserta
- $u(y_2)$ = ketidakpastian bentangan pengukuran sesudah pengujian peserta

Namun demikian referensi[7] menyatakan bahwa deviasi standar uji profisiensi (σ_{pt}) diperoleh dari uji homogenitas, sehingga persamaan (1) dan persamaan (2) tidak dapat digunakan. Sebagai alternatif, digunakan *t-test* dengan tingkat kepercayaan 95% untuk menilai stabilitas obyek uji menggunakan 2 (dua) kelompok data, yaitu data pengukuran sebelum dan sesudah tahapan pengujian peserta, dengan persamaan (3) berikut

$$t_{hitung} = \frac{\bar{y}_1 - \bar{y}_2}{\sqrt{\sigma_1^2 + \sigma_2^2}} \quad (3)$$

dengan

- t_{hitung} = nilai t hasil perhitungan
- \bar{y}_1 = rerata pengukuran sebelum pengujian peserta
- \bar{y}_2 = rerata pengukuran sesudah pengujian peserta
- σ_1 = deviasi standar pengukuran sebelum pengujian peserta
- σ_2 = deviasi standar pengukuran sesudah pengujian peserta

E. Penentuan Nilai Acuan

Nilai acuan (*assigned value*) adalah nilai yang ditetapkan pada sifat tertentu dari obyek uji profisiensi[3]. Untuk uji profisiensi ini, nilai acuan, termasuk ketidakpastian bentangan, ditetapkan untuk setiap parameter pengujian pesawat sinar-X.

Untuk menetapkan nilai acuan, dilakukan prosedur sebagai berikut:

- a) Pengambilan data dilakukan selama 5 (lima) hari berturut turut sehingga diperoleh 5 (lima) set hasil pengukuran untuk setiap parameter uji.
- b) Metode pengukuran besaran pesawat sinar-X dilakukan sesuai dengan protokol pengujian dengan pengulangan sebanyak 5 (lima) kali.
- c) Dilakukan pengolahan data sehingga diperoleh nilai pengukuran dan ketidakpastiannya untuk tiap parameter uji.
- d) Untuk tiap parameter uji, ditetapkan nilai acuan dengan membandingkan nilai pengukuran yang diolah sebagaimana pada huruf c dari parameter uji yang sama. Nilai pengukuran dengan ketidakpastian bentangan yang terkecil ditetapkan sebagai nilai acuan.

Apabila ketidakpastian nilai acuan cukup besar dibandingkan kriteria evaluasi kinerja, terdapat potensi bahwa peserta mendapatkan peringatan atau tindakan yang tidak disebabkan oleh peserta itu sendiri. Ketidakpastian nilai acuan harus diinformasikan kepada peserta.

Namun terdapat kondisi ketidakpastian nilai acuan yang dapat diabaikan, apabila memenuhi kriteria dalam persamaan (4) berikut ini

$$u(x_{pt}) < 0,3\sigma_{pt} \text{ atau } u(x_{pt}) < 0,1\delta_E \quad (4)$$

dengan:

- $u(x_{pt})$ = ketidakpastian bentangan nilai acuan
- σ_{pt} = deviasi standar uji profisiensi
- δ_E = error maksimum yang diijinkan

F. Protokol dan Parameter Pengujian

Setiap peserta diharuskan menggunakan protokol pengujian yang ditetapkan penyelenggara uji profisiensi (BAPETEN). Dokumen protokol pengujian dan lembar kerja disampaikan kepada peserta 14 hari kerja sebelum periode pengujian dimulai.

Protokol pengujian dalam uji profisiensi ini mengadopsi metode uji rutin dalam uji kesesuaian pesawat sinar-X yang mengacu pada ketentuan dalam Perka BAPETEN Nomor 9 Tahun 2011 tentang Uji Kesesuaian Pesawat Sinar-X Radiologi Diagnostik dan Intervensional. Namun untuk tujuan uji profisiensi, dilakukan modifikasi protokol pengujian yaitu:

- a) dilakukan pengulangan pengukuran untuk setiap variasi seting, dan
- b) dilakukan perhitungan ketidakpastian pengukuran untuk setiap parameter uji.

Dalam uji profisiensi, parameter pengujian hendaknya dipilih parameter yang kritis atau yang berdampak pada keselamatan sehingga hasil uji profisiensi memberikan manfaat jamak bagi pihak berkepentingan. Oleh karena seluruh parameter pengujian pesawat sinar-X memiliki dampak penting terhadap keselamatan, parameter pengujian yang dipilih meliputi seluruh parameter rutin uji kesesuaian, yaitu:

- a) iluminasi berkas cahaya,
- b) kolimasi berkas sinar-X,
- c) linearitas keluaran radiasi,
- d) reproduksibilitas tegangan dan keluaran radiasi,
- e) akurasi tegangan,
- f) kualitas berkas sinar-X,
- g) informasi dosis pasien, dan
- h) kebocoran tabung.

Pengujian dilaksanakan di laboratorium uji kesesuaian BAPETEN. Untuk mempertahankan kondisi lingkungan yang sama antar pengujian, ditetapkan kondisi lingkungan pengujian yaitu suhu (20 ± 2)°C dan kelembaban (65 ± 5)%.

Pengujian menggunakan alat ukur dan alat uji milik masing-masing peserta. Alat ukur dipersyaratkan memiliki sertifikat kalibrasi yang masih berlaku pada saat dilakukan pengujian.

G. Evaluasi Peserta

Evaluasi hasil pengujian peserta dilakukan untuk setiap parameter uji. Apabila terdapat persyaratan yang tidak dipenuhi oleh peserta sebagaimana dinyatakan dalam program uji profisiensi dan protokol pengujian, parameter pengujian dinyatakan tidak dievaluasi.

Dalam evaluasi ini digunakan 2 (dua) metode yaitu:

1) Bilangan En (*En number*)

Metode ini digunakan untuk mengevaluasi semua parameter uji kecuali kolimasi berkas sinar-X dan reproduksibilitas.

Persamaan yang digunakan:

$$E_n = \frac{x_i - X_{pt}}{\sqrt{U_i^2 + U_{pt}^2}} \quad (5)$$

dengan:

- x_i = nilai laboratorium peserta ke-i
- X_{pt} = nilai acuan uji profisiensi
- U_i = ketidakpastian bentangan dari laboratorium peserta ke-i
- U_{pt} = ketidakpastian bentangan acuan uji profisiensi

Kriteria evaluasi:

- a) apabila $|En| \leq 1$, hasil peserta dinyatakan memuaskan.
- b) apabila $|En| > 1$, hasil peserta dinyatakan tidak memuaskan.

2) Perbedaan persen (*percentage difference*)

Metode ini digunakan untuk mengevaluasi parameter kolimasi berkas sinar-X dan reproduksibilitas.

Persamaan yang digunakan:

$$D = \frac{(x_i - X_{pt})}{X_{pt}} \times 100\% \quad (6)$$

dengan:

- x_i = nilai laboratorium peserta ke-i
- X_{pt} = nilai acuan uji profisiensi

Kriteria evaluasi:

- a) apabila $|D| \leq 200\sigma/X\%$, hasil peserta dinyatakan memuaskan.
- b) apabila $200\sigma/X\% < |D| < 300\sigma/X\%$, peserta diberikan sinyal “peringatan”.
- c) apabila $|D| \geq 300\sigma/X\%$, peserta diberikan sinyal “tindakan”.

Apabila hasil evaluasi menyatakan bahwa hasil pengujian peserta ‘memuaskan’ berarti hasil peserta masih sesuai dalam rentang nilai acuan. Apabila hasil peserta berupa ‘tidak memuaskan’, ‘peringatan’ atau ‘tindakan’, peserta harus mengidentifikasi akar penyebab yang mempengaruhi hasil pengujian.

Penyelenggara uji profisiensi juga melakukan evaluasi kualitatif terhadap peserta berbasis implementasi proteksi radiasi dan sistematika pengujian.

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

A. Uji Stabilitas

Uji stabilitas dilakukan terhadap pesawat sinar-X sebagai obyek uji profisiensi. Seting eksposi yang digunakan adalah 50kV/10mAs, 70kV/20mAs, dan 90kV/40mAs.

Hasil uji stabilitas dinyatakan dalam Tabel 1, Tabel 2, dan Tabel 3. Pada seting 50kV, diperoleh bahwa *t-test* < *t-table* sehingga dua kelompok data sebelum dan sesudah pengujian tidak memiliki perbedaan yang signifikan. Hasil yang sama juga ditunjukkan pada seting 70kV dan 90kV. Berdasarkan data pada ketiga Tabel tersebut, dapat dinyatakan bahwa obyek uji memiliki stabilitas yang baik selama periode pelaksanaan uji profisiensi.

Tabel 1. *t-test* untuk uji stabilitas pesawat sinar-X pada seting 50 kV

Parameter	Sebelum	Sesudah
Rerata	49,65 kV	49,59 kV
Deviasi standar	0,12 kV	0,10 kV
Jumlah data	10	3
<i>t-test</i>	0,41386	
<i>t-table</i>	0,65653	
Stabilitas obyek uji	Stabil karena <i>t-test</i> < <i>t-table</i>	

Tabel 2. *t-test* untuk uji stabilitas pesawat sinar-X pada seting 70 kV

Parameter	Sebelum	Sesudah
Rerata	68,67 kV	68,63 kV
Deviasi standar	0,06 kV	0,07 kV
Jumlah data	10	3
<i>t-test</i>	0,40963	
<i>t-table</i>	0,65503	
Stabilitas obyek uji	Stabil karena <i>t-test</i> < <i>t-table</i>	

Tabel 3. *t-test* untuk uji stabilitas pesawat sinar-X pada seting 90 kV

Parameter	Sebelum	Sesudah
Rerata	88,71 kV	88,66 kV
Deviasi standar	0,08 kV	0,10 kV
Jumlah data	10	3
<i>t-test</i>	0,37992	
<i>t-table</i>	0,64437	
Stabilitas obyek uji	Stabil karena <i>t-test</i> < <i>t-table</i>	

Data uji stabilitas juga disajikan dalam bentuk *control chart* yang tercantum dalam Lampiran. *Control chart* ini akan menjadi baseline untuk obyek uji maupun alat ukurnya pada uji profisiensi berikutnya.

B. Nilai Acuan

Berdasarkan pengukuran oleh penyelenggara uji profisiensi dengan kondisi pengujian yang sama dengan peserta, diperoleh 3 (tiga) set hasil pengujian untuk tiap parameter uji. Dengan penjelasan sebagaimana tercantum dalam I.E, nilai acuan uji profisiensi untuk tiap parameter uji telah ditetapkan sebagai berikut:

Tabel 4. Nilai acuan uji profisiensi dan estimasi ketidakpastian

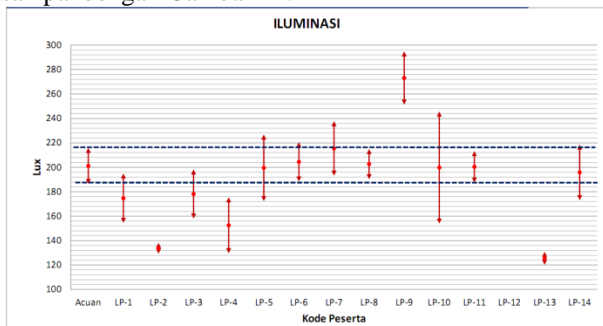
Parameter Uji	X_{pt}	U_{pt}
Illuminasi (lux)	201	15
Linearitas	0,0	1,7
Akurasi 50kV	0,017	0,024
Akurasi 70kV	0,012	0,026
Akurasi 90kV	0,003	0,032
Kualitas berkas (mmAl)	3,107	0,099
Dosis pasien (mGy)	0,4880	0,0010
Kebocoran (mGy/jam)	0,382000	0,000019

Tabel 5. Nilai acuan uji profisiensi untuk kolimasi dan reproduksibilitas

Parameter uji	X_{pt}
Kolimasi (%SID)	
• ΔX	1,48
• ΔY	1,58
• ΔXY	3,07
Reproduksibilitas	
• Tegangan	0,001
• Keluaran	0,001

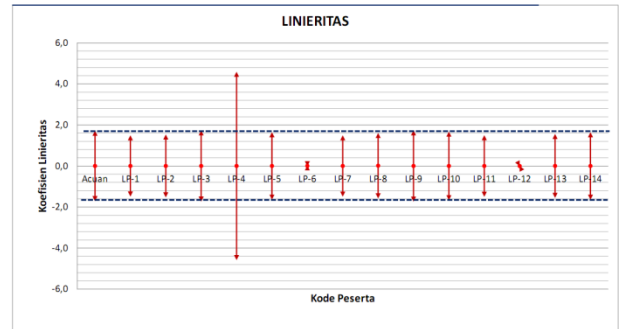
C. Hasil Uji Profisiensi

Berdasarkan metode evaluasi sebagaimana dijelaskan pada Subbab II.G., secara ringkas hasil evaluasi terhadap peserta disajikan pada Gambar 2 sampai dengan Gambar 14.



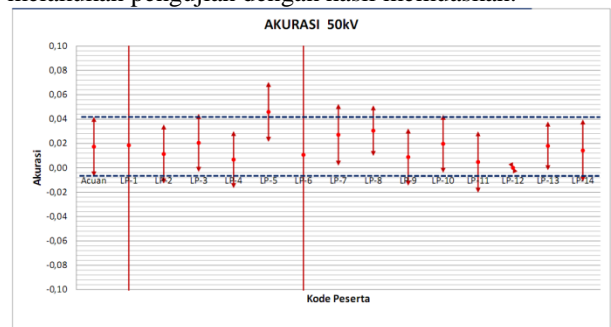
Gambar 2. Nilai acuan dan nilai peserta untuk uji iluminasi

Gambar 2 diuraikan bahwa evaluasi terhadap hasil uji iluminasi peserta menunjukkan 8 (delapan) peserta mampu melakukan pengujian dengan hasil memuaskan.



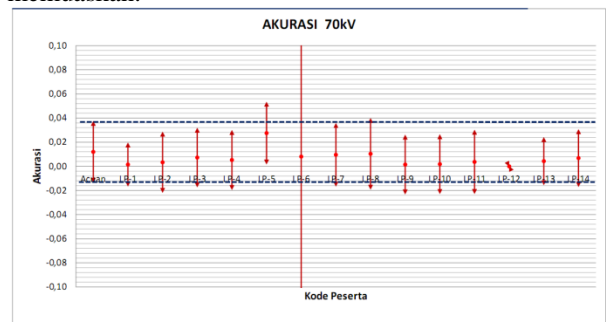
Gambar 3. Nilai acuan dan nilai peserta untuk uji linearitas.

Gambar 3 diuraikan bahwa evaluasi terhadap hasil uji linearitas peserta menunjukkan seluruh peserta mampu melakukan pengujian dengan hasil memuaskan.



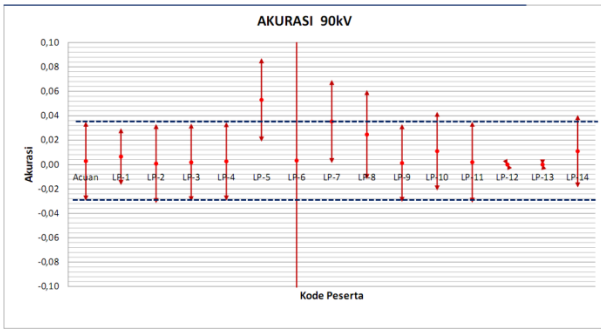
Gambar 4. Nilai acuan dan nilai peserta untuk uji akurasi 50kV.

Gambar 4 diuraikan bahwa evaluasi terhadap hasil uji akurasi 50kV peserta menunjukkan seluruh peserta mampu melakukan pengujian dengan hasil memuaskan.



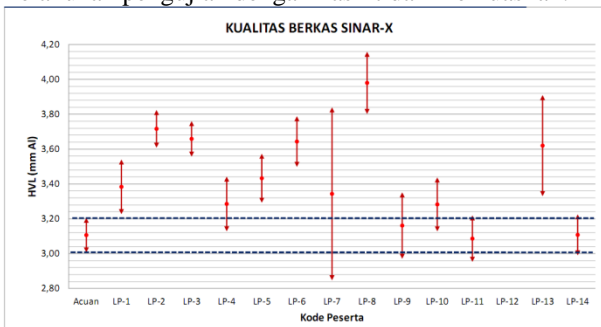
Gambar 5. Nilai acuan dan nilai peserta untuk uji akurasi 70kV.

Gambar 5 diuraikan bahwa evaluasi terhadap hasil uji akurasi 70kV peserta menunjukkan seluruh peserta mampu melakukan pengujian dengan hasil memuaskan.



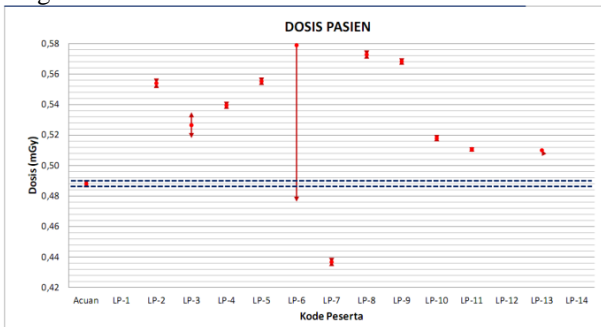
Gambar 6. Nilai acuan dan nilai peserta untuk uji akurasi 90kV.

Gambar 6 diuraikan bahwa evaluasi terhadap hasil uji akurasi 90kV peserta menunjukkan 1 (satu) peserta melakukan pengujian dengan hasil tidak memuaskan.



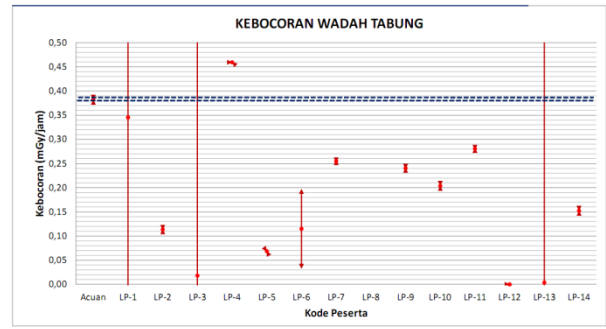
Gambar 7. Nilai acuan dan nilai peserta untuk uji kualitas berkas sinar-X

Gambar 7 diuraikan bahwa evaluasi terhadap hasil uji kualitas berkas sinar-X peserta menunjukkan hanya 4 (empat) peserta yang mampu melakukan pengujian dengan hasil memuaskan.



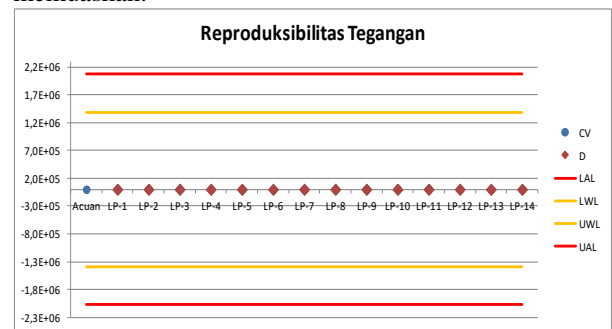
Gambar 8. Nilai acuan dan nilai peserta untuk uji dosis.

Gambar 8 diuraikan bahwa evaluasi terhadap hasil uji dosis peserta menunjukkan hanya 1 (satu) peserta yang mampu melakukan pengujian dengan hasil memuaskan.



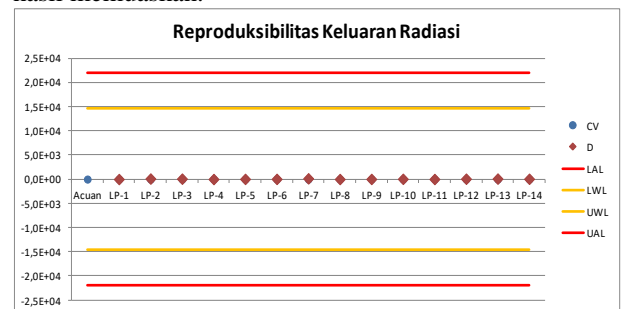
Gambar 9. Nilai acuan dan nilai peserta untuk uji kebocoran

Gambar 9 diuraikan bahwa evaluasi terhadap hasil uji kebocoran peserta menunjukkan hanya 1 (satu) peserta yang mampu melakukan pengujian dengan hasil memuaskan.



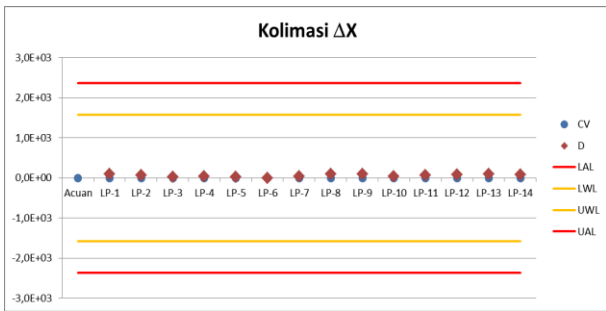
Gambar 10. Nilai acuan dan nilai peserta untuk uji reproduksibilitas tegangan

Gambar 10 diuraikan bahwa evaluasi terhadap hasil uji reproduksibilitas tegangan peserta menunjukkan seluruh peserta mampu melakukan pengujian dengan hasil memuaskan.



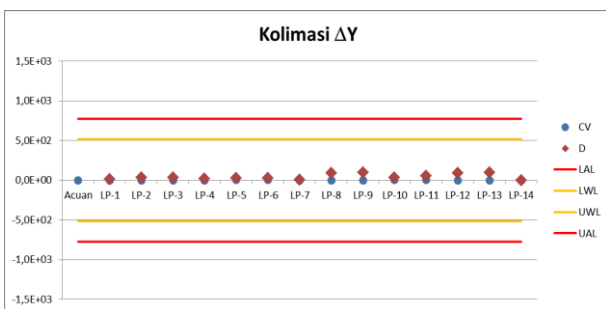
Gambar 11. Nilai acuan dan nilai peserta untuk uji reproduksibilitas keluaran radiasi

Gambar 11 diuraikan bahwa evaluasi terhadap hasil uji reproduksibilitas keluaran radiasi peserta menunjukkan seluruh peserta mampu melakukan pengujian dengan hasil memuaskan.



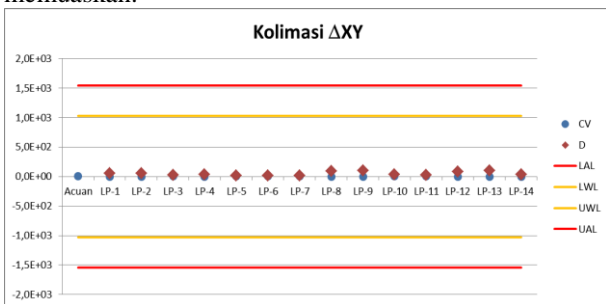
Gambar 12. Nilai acuan dan nilai peserta untuk uji kolimasi ΔX

Gambar 12 diuraikan bahwa evaluasi terhadap hasil uji kolimasi untuk ΔX dari peserta menunjukkan seluruh peserta mampu melakukan pengujian dengan hasil memuaskan.



Gambar 13. Nilai acuan dan nilai peserta untuk uji kolimasi ΔY

Gambar 13 diuraikan bahwa evaluasi terhadap hasil uji kolimasi untuk ΔY dari peserta menunjukkan seluruh peserta mampu melakukan pengujian dengan hasil memuaskan.



Gambar 14. Nilai acuan dan nilai peserta untuk uji kolimasi ΔXY

Gambar 14 diuraikan bahwa evaluasi terhadap hasil uji kolimasi untuk ΔXY dari peserta menunjukkan seluruh peserta mampu melakukan pengujian dengan hasil memuaskan.

Berdasarkan hasil di atas, parameter uji kualitas berkas, uji kebocoran dan uji dosis sangat perlu mendapatkan perhatian. Dalam pelaksanaan evaluasi terhadap hasil peserta, diidentifikasi beberapa hal yang menjadi kontributor terjadinya kriteria tidak memuaskan, antara lain:

- a) Ketidakteraturan dalam penerapan metode pengujian yang dilakukan oleh peserta, antara lain:
 - 1) Pada uji dosis, pengaturan lapangan kolimasi tidak seragam antar peserta, yaitu luas lapangan kolimasi 25 x 25 cm² dan luas lapangan kolimasi seluas area aktif detektor.
 - 2) Pada uji kebocoran, penggunaan Pb tidak seragam antar peserta, yaitu ada yang menambahkan Pb untuk menutup kolimator dan ada yang tidak menambahkan Pb. Selain itu, untuk surveymeter peserta yang hanya bisa mengukur laju dosis, ada beberapa peserta yang tidak melakukan pengambilan data waktu eksposi.
 - 3) Pada uji kualitas berkas, posisi peletakan filter Al tidak seragam antar peserta, yaitu filter Al diletakkan di atas detektor, filter Al ditempelkan pada kolimator, dan filter Al diletakkan di atas detektor dengan ketinggian tertentu (menggunakan penyangga).
- b) Ketidaktepatan peserta dalam menentukan nilai koreksi dari alat ukur dan menghitung nilai sebenarnya (*true value*) dari hasil pengukuran. Hal ini menyebabkan nilai yang dilaporkan dalam laporan pengujian tidak menggambarkan nilai sesungguhnya dari besaran ukur atau parameter uji.
- c) Ketidaktelitian peserta dalam membaca, merekam, menggunakan, dan mengkonversi satuan. Hal ini menyebabkan hasil pengujian sangat diragukan keabsahannya.
- d) Ketidaktepatan peserta dalam melakukan perhitungan ketidakpastian pengukuran. Hal ini menyebabkan hasil yang dilaporkan diragukan keabsahannya dan dapat mengakibatkan hasil pengujian tidak memuaskan.
- e) Nilai ketidakpastian pengukuran pada nilai acuan yang relatif kecil.

Sebagai tindak lanjut atas identifikasi penyebab tersebut di atas, direkomendasikan beberapa hal untuk peningkatan penyelenggaraan uji profesiensi berikutnya, antara lain:

- 1) Pihak penyelenggara uji profesiensi (BAPETEN)
 - a) Protokol pengujian disusun dengan lebih rinci dan jelas sehingga tidak ada potensi kesalahan dalam interpretasi protokol.
 - b) Workshop bagi peserta diselenggarakan sebelum pelaksanaan uji profesiensi, dengan sasaran untuk pengenalan program uji profesiensi, protokol pengujian dan lembar kerja uji profesiensi.
 - c) Kaji ulang terhadap penetapan nilai acuan uji profesiensi dan metode evaluasi kinerja yang sesuai. Potensi terbesar sebagai penyebab

adalah nilai estimasi ketidakpastian yang relatif kecil.

- 2) Pihak laboratorium peserta untuk mengidentifikasi hal-hal yang berpotensi menjadi kontributor terhadap hasil pengujian yang tidak memuaskan. Potensi penyebab terbesar terdapat pada penerapan metode, penggunaan peralatan dan pengolahan data.

IV. KESIMPULAN

Berdasarkan uraian dan pembahasan di atas, dapat disimpulkan:

1. Uji profisiensi merupakan sarana penjaminan mutu untuk meningkatkan keabsahan hasil pengujian.
2. Laboratorium yang mampu melakukan pengujian parameter yang ditetapkan secara memuaskan sebesar 77%.
3. Parameter kualitas berkas, dosis pasien dan kebocoran tabung harus dikaji ulang oleh pihak penyelenggara uji profisiensi dan laboratorium peserta secara komprehensif.
4. Laboratorium harus mengidentifikasi akar penyebab dari hasil yang tidak memuaskan dan mengambil langkah tindakan korektif untuk meningkatkan keabsahan hasil pengujian.

DAFTAR PUSTAKA

1. Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 9 Tahun 2011 tentang Uji Kesesuaian Pesawat Sinar-X Radiologi Diagnostik dan Intervensional.
2. SNI ISO/IEC 17025:2008 Persyaratan Umum Laboratorium Pengujian dan Laboratorium Kalibrasi.
3. SNI ISO/IEC 17043:2010 Penilaian Kesesuaian – Persyaratan Umum Uji Profisiensi.
4. KAN-P-06 (2011) KAN Policy on Proficiency Testing.
5. KAN-G-06 (2008) KAN Guide on Measurement Assurance.
6. KAN-G-07 (2008) Pedoman KAN mengenai Interpretasi ISO/IEC 17025:2005.
7. ISO 13528:2015 Statistical Methods for Use in Proficiency Testing by Interlaboratory Comparison.
8. PUK/DK2N.2/NN.11 Rev. 1 Program Uji Profisiensi Pengujian Pesawat Sinar-X tahun 2015.
9. IK/DK2N.2/NN.11.01 Rev.0 Protokol Uji Profisiensi Pengujian Pesawat sinar-X Mobile tahun 2015.
10. <http://ilac.org/signatory-search>



PETUGAS PROTEKSI RADIASI PENYIMPANAN TECHNOLOGICALLY ENHANCED NATURALLY OCCURRING RADIOACTIVE MATERIAL (TENORM)

Veronica Tuka¹, Maya Kusuma Dewi¹, dan Liliana Yetta Pandi²

¹Direktorat Perizinan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif, BAPETEN, Jl. Gajah Mada No. 8, Jakarta

²Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir, BAPETEN, Jl. Gajah Mada No. 8, Jakarta

t.veronika@bapeten.go.id

ABSTRAK

PETUGAS PROTEKSI RADIASI PENYIMPANAN *TECHNOLOGICALLY ENHANCED NATURALLY OCCURRING RADIOACTIVE MATERIAL (TENORM)*. *TENORM* adalah zat radioaktif alam yang dikarenakan kegiatan manusia atau proses teknologi terjadi peningkatan paparan potensial jika dibandingkan dengan keadaan awal. *TENORM* yang terkumpul pada proses pembersihan (*clean up*) harus disimpan ditempat penyimpanan yang memenuhi ketentuan. Proses Penyimpanan *TENORM* hanya dapat dilaksanakan setelah Penghasil *TENORM* mendapatkan izin penyimpanan zat radioaktif dari Kepala BAPETEN. Peran Petugas Proteksi Radiasi (PPR) dapat tercermin dari terpenuhinya persyaratan administrasi terkait dengan masalah perizinan dan persyaratan keselamatan radiasi penyimpanan *TENORM*. Semua persyaratan tersebut menjadi tanggung jawab PPR. Petugas Proteksi Radiasi adalah petugas yang ditunjuk oleh Pemegang Izin dan oleh BAPETEN dinyatakan mampu melaksanakan pekerjaan yang berhubungan dengan Proteksi Radiasi. Makalah ini membahas tentang salah satu persyaratan untuk memperoleh izin penyimpanan *TENORM* yaitu tentang PPR untuk penyimpanan *TENORM*. PPR penyimpanan *TENORM* harus mengikuti pelatihan dan lulus ujian serta memiliki surat izin bekerja.

Kata kunci: Petugas Proteksi Radiasi, *TENORM*, Penyimpanan *TENORM*,

ABSTRACT

RADIATION PROTECTION OFFICER OF TECHNOLOGICALLY ENHANCED NATURALLY OCCURRING RADIOACTIVE MATERIAL (TENORM) STORAGE. *TENORM* is a natural radioactive substance which is due to human activity or process technology increased potential exposure when compared to the initial state. *TENORM* collected in the cleaning process (*clean up*) should be kept in storage that meets the requirements. Storage Process *TENORM* only be implemented after getting permission *TENORM* Producing storage of radioactive substances from the Head BAPETEN. The role of Radiation Protection Officer (RPO) can be reflected on the fulfillment of the administrative requirements associated with licensing issues and requirements for radiation safety *TENORM* storage. All of these requirements is the responsibility of RPO. Radiation Protection Officer is an officer appointed by the license holder and by BAPETEN otherwise be able to carry out work related to the Radiation Protection. This paper discusses one of requirement for receiving *TENORM* storage licensing i.e. RPO for *TENORM* storage. RPO of *TENORM* storage shall attend training and pass the exam and have the working permit.

Keyword: Radiation Protection Officer, *TENORM*, *TENORM* storage

I. PENDAHULUAN

Di Indonesia sudah banyak kegiatan industri dan pertambangan yang menghasilkan *Technologically Enhanced Naturally Occuring Radioactive Material (TENORM)* yang selanjutnya disebut TENORM, antara lain tambang minyak dan gas bumi, tambang metal (besi, tembaga, aluminium, timah), PLTU (batubara dan panas bumi), pabrik papan gypsum, pabrik kertas. Apabila bahan yang mengandung *TENORM* tersebut tidak dimanfaatkan lagi menjadi dan diperlakukan sebagai limbah, maka perlu pengelolaan yang memadai menurut prinsip proteksi radiasi. Salah satu perlakuan terhadap limbah *TENORM* adalah dengan menyimpannya dan yang harus diperhatikan dalam penyimpanan *TENORM* adalah keselamatan radiasinya.

Proses Penyimpanan *TENORM* hanya dapat dilaksanakan setelah Penghasil *TENORM* mendapatkan izin penyimpanan zat radioaktif dari Kepala BAPETEN sebagaimana yang ditetapkan dalam Pasal 7 huruf b Peraturan Pemerintah No. 29 Tahun 2008 tentang Perizinan Pemanfaatan Sumber radiasi Pengion dan Bahan Nuklir..

Salah satu persyaratan izin pada Keselamatan radiasi dalam penyimpanan *TENORM* yang diatur dalam Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 16 Tahun 2013 adalah bahwa instansi penghasil *TENORM* harus memiliki Petugas Proteksi Radiasi (PPR). Petugas Proteksi Radiasi adalah petugas yang ditunjuk oleh Pemegang izin dan oleh BAPETEN dinyatakan mampu melaksanakan pekerjaan yang berhubungan dengan proteksi radiasi. Peran PPR dalam keselamatan radiasi sangatlah penting, karena dengan adanya PPR pekerja yang bekerja di area kegiatan peleburan timah dan penyimpanan *TENORM* dapat bekerja dengan tepat dan benar karena memperoleh pengetahuan yang memadai dalam hal proteksi radiasi.

Berdasarkan hasil inspeksi dan verifikasi yang selama ini dilakukan BAPETEN ditemukan permasalahan bahwa masih banyak perusahaan yang belum memiliki izin penyimpanan *TENORM* dari BAPETEN, kendala yang dihadapi dalam penyimpanan *TENORM* antara lain adalah perusahaan belum memiliki PPR, untuk penyimpanan *TENORM* PPR yang harus dimiliki adalah PPR Industri tingkat 3.

Penulisan makalah ini bertujuan untuk menunjukkan bahwa untuk memperoleh izin penyimpanan *TENORM*, salah satu persyaratannya adalah harus mempunyai PPR.

II. POKOK BAHASAN

Pengawasan pemanfaatan tenaga nuklir terhadap seluruh fasilitas radiasi dan zat radioaktif serta instalasi dan bahan nuklir di Indonesia dilakukan oleh BAPETEN, untuk memastikan ketaatan pengguna terhadap ketentuan keselamatan, keamanan dan seifgard yang dipersyaratkan, sehingga menjamin keselamatan bagi pekerja, masyarakat dan perlindungan terhadap lingkungan hidup. Dalam standar keselamatan radiasi internasional yg

dikeluarkan oleh *International Atomic Energi Agency (IAEA) Safety Series No.115, International Basic Safety Standards For Protection Against Ionizing Radiation And For The Safety of Radiation Sources*, yang diadopsi oleh negara-negara anggota IAEA termasuk Indonesia, merekomendasikan kepada semua Badan Pengawas tenaga nuklir di setiap negara untuk mengatur tentang keselamatan radiasi *TENORM*. Berdasarkan hal tersebut, maka BAPETEN telah menyiapkan peraturan keselamatan radiasi yang terkait dengan *TENORM*, yang dituangkan dalam bentuk :

- a. Peraturan Pemerintah Nomor 33 Tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif. Pada pasal 49 ayat (3) dan pasal 59 ayat (2) yang mengatur tentang persyaratan keselamatan paparan radiasi yang berasal dari *TENORM*.
- b. Peraturan Pemerintah Nmor. 29 Tahun 2008 tentang Perizinan Pemanfaatan Sumber radiasi Pengion dan Bahan Nuklir.
- c. Peraturan Kepala BAPETEN No. 9 Tahun 2009 tentang Intervensi Terhadap Paparan Yang berasal dari *TENORM*.
- d. Peraturan Pemerintah Nomor 16 Tahun 2013 tentang Keselamatan Radiasi dalam penyimpanan *TENORM*
- e. Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 16 Tahun 2014 tentang Surat Izin Bekerja Petugas Tertentu Yang Bekerja di Instalasi Yang Memanfaatkan Sumber Radiasi Pengion

TENORM adalah zat radioaktif alam yang dikarenakan kegiatan manusi atau proses teknologi terjadi peningkatan paparan potensial jika dibandingkan dengan keadaan awal.

TENORM yang terkumpul pada proses pembersihan (*clean up*) harus disimpan ditempat penyimpanan yang memenuhi ketentuan. Proses Penyimpanan *TENORM* hanya dapat dilaksanakan setelah Penghasil *TENORM* mendapatkan izin penyimpanan zat radioaktif dari Kepala BAPETEN sebagaimana yang ditetapkan dalam Peraturan Pemerintah No. 29 Tahun 2008 tentang Perizinan Pemanfaatan Sumber radiasi Pengion dan Bahan Nuklir.

Berdasarkan Pasal 4 Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 16 Tahun 2013 menyatakan bahwa setiap badan yang akan melakukan penyimpanan *TENORM* wajib memiliki izin penyimpanan zat radioaktif dari kepala BAPETEN. Dan pada Pasal 6 huruf f, disebutkan bahwa salah satu persyaratan izin penyimpanan adalah petugas proteksi radiasi industri tingkat 3 (tiga).

II.1. POTENSI BAHAYA TENORM

Sebelum kita membahas peran PPR dalam penyimpanan *TENORM*, ada baiknya kita mengetahui potensi bahaya *TENORM*.

Di alam terdapat material yang secara alamiah telah mengandung zat radioaktif yang dikenal dengan *NORM* (Naturally Occuring Radioactive Material)

radionuklida yang terkandung didalamnya adalah U-238, Th-232, bersama dengan anak luruhnya Ra-226, Pb-210, Po-210, Ra-228 dan Th-228. Pasir yang ada dalam tambang timah mengandung bahan radioaktif (misal Th-232), termasuk dalam kategori *NORM* yang merupakan bahan radioaktif yang terbentuk secara alami



Gambar 1. Pekerja di Pengolahan Timah[5]

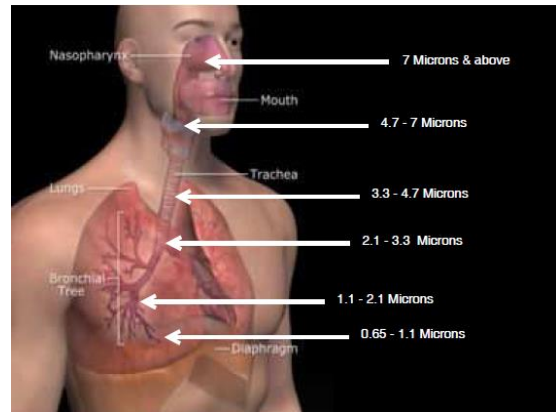


Gambar 2. Pipa yang mengandung *TENORM* hasil penambangan minyak[5]

Dari gambar 1 terlihat bagaimana seseorang bekerja tanpa menggunakan APD, karena mereka tidak memahami bahaya yang ada dihadapannya, yaitu debu yang berterbangan dan bahaya masuknya zat radioaktif pada saat mereka makan karena tangan yang sudah terkontaminasi dengan zat radioaktif.

Potensi bahaya utama yang telah dikenal masyarakat secara luas justru berasal dari debu, masuknya debu secara inhalasi melalui pernafasan dapat menyebabkan radang paru-paru. keberadaan debu tersebut yang dapat mengancam kesehatan pekerja maupun masyarakat sekitar. Demikian juga debu akan dapat menyebabkan kontaminasi udara yang berpotensi mencemari lingkungan.

Debu memiliki ukuran yang berbeda-beda. Debu adalah partikel dengan ukuran sangat kecil (dalam ukuran micron) yang sering dikenal dengan istilah partikulat (*particulat matter, pm*). Partikulat tersebut dapat dihirup dan ditangkap oleh sistem pernafasan. Sebagian dari partikulat dalam debu yang terhirup terdapat partikel yang lebih kecil lagi sehingga dapat dengan mudah langsung menembus paru-paru. Gambar 3 dibawah menjelaskan ukuran partikel yang dapat masuk melalui sistem pernafasan.



Gambar 3. Ukuran debu dalam ukuran mikron yang dapat masuk kedalam sistem pernafasan[5]

II.2. PENGENDALIAN *TENORM* [2]

TENORM adalah zat radioaktif alam yang dikarenakan kegiatan manusia atau proses teknologi terjadi peningkatan paparan potensial jika dibandingkan dengan keadaan awal dan berpotensi memberikan dampak radiasi baik berupa paparan radiasi eksternal maupun internal.

Dalam rangka pengendalian *TENORM*, hal-hal yang harus diperhatikan dalam memenuhi aspek keselamatan prosedur kerja yang benar, penggunaan alat pelindung diri (APD), dan pencegahan dan penanganan limbah. Sesuai Peraturan Kepala Bapeten No. 9 tahun 2009 tentang Intervensi terhadap paparan radiasi yang berasal dari *TENORM*, maka beberapa hal yang harus diikuti dalam rangka menjamin keselamatan radiasi terhadap bahaya *TENORM* adalah sebagai berikut[2]:

A. KARAKTERISASI *TENORM* DAN ANALISIS KESELAMATAN RADIASI

1. Penghasil *TENORM* harus melaksanakan pengukuran paparan radiasi *TENORM* dan lokasi yang diduga sebagai lokasi yang terkontaminasi dengan *TENORM* tersebut. Pengukuran paparan radiasi dilakukan dengan peralatan surveymeter dengan tingkat ketelitian yang disesuaikan dengan besaran energi *TENORM*. Jika hasil pengukuran menunjukkan tingkat paparan radiasi sama atau lebih besar dari dua kali tingkat paparan radiasi latar setempat, maka harus ditindaklanjuti dengan melakukan pengambilan sampel pada *TENORM* tersebut.
2. Pengambilan sampel dilakukan pada seluruh bagian yang diduga sebagai *TENORM* dan lokasi yang terkontaminasi sehingga dapat ditentukan luas lokasi yang terkontaminasi atau dengan kata lain kuantitas *TENORM* keseluruhan dapat ditentukan.
3. Sampel *TENORM* dianalisis untuk menentukan jenis dan tingkat konsentrasi aktivitas radionuklida yang terkandung dalam *TENORM* tersebut. Jenis radionuklida yang

- dianalisis paling kurang mencakup radionuklida Th-234, Th-230, Ra-226, Pb-210, Th-228, Ra-228 dan K-40 (mengacu pada Perka BAPETEN No. 9 Tahun 2009 tentang Intervensi paparan radiasi yang berasal dari TENORM). Analisis jenis dan tingkat radioaktivitas TENORM harus dilakukan oleh laboratorium yang telah terakreditasi misalnya PTKMR- BATAN Pasar Jumat, Jakarta.
4. Jika hasil analisis tersebut menunjukkan konsentrasi aktivitas radionuklida lebih besar dari nilai batas tingkat intervensi yang ditentukan maka intervensi *TENORM* perlu dilaksanakan di lokasi tersebut. Intervensi adalah setiap tindakan untuk mengurangi atau menghindari paparan atau kemungkinan terjadinya paparan kronik dan paparan darurat.
 5. Hasil pengukuran paparan radiasi di lokasi dan analisis sampel dilaporkan ke Kepala BAPETEN dalam bentuk Laporan Analisis Keselamatan Radiasi, paling sedikit berisi informasi tentang:
 - a. jenis dan proses kegiatan yang dilaksanakan;
 - b. jumlah atau kuantitas *TENORM*;
 - c. jenis dan tingkat konsentrasi radionuklida; dan
 - d. paparan radiasi dan/atau kontaminasi tertinggi di permukaan *TENORM*.

B. TINDAKAN REMEDIAL

Salah satu cara pelaksanaan intervensi yaitu tindakan remedial. Tindakan remedial adalah tindakan mengembalikan pada keadaan semula sehingga konsentrasi radioaktif berada di bawah Tingkat Intervensi. Tindakan remedial dapat dilakukan dengan cara proses pembersihan (*clean up*) *TENORM*. Pada prinsipnya pembersihan *TENORM* adalah memindahkan *TENORM* dari lokasi yang tercemar ke tempat penyimpanan yang dapat menjamin keselamatan terhadap pekerja, masyarakat, dan lingkungan. Metode pembersihan (*clean up*) *TENORM* yang digunakan harus mempertimbangkan aspek efisiensi dan efektif termasuk pertimbangan biaya. Beberapa tahapan dapat dilakukan dalam proses pembersihan *TENORM* adalah sebagai berikut:

1. Lokasi yang telah teridentifikasi terkontaminasi dengan *TENORM* diberi tanda dan pembatas fisik secara jelas yang memisahkan dengan area yang bebas dengan *TENORM*. Dalam rangka untuk menghindarkan akses keluar masuk pekerja maupun pihak lain yang tidak berkepentingan perlu dilakukan penutupan, pembatasan atau mengendalikan akses umum menuju lokasi penempatan *TENORM*.
2. *TENORM* yang diambil dari lokasi dimasukkan ke dalam bungkusan yang cukup kuat dan tidak mudah bocor, sebagai contoh karung goni (*gunny sack*).

3. Minimalisasi debu yang ditimbulkan akibat kegiatan pembersihan harus tetap dijaga, yang salah satu diantaranya dengan cara menjaga permukaan tanah cukup basah (lembab) pada saat pengambilan *TENORM* dilakukan.
4. Seluruh *TENORM* harus dipastikan telah diambil dari lokasi berdasarkan data yang diperoleh pada saat karakterisasi *TENORM* dan Laporan analisis keselamatan *TENORM* yang dikirimkan ke BAPETEN.
5. Pengukuran kembali paparan radiasi/kontaminasi pada permukaan dapat digunakan untuk meyakinkan apakah *TENORM* telah diambil sebagaimana yang direncanakan.
6. Rekam kegiatan pembersihan harus dibuat, paling kurang meliputi tingkat paparan radiasi di lokasi sebelum dan sesudah pembersihan, personil yang terlibat pembersihan, alat ukur radiasi yang digunakan, personal dose monitoring yang digunakan, dan kuantitas *TENORM* yang telah diambil.
7. Selama pelaksanaan pembersihan *TENORM*, BAPETEN dapat melakukan inspeksi untuk memastikan pelaksanaan intervensi telah sesuai dengan dokumen rencana pelaksanaan intervensi termasuk program proteksi dan keselamatan radiasi.

C. PENYIMPANAN *TENORM*

TENORM yang terkumpul pada proses pembersihan (*clean up*) harus disimpan ditempat penyimpanan yang memenuhi ketentuan. Proses Penyimpanan *TENORM* hanya dapat dilaksanakan setelah Penghasil *TENORM* mendapatkan izin penyimpanan zat radioaktif dari Kepala BAPETEN sebagaimana yang ditetapkan dalam Peraturan Pemerintah No. 29 Tahun 2008 tentang Perizinan Pemanfaatan Sumber radiasi Pengion dan Bahan Nuklir.

Beberapa hal yang perlu diperhatikan dalam proses penyimpanan *TENORM* adalah sebagai berikut:

1. *TENORM* yang telah dimasukkan ke dalam bungkusan ditempatkan dalam ruang penyimpanan sementara sebelum ditempatkan pada lokasi penyimpanan akhir seperti landfill.
2. Ruang penyimpanan sementara harus didesain sedemikian rupa sehingga *TENORM* terlindungi dari hujan, udara mengalir dengan baik, *TENORM* tidak mudah dijangkau oleh pihak bukan pekerja (sebagai contoh ruang penyimpanan diberi pagar). Ruang penyimpanan sementara harus berada di lokasi yang bebas banjir.
3. Ruang penyimpanan sementara dan penempatan *TENORM* didesain sedemikian rupa sehingga paparan tahunan pada anggota masyarakat di area sekitar tidak melebihi 0.3 mSv/tahun.
4. Akses kepada area penyimpanan sementara harus terbatas dan ditetapkan kondisi kerja agar paparan tahunan kepada para pekerja umum (bukan pekerja radiasi), tidak melebihi 1 mSv/tahun.

5. Rekaman pencatatan *TENORM* yang disimpan harus dibuat dan dipelihara dengan berisi data paling kurang sebagai berikut:
 - a. Tanda pengenal bungkusan (nomor identifikasi dan tipe bungkusan),
 - b. Jenis dan konsentrasi aktivitas *TENORM*
 - c. Asal *TENORM*
 - d. Laju dosis permukaan dari bungkusan,
 - e. Tanggal penyimpanan *TENORM*.
6. Pengukuran paparan radiasi secara periodik (misalkan satu kali dalam satu bulan atau lebih sering bila dibutuhkan) untuk memantau tingkat dosis gamma lokasi penyimpanan sementara dan memperkirakan dosis radiasi untuk paparan personil yang bekerja.
7. Melakukan pemeriksaan kondisi bungkusan secara periodik untuk memantau integritas bungkusan dan melakukan kemas-ulang atau bungkus-ulang dalam hal bungkusan dalam kondisi rusak atau bocor.

D. PERSONIL

Personil yang terlibat langsung dalam pengendalian *TENORM* baik pada proses karakterisasi dan intervensi harus telah mendapatkan pelatihan mengenai aspek proteksi radiasi penanganan *TENORM*. Personil harus dilengkapi alat pelindung diri (APD), antara lain alat pelindung pernapasan, sarung tangan, pakaian kerja dengan penutup kepala/pakaian terusan, sepatu boot pelindung, dan kacamata pelindung. Dalam kegiatan intervensi dapat juga melibat PPR yang memiliki tanggung jawab mengawasi setiap personil yang terlibat, menyediakan peralatan proteksi radiasi dan peralatan terkait lain untuk pelaksanaan intervensi. Hal ini untuk menjamin aspek proteksi dan keselamatan radiasi dalam penanganan *TENORM*.

II.3. IZIN PENYIMPANAN *TENORM*

Pemanfaatan sumber daya alam di bidang industri memberikan keuntungan yang besar bagi negara, khusus di Provinsi Bangka-Belitung dari hasil ekspor timah. Namun demikian, dari hasil kegiatan pengambilan komoditi tambang dan pemrosesannya lebih lanjut dapat mengakibatkan dampak terhadap merugikan bagi pekerja, masyarakat, bahkan lingkungan hidup. Diantaranya adalah terkonsentrasinya unsur radioaktif alamiah pada limbah yang dihasilkan. Dalam kegiatan tersebut, unsur radioaktif alam yang terkandung di dalam kerak bumi akan ikut termobilisasi dan akan terkonsentrasi selama proses pengolahan berlangsung, yang dikenal atau disebut dengan *TENORM*.

Pengelolaan *TENORM* merupakan salah satu aspek penting dalam keselamatan radiasi, bertujuan untuk membatasi paparan masyarakat dan pekerja terhadap radiasi pengion dan melindungi lingkungan dari pelepasan radioaktivitas alam atau peningkatan konsentrasi radioaktivitas alam. Pengelolaan Limbah *TENORM* adalah langkah-langkah terintegrasi yang

mencakup semua aspek atau simpul dari siklus peredaran limbah sejak produksi sampai penyimpanan atau pembuangan.

Sampai saat ini pengelolaan *TENORM* sesuai dengan ketentuan keselamatan radiasi belum sepenuhnya dilakukan oleh para penghasil *TENORM*, dan pelaksanaan pengawasan keselamatan *TENORM* juga masih belum dapat dilakukan secara optimal oleh BAPETEN maupun oleh instansi terkait. *TENORM* yang tidak dimanfaatkan harus disimpan sebagai zat radioaktif. Penyimpanan *TENORM* harus dikelola sesuai dengan persyaratan keselamatan dan pencegahan pencemaran terhadap lingkungan hidup.

1. Persyaratan izin penyimpanan *TENORM*, meliputi[3]:

- a. fotokopi identitas pemohon izin, berupa kartu tanda penduduk (KTP) bagi pemohon izin berkewarganegaraan Indonesia, atau kartu izin tinggal sementara (KITAS) dan paspor bagi pemohon izin berkewarganegaraan asing;
- b. fotokopi akta pendirian atau perubahan terakhir badan hukum bagi instansi swasta, atau surat pengangkatan sebagai pimpinan bagi instansi pemerintah;
- c. fotokopi izin dan/atau persyaratan yang ditetapkan oleh instansi lain yang berwenang, paling kurang meliputi:
 1. surat keterangan domisili perusahaan untuk pemohon izin yang berbentuk badan hukum atau badan usaha;
 2. Nomor Pokok Wajib Pajak (NPWP); dan
 3. Izin usaha yang dikeluarkan oleh pemerintah daerah setempat atau kementerian terkait bidang industri atau energi dan sumber daya mineral, dan/atau izin lingkungan yang dikeluarkan oleh pemerintah daerah setempat atau kementerian terkait lingkungan hidup.
- d. lokasi penyimpanan *TENORM*;
- e. dokumen fasilitas penyimpanan *TENORM* yang paling kurang meliputi:
 1. desain dan konstruksi fasilitas penyimpanan *TENORM*; dan/atau
 2. rona lingkungan awal radioaktivitas fasilitas penyimpanan *TENORM*;
- f. fotokopi surat izin bekerja (SIB) Petugas Proteksi Radiasi Industri Tingkat 3 (tiga);
- g. fotokopi bukti permohonan pelayanan pemantauan Dosis perorangan atau hasil evaluasi pemantauan Dosis perorangan;
- h. fotokopi hasil pemantauan kesehatan Pekerja Radiasi;
- i. fotokopi sertifikat kalibrasi surveymeter dan monitor kontaminasi yang masih berlaku;
- j. dokumen program proteksi dan keselamatan radiasi;

2. Persyaratan Keselamatan Radiasi

Persyaratan keselamatan radiasi meliputi:

- a. persyaratan manajemen;
- b. persyaratan proteksi radiasi;
- c. persyaratan teknik;
- d. verifikasi keselamatan

2.1. Persyaratan Manajemen

- (1) Persyaratan manajemen sebagaimana dimaksud dalam Pasal 9 huruf a, meliputi:
 - a. penanggung jawab Keselamatan Radiasi;
 - b. personil; dan
 - c. pelatihan proteksi dan keselamatan radiasi.
- (2) Personil adalah Petugas Proteksi Radiasi dan Pekerja Radiasi terkait dengan penanganan *TENORM*.

2.2. Petugas Proteksi Radiasi memiliki tugas dan tanggung jawab untuk:

- a. membuat dan memutakhirkan program proteksi dan keselamatan radiasi;
- b. memantau penerapan program proteksi dan keselamatan radiasi;
- c. memastikan bahwa perlengkapan Proteksi Radiasi tersedia dan berfungsi dengan baik;
- d. memantau pemakaian perlengkapan Proteksi Radiasi;
- e. memberikan konsultasi dan pelatihan yang terkait dengan proteksi dan keselamatan radiasi kepada personil
- f. memantau dan melaporkan hasil tindakan korektif terhadap kondisi abnormal kepada Pemegang Izin; dan
- g. memelihara Rekaman.

2.3. Pelatihan Proteksi dan Keselamatan Radiasi

- (1) Pelatihan proteksi dan keselamatan radiasi paling kurang mencakup materi:
 - a. peraturan perundang-undangan terkait keselamatan radiasi dan keselamatan kerja;
 - b. pengenalan jenis, karakteristik dan efek radiasi; dan
 - c. prinsip dan penerapan proteksi dan keselamatan radiasi.
- (2) Pelatihan diberikan untuk Pekerja Radiasi terkait dengan penanganan *TENORM*.
- (3) Pelatihan proteksi dan keselamatan radiasi untuk Petugas Proteksi Radiasi diatur dalam Peraturan Kepala BAPETEN mengenai persyaratan untuk memperoleh surat izin bekerja bagi Petugas Proteksi Radiasi.

Dalam mengatasi permasalahan terkait perizinan penyimpanan *TENORM*, khususnya ketersediaan Petugas Proteksi Radiasi (PPR) industri tingkat 3, BAPETEN bekerja sama dengan lembaga pelatihan yang sudah mempunyai KTUN penunjukan dari BAPETEN, yaitu Pusdiklat Batan menyelenggarakan pelatihan PPR bidang industri tingkat 3, khususnya dalam penyimpanan *TENORM* selama 4 (empat) hari dengan materi yang terdapat dalam Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 16 Tahun 2014. Setelah pelaksanaan pelatihan selesai dan peserta dinyatakan

lulus, BAPETEN menyelenggarakan ujian untuk memperoleh Surat Izin Bekerja (SIB).



Gambar 4. Pembukaan Pelatihan PPR Industri 3



Gambar 5. Pelaksanaan Ujian SIB PPR

Gambar 4 menggambarkan pembukaan pelatihan PPR industri tingkat 3 yang dilaksanakan di Bangka Belitung tanggal 21 – 23 Maret 2016, pelatihan dilaksanakan untuk memperoleh sertifikat kelulusan yang merupakan salah satu persyaratan untuk mengikuti ujian, suasana ujian tertulis dan lisan untuk memperoleh SIB terlihat pada gambar 5 yang diselenggarakan pada tanggal 24 Maret 2016.

II.2. PERSYARATAN MEMILIKI SURAT IZIN BEKERJA (SIB) [4]

Pada Pasal 6 Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 16 Tahun 2014, menyatakan bahwa Petugas Proteksi Radiasi (PPR) terdiri dari Petugas Proteksi Radiasi Industri dan Petugas Proteksi Radiasi Medik.

Petugas Proteksi Radiasi Industri diklasifikasikan menjadi:

- a. Petugas Proteksi Radiasi Industri Tingkat 1;
- b. Petugas Proteksi Radiasi Industri Tingkat 2; dan
- c. Petugas Proteksi Radiasi Industri Tingkat 3.

Petugas Proteksi Radiasi Industri Tingkat 3 meliputi Petugas Proteksi Radiasi yang bekerja pada instalasi yang memanfaatkan Sumber Radiasi Pengion untuk kegiatan:

- a. impor, ekspor dan/atau pengalihan peralatan yang mengandung zat radioaktif untuk barang konsumen; dan

- b. penyimpanan zat radioaktif berupa *Technologically Enhanced Natural Radioactive Material (TENORM)*; dan
- c. penggunaan dan/atau penelitian dan pengembangan dalam:
 1. fluoroskopi bagasi; dan
 2. *gauging* industri dengan zat radioaktif aktivitas rendah

Untuk memperoleh Surat Izin Bekerja, Petugas Tertentu harus mengajukan permohonan kepada Kepala BAPETEN dengan mengisi formulir dan melampirkan persyaratan yang meliputi:

- a. persyaratan umum; dan
- b. persyaratan khusus.

Persyaratan umum sebagaimana dimaksud dalam Pasal 11 ayat (2) huruf a meliputi dokumen:

- a. fotokopi bukti identitas diri;
- b. fotokopi surat hasil pemeriksaan kesehatan umum; dan
- c. fotokopi bukti pembayaran biaya permohonan Surat Izin Bekerja.

Pelatihan

- (1) Pelatihan Petugas Tertentu harus dilaksanakan oleh lembaga pelatihan yang telah terakreditasi.
- (2) Pelatihan Petugas Tertentu sebagaimana dimaksud pada ayat (1) meliputi:
 - a. pelatihan untuk Petugas Proteksi Radiasi; dan
 - b. pelatihan untuk petugas keahlian.

Pelaksanaan Ujian SIB Petugas Proteksi Radiasi dilakukan oleh Tim Penguji.

Metode Pengujian

Pelaksanaan Ujian SIB menggunakan metode:

- a. ujian tertulis dan lisan; atau
- b. ujian tertulis, lisan, dan praktek.

III. KESIMPULAN

Dari hasil pembahasan di atas dapat diambil kesimpulan bahwa:

- a. Salah satu persyaratan untuk memperoleh izin penyimpanan *TENORM*, perusahaan harus mempunyai PPR.
- b. PPR harus mengikuti pelatihan dan lulus ujian.
- c. PPR harus mempunyai SIB.

DAFTAR PUSTAKA

1. Undang Undang, 1997, Undang Undang Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran.
2. PERKA – BAPETEN 2009, *Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor Tahun 2009 tentang Intervensi terhadap paparan radiasi yang berasal dari TENORM*, Jakarta.
3. PP - BAPETEN, 2013, *Peraturan Pemerintah Nomor 16 Tahun 2013, tentang Keselamatan Radiasi dalam penyimpanan TENORM*, Jakarta.
4. PERKA - BAPETEN, 2014, *Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 16 tahun 2014 tentang Surat Izin Bekerja Petugas Tertentu Yang Bekerja di Instalasi Yang Memanfaatkan Sumber Radiasi Pengion*, Jakarta.

TANYA JAWAB

Penanya: Angga Kautsar

Pertanyaan:

PI selain dikenai izin penyimpanan juga harus punya PPR dengan SIB BAPETEN, dalam hal PI tidak mau menyimpan apa tanggung jawab BAPETEN terkait keselamatan dan safeguards-nya?

Jawaban:

Untuk terkait safeguards terkait dengan additional protocol, dan untuk keselamatan karena TENORM mempunyai aspek radiasi, maka diperlukan pengawasan melalui izin pemanfaatan tenaga nuklir.

Penanya : Ardiyanto

Pertanyaan:

Mengapa IKK dan laporan operasi diharmonisasikan?

Jawaban:

Agar pemegang izin tidak tumpang tindih dalam menyusun laporan. Laporan operasi sebaiknya lebih komprehensif dibandingkan SPI (IKK), namun unsur dalam SPI itu semuanya ada pada laporan operasi.

Penanya : W.P Daeng Beta

Pertanyaan:

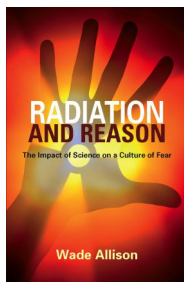
1. Bagaimana status PPR untuk fasilitas penyimpanan TENORM? Mohon penjelasan.
2. Mohon dijelaskan status dan tata cara pelaporan verifikasi keselamatan untuk penyimpanan TENORM.
3. Apakah sudah memadai kategori izin penyimpanan TENORM saat ini (izin kategori B)? Apakah masih ada/perlu pengetatan dalam implementasinya?

Jawaban:

1. PPR adalah PPR industri & khusus TENORM.
2. Saat ini belum ada pelaporan khusus untuk penyimpanan TENORM yang dilakukan oleh PI adalah pelaporan dalam hal protokol tambahan. Saat ini kategori izin penyimpanan TENORM sudah cukup memadai dalam hal implementasinya perlu terus dikembangkan.

Nuclear Safety and Public Understanding

Wade Allison MA DPhil
Emeritus Professor of Physics, University of Oxford



3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 1

It is a great honour to be invited half way round the world to address you.

I was 13 years old when by chance I visited the exhibition "Atoms for Peace" in Geneva. That was in 1954 the year CERN was founded.

I resolved to study Mathematics and Science, and in 1963 I was back at CERN as an Oxford PhD student. The discipline and rigour of mathematics and particle physics are a great education for making sense of the world and of other sciences.

I want to share with you a clear picture of the evidence that confirms the extraordinary safety of nuclear technology. Surprisingly, it is not so much about reactor safety, but about biology and its resilience to nuclear (ionising) radiation.

The last part of the story is the extraordinary mistakes made in my lifetime. We owe it to future generations that they should not suffer the distorted view that has been built up since 1945. The story is not technically difficult but the politics of misunderstandings is always a challenge.

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 2



If you have not seen the movie **PANDORA'S PROMISE**, then see it now. My message is more scientific but closely related:

"Much of what we were invited to treat as understood about nuclear safety is mistaken. We need the evidence to trust and understand the case for a complete change of culture."

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 3

Plan of the lectures

The objectives of evidence-based radiation protection should include

- 1/ Protection in clinical medicine, without scaring the patient away from receiving life-saving treatment;
- 2/ Protection in the socio-economic environment, while avoiding unnecessary disorder and suffering;
- 3/ Protection while using the resources of nature for the common good, specifically electric power generation.

The solution should be to educate but not dictate to public how they need to engage with nuclear technology to survive.

In the first part I will minimise the use of mathematics in order to emphasise how it is possible to engage and reassure the widest public audience. Later on I will add in more technical details

I begin by describing Eight Truths that everyone in society should understand about nuclear technology and radiation

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 4

Eight truths that everyone should understand

1. nuclear radiation and radioactivity are natural processes
2. long ago life evolved protection against the harmful effects of radiation
3. radioactivity is not contagious
4. radiation is used to diagnose and cure cancers
5. radiation is safer than fire
6. waste is not a major problem
7. history and the media suggest a story of risks that may be exciting but does not fit the evidence
8. authorities have unsuccessfully tried to reassure the public by appeasing their fears

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 5

Truth 1. Nuclear radiation and radioactivity are natural processes

Nuclear radiation, like light, radio and sound carries energy.

That energy has a frequency, like pitch or colour, that fixes how the radiation is emitted and absorbed.

Radioactive atoms are ones that have the surplus energy to release radiation of a particular frequency when they **decay**

This nuclear energy per atom is a million times larger than the equivalent for an electronic atom (and chemical energies). This is why **nuclear is about a million times more powerful than carbon per kg of fuel** (or waste)

The **radioactivity** of a material is the number of decays per second (Bq, becquerel)

The total radiation energy that it emits per second (in watts) is the number of Bq times the particular energy of that decay process

Once a radioactive atom has released its radiation, it cannot do that again.

So radioactivity and the watts of radiated power decay away as time goes by.

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 6

a brief history of radioactivity

1. after the Big Bang 13.8 Gyr ago there remained mostly hydrogen, a little helium and much radiation of all sorts
2. after the earliest stars exploded more than 6 Gyr ago there remained all the other elements too, the stable ones and the radioactive ones, some of which are still decaying today [we are all nuclear waste!]
3. after the formation of the Earth and solar system 5.5 Gyr ago the only nuclear activity on Earth was this decay. Only one nucleus in a million has changed since that time because they are **completely isolated** by electrical forces
4. today the inside of the Earth is heated by the "decay heat" that powers volcanic and seismic activity near the surface
5. in 2011 it powered the tsunami in Japan with loss of 18,000 lives, but the world **did not** panic
6. the tsunami caused the Fukushima accident with the loss of 0 lives, but the world **did** panic

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 7

holidays in the sun...

Only if radiation energy is absorbed in living tissue does it have a temporary effect on life, welcomed as beneficial in sunbathing.

Light and UV lie next to Xrays and gamma rays in the radiation spectrum. They can have similar effects

Light and UV come from the Sun, a nuclear reactor essential to life

Too much, sunburn, cells killed, skin peels, but complete recovery in days. Some adaptation.

Any residual effects kept in check by the immune system. The immune system may fail in later years giving possible skin cancer in the region affected.

9000 skin cancer deaths per yr in USA.

Very like the effect of X-rays and nuclear radiation (the numbers are different)

More protection from UV is needed but we learn to live and enjoy life

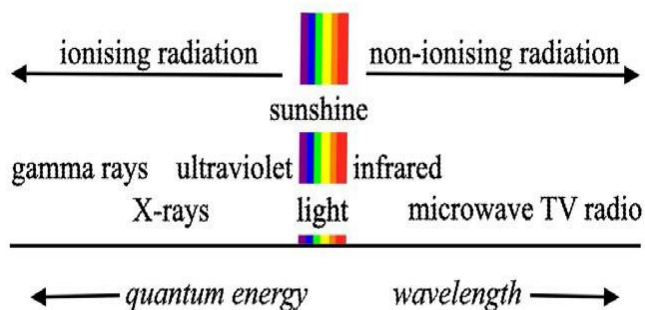
[is UV or light ionising radiation? Einstein, yes! - though less efficiently]

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 8

The radiation spectrum (EM)

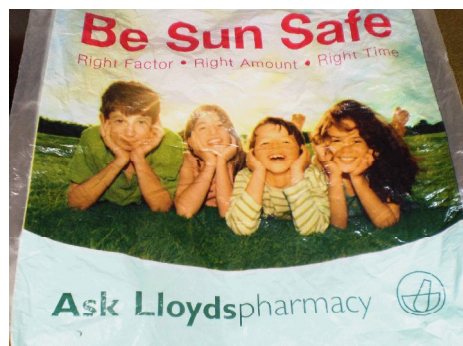


3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 9

Living, loving and laughing with UV radiation



a positive image with a sensible public safety message on a free carrier bag from a high street pharmacy

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

slide 10

Truth 2. Long ago life evolved protection against the harmful effects of radiation

Darwinian evolution of life forms – to survive.

Think about competition between two evolving life forms (eg bacteria and humans, or two different tribes) one or the other will survive. Uncertain outcome

Think about battle between an evolving life form and changeless threat (eg cellular life and physical/chemical agent). Given enough time, life will always win by trial and error, however weak the life form and however strong the agent.

In this way life has been shaped to survive the similar disruption of molecules by oxygen and radiation ("oxidation").

It has had 3 billion years to find an almost perfect way to do it. Most living organisms today have been shaped in this way

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 11

look at the surprising evidence

Radiation in nature
no evidence of extra cancer in regions with high radiation, for instance from radon gas

Chernobyl, the worst imaginable nuclear accident.
Less than 50 deaths, but look at the animal life!
Thriving since humans moved out, in spite of being radioactive

Fukushima, "equal to Chernobyl",
plant destroyed but no effect on human health at all though the avoidable socioeconomic effects were/are severe. More later

Goiania (1987), nuclear waste taken into the home and ingested!
Four dead but no cancer, even after 25 years. Story to follow

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 12

Presence of man spoiled the environment at Chernobyl far more than radiation!

[bbc.co.uk/news/science-e ...](http://bbc.co.uk/news/science-e...)



3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 13

Fukushima, prediction after two weeks

26 March 2011 BBC World Service

Viewpoint: We should stop running away from radiation

By Wade Allison University of Oxford

More than 10,000 people have died in the Japanese tsunami and the survivors are cold and hungry. But the media concentrate on nuclear radiation from which no-one has died - and is unlikely to.

Nuclear radiation at very high levels is dangerous, but the scale of concern that it evokes is misplaced. Nuclear technology cures countless cancer patients every day - and a radiation dose given for radiotherapy in hospital is no different in principle to a similar dose received in the environment.

What of Three Mile Island? There were no known deaths there.

and so on

<http://www.bbc.co.uk/news/world-12860842>

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 14

Visit to Chernobyl Sept 2011



Schoolmasters, doctors, community leaders Sept 2011



Discussion with radiation doctors
Minamisoma General Hospital Sept 2011



Mobile whole-body contamination scanner
Minamisoma General Hospital Sept 2011



The Radiological Accident in Goiânia



“On 13 September 1987, a shielded, strongly radioactive caesium-137 source (50.9 TBq, or 1375 Ci, at the time) was removed from its protective housing in a teletherapy machine in an abandoned clinic in Goiânia, Brazil, and subsequently ruptured.....” (IAEA)

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, 1988

Goiania, Brazil (1987)

Therapy source taken home by scrap merchant and split open.

The radiation gave a pretty blue glow in the air!

Children played with it in the kitchen, it got on their skin and in their food.

They invited the neighbours in to see what they had found – then sold it to another family.

249 people significantly contaminated, over 50 internally.

4 died in a few weeks. 28 had operations for burns. 0 cases of cancer due to radiation in following 25 years.

Many cases of mental health, alcoholism, depression from the label “irradiated”

Significant cases of internal contamination more than 10,000 times the highest measured for any member of the public at Fukushima.

Two successful births to women contaminated.

Details later.

Truth 3. Radioactivity is not contagious

Fire is contagious; it can spread and multiply.

Disease can spread and multiply.

Chemical contamination can spread but does not multiply or decay away.

When nuclear radiation is absorbed by any material the initial damage is chemical and biological. Materials **cannot** be made radioactive by radiation (except by neutrons inside a working reactor core or in a research lab).

Radioactivity decays away. It can only be spread out, not multiply. It is **not** contagious.

Awful inhuman behaviour towards people from contaminated areas. This happened after Hiroshima, Nagasaki, Chernobyl, Fukushima. Even in hospitals

This is completely avoidable with a little public education.

This simple addition to public information does not seem to be given. Public education is needed **BEFORE** any incident. You cannot teach people during an incident!

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 21

Truth 4. Radiation is used to diagnose and cure cancers

Radiation used in clinics is **the same** as found in the environment and accidents.

- Natural radiation in the environment is a **low dose rate**.
- Radiation doses and dose rates are **moderate** if they never cause harm that can be demonstrated.
- **High** doses and dose rates have been shown to harm occasionally.

Where are the boundaries? I will discuss this again later in more detail.

Early death from **Acute Radiation Syndrome** occurs in the range 4000-7000 mGy, as at Goiania (4) and Chernobyl (28).

If the dose is protracted over a period cells have time for repair, replacement and adaptation. Then greater doses can be tolerated.

In a diagnostic radiation scan (CT/SPECT/PET) a single acute dose of 10 mGy is received. This is very small compared to the beneficial dose received by a patient who is a member of the public on a course of radiotherapy treatment.

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 22

Radiation has been used to treat cancers for over 100 years (radiotherapy).

It is not new or untried.

There is no need for the **precautionary attitude** that may be appropriate for a new technology.

The doses used in such radiotherapy are **high**, but everybody has a friend or relative who has received such therapy and lived to say "thanks".

In a typical treatment tumour cells receive 30 daily doses of 2000 mSv to kill them.

Nearby healthy tissue then gets 30 daily doses of 1000 mSv and needs to survive by cell repair, replacement and adaptation – that 30,000 mSv is to be compared to the official low dose rate recommended limit of 1 mSv per year.

If the treatment dose were more dangerous than the original cancer, the oncologists would reduce the dose.

If it were very much less dangerous, the oncologists would increase the dose to reduce the chance that the cancer survives.

Compromise: chance of triggering a new cancer, a few %; chance of curing the original cancer, perhaps 90%. All depending on details.

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 23

Truth 5. radiation is safer than fire

We all make decisions on the basis of 1) fear, 2) obedience, or 3) the use our own judgement and knowledge.

Wild animals are motivated largely by habit and fear.

Pets, small children and everybody else to an important extent are motivated by obedience to laws and the views of others.

But this can lead to serious (or stupid) errors, as exemplified by:

- the disaster of the Battle of the Somme;
- the Charge of the Light Brigade;
- the story of King Canute;
- Hans Christian Anderson's story of the Emperor's New Clothes.

As in the past it is essential to human survival on Earth that teenagers and adults learn to study nature, apply science and think for themselves whenever they can.

If nobody thinks, the wrong decisions may be made.

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 24

Understanding more effective than following the crowd



As the story of King Canute relates the tide ignored the King's command
Science and the laws of nature are deaf to the authority of governments,
to the UN, to any legal decisions, majority votes and the influence of money

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 25

Safety without study may lead to the wrong answer



The final confrontation with the Environmental Anti Fire Party,
half a million years ago, perhaps

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 26

A story with the benefit of a little historical imagination:

Out of fear and obedience alone we would never have accepted fire!

We would have listened to the environmentalists of the day.

Those environmentalists were **right** to worry about the dangers of fire
(though they did not yet know of the effect of its waste on the environment)

Yet they were wrong to oppose fire at that time.
Modern life could not have developed without it.
hot cooked food, warm dry houses, good health, transport...

Those who objected to fire went home cold and hungry, and then died out.

But today's environmentalists are **wrong** to oppose nuclear technology.
- Nuclear is not dangerous, as the record shows.
- Its waste has no impact on the environment.
- It provides a unique opportunity to avoid the use of fire, as their forebears urged.

Who is going home to die this time?
Just for lack of study? VOTE NUCLEAR!

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 27

Truth 6. Radioactive waste is not a major problem



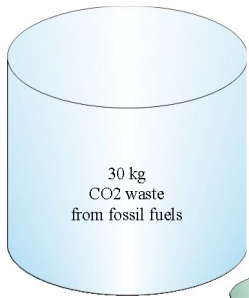
Much less of a problem than personal waste:

Children trained from a very early age;
Vast quantity 1-2 kg/person/day;
Usually discharged into the environment;
Encourages contagious disease to spread and multiply;
Worldwide death toll every year from contaminated water in millions;
But a valuable waste product that can be recycled as fertiliser.
Nuclear waste can be recycled too.

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 28



Waste per person per day (UK)
weight pictured as volume of a canister

30 kg
CO2 waste
from fossil fuels

CO2 and burning:
Waste directly into air driving climate change.
Thermal chain reaction drives burning
-- many hundred thousand of deaths a year



2 kg
biological
waste

Faeces and disease:
Direct to environment or reprocess
Biological chain reaction supports
disease -- millions of deaths a year

1/4000 kg
high level nuclear waste

Nuclear waste: Small, can be contained and reprocessed
No chain reaction except within a working reactor.
Less than 50 deaths in 50 years (Chernobyl).

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 29

Truth 7. History and the media. A story of risks that may be exciting but does not fit the evidence

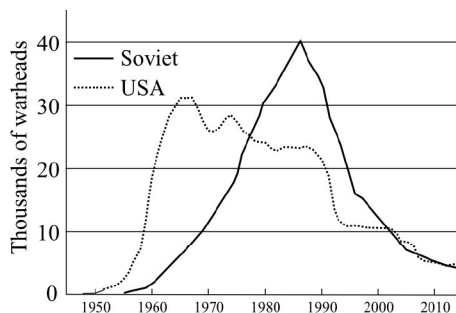
- 1945 Hiroshima and Nagasaki. At a low point the world learns of nuclear energy
- 1954 The large Bikini nuclear test and the *Lucky Dragon* (with compensation)
- 1955 Russell-Einstein Manifesto against testing with 10 Nobel Laureates
- 1956 BEIR1 report rules against a threshold and in favour of LNT
- 1957 Novel *On the Beach*
- 1958 Pauling petition to UN with 11,000 signatures
- 1958-1962 Worldwide antinuclear demonstrations.
- 1962 Personal telegram from Pauling to Kennedy (with invalid claims)
- 1962 Cuban Missile Crisis. *Would we wake up next day?*
- 1963 Partial Test Ban Treaty
- 2004 Joint Report by the French Academies comes out against LNT
- 2015 Three petitions to US NRC and other initiatives to overturn LNT

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 30

Nuclear arms race of the 20th Century with policy of mutually assured destruction

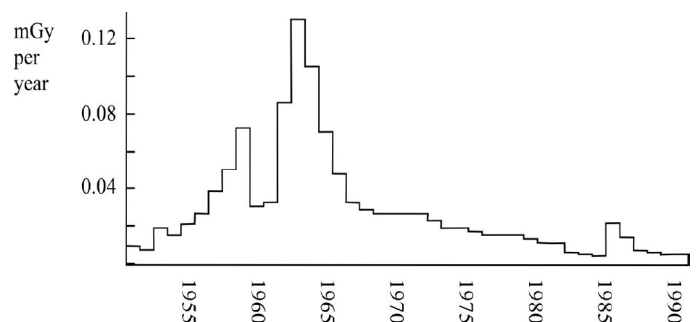


3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 31

Fallout from nuclear weapon testing (and Chernobyl 1986) as measured in the UK



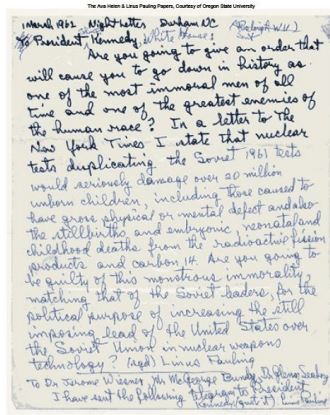
3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 32

The letter sent to Kennedy by Linus Pauling.

The human genetic inheritance risks that it speaks of are not valid, as now agreed by all authorities.



Pauling sent this telegram to President Kennedy in 1962.

3/4 August 2016

BAPETI

Truth 8. Authorities have tried, unsuccessfully, to reassure the public by appeasement

1926 dial painters: radium causes cancer - becomes a matter for US litigation!

1934 Limit set at 734 mGy/yr, see next slides.

1943/4 Plutonium safety? Scale up by 10^9 , no info, no time, urgent, secret! "most dangerous in the world" ever since, but OK for Queen Elizabeth

1945 public introduced to nuclear by Hiroshima/Nagasaki. Shock learnin

1954 appeasement "even the smallest dose is dangerous"

Linear No-Threshold idea LNT, without evidence

Precautionary Principle "you cannot be too safe"

Regulations "As Low As Reasonably Achievable" ALARA, 1 mSv/yr explicitly ignoring nature's repair mechanisms "to be conservative" driven by fear of litigation (esp US), not science of nature

1979 and after. Three Mile Island, Chernobyl, Fukushima Regulations driven by public fear not by evidence. Absurd cost of physical/engineering "solutions"

Today. Distortion of the nuclear solution to replacing carbon energy technologies

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 34

Comment from a distinguished scientist that remains valid today

Lauriston Taylor (1902-2004), a physicist. Charter member of ICRP 1928. Founder of NCRP and chairman for 48 years.

In a 1980 lecture he said:

Today [1980] we know about all we need to know for adequate protection against ionizing radiation. Therefore, I find myself charged to ask: why is there a radiation problem and where does it lie?

No one has been identifiably injured by radiation while working within the first numerical standards [equivalent to 734 mGy/yr] set by the NCRP and then the ICRP in 1934.

An equally mischievous use of the numbers game is that of calculating the number of people who will die as a result of having been subjected to diagnostic X-ray procedures. An example of such calculations are those based on a literal application of the linear non-threshold dose-effect relationship, treating the concept as a fact rather than a theory. ... These are deeply immoral uses of our scientific knowledge.

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 35

Protection and safety by Darwinian evolution? or the deliberations of a UN committee?



As Aesop's Fable of the Tortoise and the Hare illustrates

The natural protection of life, eg from ionising radiation, provided by slow evolution wins easily against regulation determined by committee

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 36

Regulations recommended by UNSCEAR
Not based on science,
1000X too restrictive and at an unjustifiable price



The narrow obsession of international authorities with nuclear safety has distorted the market and is now hitting consumer prices and the environment

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 37

Policy: what changes are needed to achieve public acceptance?

1. Address psychological effects - even though not matters of physical safety. Accept that, like heights, large energies may create a tingle of fear. Size matters. (try standing at the foot of a tall hydroelectric dam!) Nuclear installations would be better small, underground and without towers
2. Similarly avoid using unnecessary protective equipment (eg next slide). It may impress but obstructs trust.
3. Familiarise the population with frequent discussion and practice in schools from a young age, like with fires and fire practice, also for earthquakes (in Japan).
4. Ensure plenty of "hands on" experience with detectors and natural sources. Study how the smoke detector works – it is a cheap radiation sensor
5. Combine with existing awareness of UV safety
6. Encourage the study of natural science plus medicine and engineering
7. Emphasise publicly the medical benefits of nuclear technology

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 38

Officials in protective gear may impress, but an open neck shirt and personal contact would reassure better! This shows a public relations failure:



3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

slide 39

Engage the aspirations of young people

Science, knowledge of the world is exciting.

We owe it to our children that they should study interesting questions like

“What is the chance that there is life out there to receive a signal that we might send them?”

The answer may be “quite large” but they should worry about the answer to related questions like

“What is the chance that civilisation will still be here when their answer arrives back, may be centuries later?”

The answer is probably “very small”.

By then our environment will probably have become uninhabitable. There will be nobody here to hear the answer to the first question.

Young people should be encouraged to work on the problems of survival, in particular the need for energy and trust – trust in society and natural science

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

slide 40

Addressing older generations

1. Few are listening to logical argument or have enough time to read
2. The older generation and those less educated are not ready to accept change
3. Clever environmentalists are prepared to reconsider their views, and many have. See the video “**Pandora's Promise**”
4. Many professionals stand together to defend status quo, appealing to their corporate authority

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 41

Battle, fear against science, is not resolved by votes or laws

Max Planck: *A new scientific truth does not triumph by convincing its opponents and making them see the light, but rather because its opponents eventually die.*

Many think they already know and their minds are made up

Tolstoy: *The most difficult subjects can be explained to the most slow witted man if he has not formed any idea of them already; but the simplest thing cannot be made clear to the most intelligent man if he is firmly persuaded that he knows already, without a shadow of doubt, what is laid before him.*

Others are in employment that depends on the status quo

Upton Sinclair: *It is difficult to get a man to understand something when his salary depends on his not understanding it.*

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 42

Expanding on some important points

1. Units, doses, dose rates, ALARA and LNT
2. More on Chernobyl
3. More on Fukushima
4. More on Goiania
5. Cancer caused by radiation
6. Lifelong chronic data on dogs
7. Lifelong human data: Dial Painters
8. AHARS to replace ALARA/LNT

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 43

1. Units, doses, dose rates, ALARA, LNT

Absorbed energy breaks molecules, the initial oxidative damage, and then the tissue responds – its alive!

Generally molecules are very weak so oxidation is quite indiscriminate
Oxidation is linear in joules per kg, Gray (Gy).
So 1 Gy/sec = 1 watt per kg, similar to limit for MRI and ultrasound.

Mean dose rate to healthy tissue in radiotherapy:
 $1 \text{ Gy/day} = 1/(24 \times 60 \times 60) = 12 \times 10^{-6} \text{ watt per kg}$

Background dose rate $1 \text{ mGy/yr} = 32 \times 10^{-12} \text{ watt per kg}$

UV dose rate in full sun (roughly)
1% of 1000 watt per sq m = 10 watt per sq m

UV is less effective at oxidising biological molecules, but the difference in energy flux is huge so that UV is more dangerous than most nuclear sources.

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

slide 44

But then there is the effect of tissue recovery
 this depends on the resources that are locally available to cells.

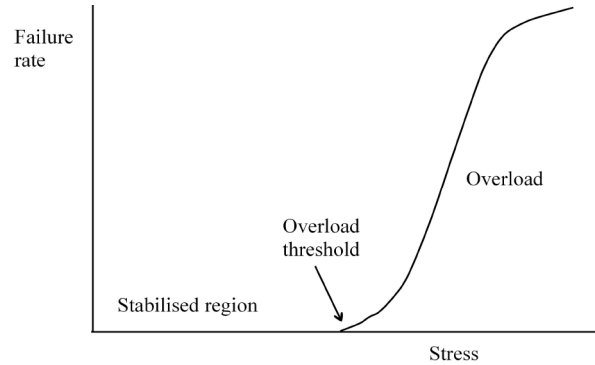
If the microscopic energy density is high ("high LET") then the incidence of multiply damaged DNA (DSBs etc) inhibits good repair. Otherwise the nature of the incident radiation does not matter much.

LNT accepts this by weighting High LET radiation with factors w .
 Thus $w(\alpha)=20$; $w(\text{neutron})=5-20$; otherwise $w(\text{beta,gamma})=1$.
 The result is called sievert(Sv). In practice this does not make any difference and 1 Gy = 1 Sv (except for alpha). Better use Gy.

LNT completely ignores time by adding up all the dose at any time and to any body. This collective dose is not biologically meaningful. LNT tries to patch up with a rate-dependent factor DDREF. However that does not make good the fallacy.

If LNT were correct, Radiotherapy dose fractionation would not work. Radiotherapy could be deliverable in one treatment but patients would die.

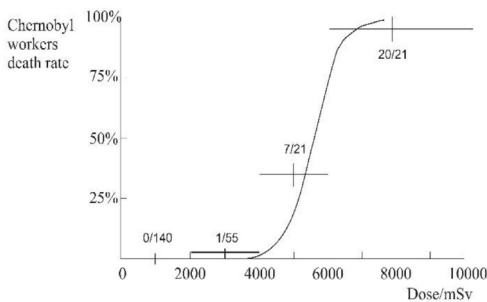
Failure and stability of a system with resource limited repair/replacement



where stress is dose RATE within a recovery time (a day? less than a month)
BUT NOTE repair/replacement can adapt too! As in getting fit

2. More on Chernobyl

Major loss of life, 28 early firefighters.
 Crosses show their mortality (curve is for rats).
 The numbers show died/total in each dose range.
 Acute Radiation Syndrome in a few weeks.



Since that time there have been:

- no further deaths among these early firefighters linked to radiation;
 - no clear evidence of later deaths, either identifiable or statistical, linked to radiation.
- eg cancer from caesium-137.
 Exception: iodine-131 deaths 15, avoidable but controversial.

Health effects were summarised by WHO in 2006 and updated in a draft UNSCEAR report on 28 Feb 2011, not read by anyone in Japan, it would seem. The important lessons on social and mental health learnt at Chernobyl went unheeded in Japan. There was a victim culture of hopelessness, born of ignorance, but sustained by financial payouts, especially in Japan. This led to alcoholism, family breakup and general mental health problems at Chernobyl acknowledged by WHO as identifiable and more serious than any possible unidentified direct effect of the radiation. Artificially increased abortions rates in Greece are discussed in *Nuclear is for Life*. The admission of unnecessary food restrictions are discussed in *Radiation and Reason*.

3. More on Fukushima

1. Major earthquake and tsunami

Cause (natural) radioactivity heating the Earth.

Physical destruction & 18,800 deaths. **Natural disaster**

2. Three destroyed nuclear reactors

at Fukushima Daiichi with release of (artificial) radioactivity.

No casualties, none expected in future. **No disaster**

3. Local and worldwide panic

caused by excessively cautious safety, lack of plan / education

Displaced people (1600 extra deaths), condemned food,

power stations turned off, imported fossil fuel,

severe economic damage,

reduced trust in society, science and medicine

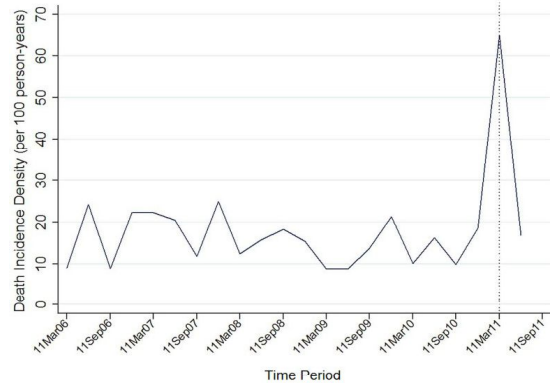
Self inflicted education failure, not due to radiation

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 49

Death rate in homes for elderly



3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 50

4. More on Goiania Whole-body internal Cs-137 activity compared to Fukushima and K-40

No	Whole body activity	Persons	Deaths	Relative activity
Goiania Cs137	Above 1000 MBq	1	1 ARS death	>100,000
Goiania Cs137	100 to 1000 MBq	7	3 ARS death	>10,000
Goiania Cs137	10 to 100 MBq	20	No deaths or cancers in 25 years	>1,000
Goiania Cs137	1 to 10 MBq	23		>100
Goiania Cs137	1/10 to 1 MBq	15		>10
Goiania Cs137	1/100 to 1/10 MBq	11		>1
Fukushima adults Cs137	At or below 1/100 MBq	32811	Not expected	Less than 1
Everybody natural K40	4/1000 MBq	all	--	
Fukushima children Cs137	All below 2/1000 MBq	1491	Not expected	

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 51

5. cancer caused by radiation

A new method of assessing the dose-carcinogenic effect ... Tubiana M Health Phys 100, 296 (2011)

<http://www.ncbi.nlm.nih.gov/pubmed/21595074>

UK/France 5000 survivors of childhood cancers followed for av 29 years
369 second primary cancers 7.4%.

No evidence of any new primary cancer caused by a radiation dose less than about 5 Gy, that is 5,000 mGy;

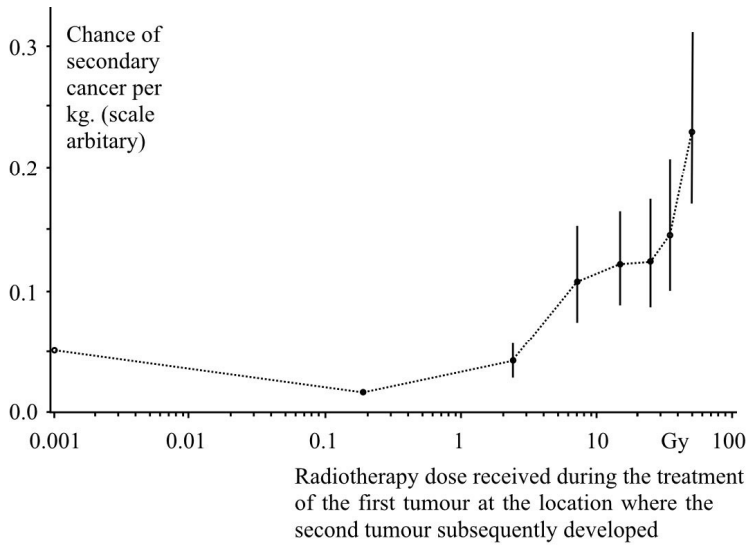
- for doses in the range 5 to 40 Gy the risk of a second cancer increases progressively at higher dose – this is evidence for a late response to a very high protracted dose;

- there is evidence of a beneficial suppression of cancer incidence for radiation doses around 0.5 Gy, that is 500 mGy

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

slide 52



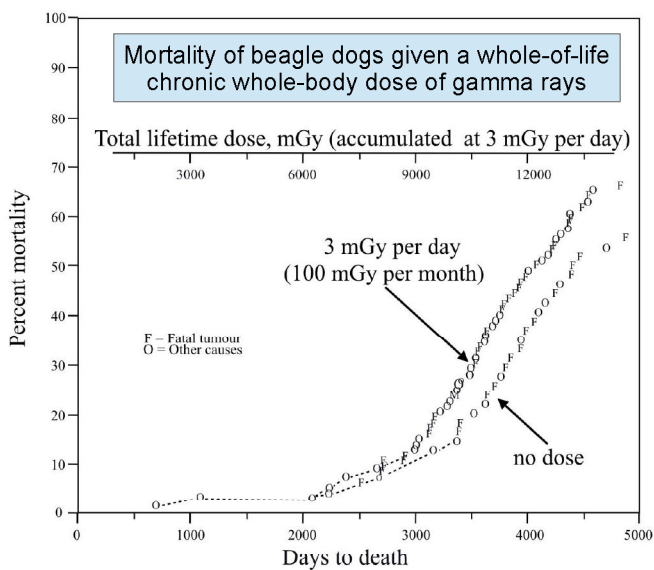
6. Lifelong chronic data on dogs

There is good data on mice given a chronic radiation dose rate throughout life including in utero. They do not show serious effects but their lives are so short and metabolic rates so different to humans that comparison is difficult.

Dogs are more similar to humans. Their mortality of those on 3 mGy per day (90 mGy per month) chronic dose rate is the same as unirradiated dogs up to about 9000 mGy whole-of-life dose at which point their mortality increases.

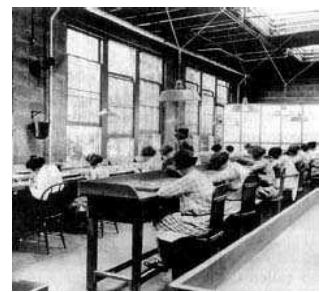
The extra mortality is not markedly tumour related.

For whole-of-life mortality and the effect of chronic dose we take this as a useful measure to be compared with the human data on child second cancers and the dial painters.



7. Lifelong human data: Dial Painters

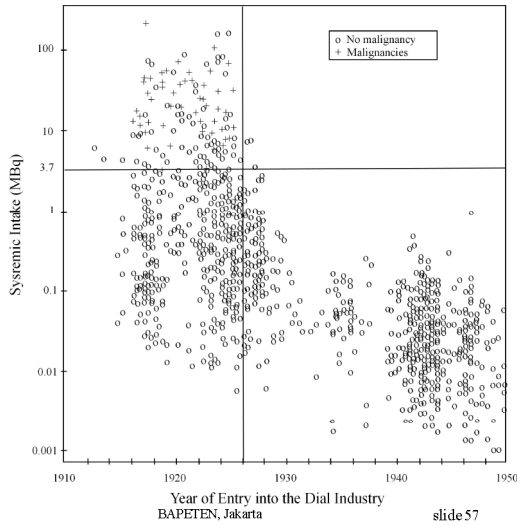
luminous watches and dials painted with radium paint



Bone cancer usually 1/400. Evidence for threshold: (Rowland 1997)
1339 painters with less than 10,000mGy, 0 cases [3 expected]
191 painters with more than 10,000mGy, 46 cases. [<1 expected]

No malignancies after 1926 when practices changed.

No malignancies with less than 3.7 MBq



3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

slide 57

8. How AHARS safety should replace ALARA/LNT

As High As Relatively Safe (AHARS).

The value of parameters that suggested here for the safety of radiation exposures. Questions answered by evidence, here and elsewhere

What is the threshold for an acute dose? **100 mGy (mSv), fairly well agreed**

What is the repair time? **Varies, roughly between a day and a month.**

Not agreed by those who do not acknowledge the question!

What is the threshold for a chronic dose rate? **Between 60-100 mGy per month, as in 1934. Not agreed by those who deny the role of repair.**

What is the whole-of-life limit? **About 10,000 mGy but may be more. Those who deny repair quote numbers like 100 mGy!**

What should replace the International Nuclear Event Scale (INES)? **Nothing! There is no such scale as INES for other accident types**

How can we make such a political change? **Teach from the bottom. Go to the top. Follow the guidance of those who have made such changes before...**

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

slide 58

Follow the example of Florence Nightingale (1858):

- get the data
- draw a good coloured diagram
- explain it to everybody
- insist and leave no doubt

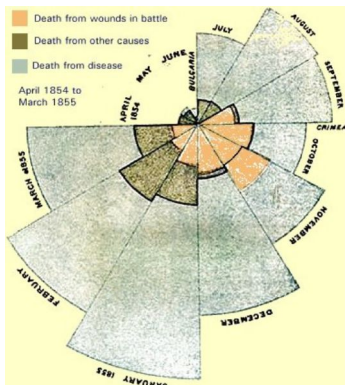


Illustration 35.

Nightingale F.
"Notes on Matters Affecting the Health, Efficiency, and Hospital Administration of the British Army Founded Chiefly on the Experience of the Late War."

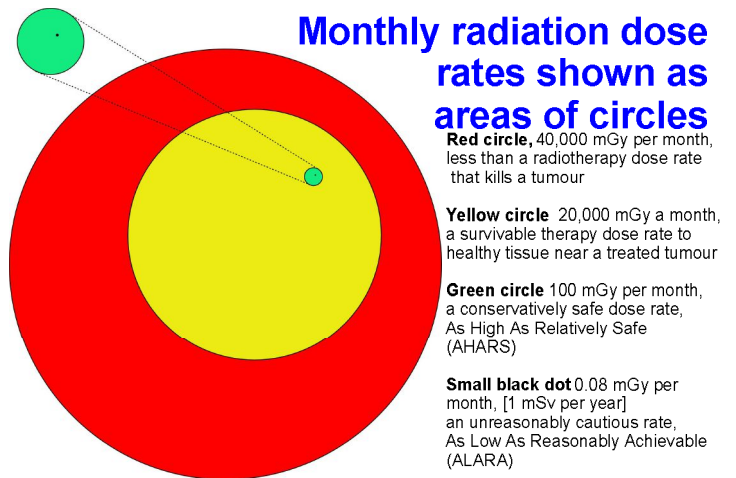
Presented by Request to the Secretary of State for War.

Privately printed for Miss Nightingale. Harrison and Sons. 1858.

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

slide 59



Monthly radiation dose rates shown as areas of circles

Red circle, 40,000 mGy per month, less than a radiotherapy dose rate that kills a tumour

Yellow circle 20,000 mGy a month, a survivable therapy dose rate to healthy tissue near a treated tumour

Green circle 100 mGy per month, a conservatively safe dose rate, As High As Relatively Safe (AHARS)

Small black dot 0.08 mGy per month, [1 mSv per year] an unreasonably cautious rate, As Low As Reasonably Achievable (ALARA)

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 60

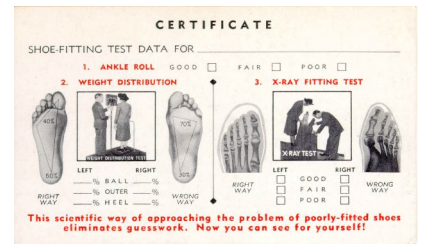
Conclusions

- Build a future on nuclear technology with a total change of culture so that carbon technology is discontinued
- Re-base Radiation Protection on a dose-rate threshold, AHARS. Inspire public confidence with the positive life-saving uses of radiation for health
- Follow Florence Nightingale and explain to people the evidence, simply and graphically
- Teach familiarity with radiation in schools, as the Japanese do with earthquakes and tsunamis and everybody does with fire safety
- Concentrate more resources on education and less on regulation, and get cheaper electricity for more competitive industry and better public acceptance
- Teach that nature and its laws can over-ride man-made legislation!

3/4 August 2016

BAPETEN, Jakarta

Slide 61



The Pedascope

Keynote Speech 2

Dirjen Industri Logam, Mesin, Alat Transportasi dan Elektronika
Kementerian Perindustrian

Dalam Acara

**“Seminar Keselamatan Nuklir BAPETEN”
Jakarta, 3 Agustus 2016**

Yang Terhormat,

1. Kepala BAPETEN;
2. Para Hadirin sekalian yang berbahagia

Assamualaikum wa rahmatullahi wabarakatuh

Selamat pagi, dan salam sejahtera bagi kita semua

Pertama-tama, marilah kita panjatkan puji dan syukur ke hadirat Tuhan Yang Maha Kuasa, kita dapat berkumpul di hari yang berbahagia ini dalam acara Seminar Keselamatan Nuklir BAPETEN.

Bapak/Ibu, Hadirin sekalian yang berbahagia,

Di tengah perlambatan pertumbuhan ekonomi global saat ini, ekonomi Indonesia diprediksi tetap dapat tumbuh 5,1% ^[1], lebih tinggi bila dibandingkan negara Malaysia atau Thailand. Industri sebagai salah sektor yang memberikan kontribusi besar terhadap PDB diharapkan dapat menjadi Sektor Penggerak dalam pertumbuhan ekonomi Indonesia.

Dalam Undang-undang No.3 tahun 2014 tentang Perindustrian, dijelaskan bahwa negara yang unggul harus memiliki daya saing industri kuat dengan didukung pengadaan bahan baku dan energi yang memadai.

Bapak/Ibu, Hadirin sekalian yang berbahagia,

Berdasarkan data *International Energy Agency* (IEA) tahun 2013, Produksi Energi Indonesia mencapai 216 *Terra-Watt hour* (TWh), dimana 110 TWh berasal dari batubara, 52 TWh berasal dari gas, 27 TWh dari Minyak bumi, 17 TWh dari PLTA, 9 TWh dari Panas Bumi dan sisanya 3 TWh merupakan impor ^[2].

Sektor industri sendiri menyerap lebih dari 30% penggunaan total energi listrik nasional ^[3], dan diperkirakan akan terus naik seiring meningkatnya pertumbuhan industri.

Bapak/Ibu, Hadirin sekalian yang berbahagia,

Bila dilihat dari konsumsi penggunaan energi listrik per kapita, Indonesia berada di posisi yang lebih baik dibandingkan Filipina, Myanmar dan Kamboja, yaitu sebesar 0,79 MWh/kapita. Namun nilai ini masih jauh lebih rendah bila dibandingkan Thailand 2,49 MWh/kapita, Malaysia 4,47 MWh/kapita, Singapura 8,84 MWh/kapita dan Brunei 9,55 MWh/kapita ^[3].

Sebagaimana tercantum dalam PP Nomor 79 Tahun 2014 tentang Kebijakan Energi Nasional, pada tahun 2025 konsumsi listrik Indonesia akan mencapai 2,5 MWh/kapita, dengan target kapasitas pembangkit listrik yang harus dipenuhi sebesar 115 GW.

Sementara itu, lebih dari 1/3 energi listrik ^[2] yang dihasilkan saat ini masih berasal dari sumber energi fosil yang tidak terbarukan.

Pemenuhan energi tersebut tentunya tidak akan dapat tercapai apabila hanya mengandalkan sumber energi fosil yang diperkirakan akan menjadi langka di masa mendatang.

Bapak/Ibu, Hadirin sekalian yang berbahagia,

Terhadap kebutuhan energi yang semakin meningkat dan kelangkaan energi yang telah mulai dirasakan saat ini, diperlukan adanya kebijakan penghematan dan diversifikasi energi serta perhatian yang lebih besar terhadap pengembangan sumber energi baru dan terbarukan.

¹ *Indonesia Economic Quarterly Report June 2016 - Worldbank*

² <http://www.world-nuclear.org/>

³ <http://www.iea.org/>

Undang-undang No.17 tahun 2007 tentang Rencana Pembangunan Jangka Panjang Nasional (RPJPN) telah mengamanatkan pembangunan PLTN dengan tingkat keselamatan yang tinggi untuk mencukupi kebutuhan listrik yang harus dimulai pada periode 2015-2019.

Disamping itu, Peraturan Pemerintah No.14 tahun 2015 tentang Rencana Induk Pembangunan Industri Nasional (RIPIN) juga memperjelas peran pemerintah dalam penyiapan energi untuk industri secara berkelanjutan.

Dalam PP Nomor 79 Tahun 2014 tentang Kebijakan Energi Nasional, diamanatkan bahwa dari total dari bauran energi Primer, energi baru dan terbarukan harus memiliki peran paling sedikit 23% di tahun 2025 dan 31% di tahun 2050.

Bapak/Ibu, Hadirin sekalian yang berbahagia,

Dari aspek teknologi, kita patut berbangga diri karena bila dibandingkan negara ASEAN lainnya, Indonesia telah memiliki pengalaman lebih banyak dalam hal penguasaan teknologi nuklir.^[2]

Kita memiliki Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN), yang saat ini telah memiliki 3 (tiga) reaktor nuklir untuk kepentingan riset yang berada di Serpong (30 MW), Bandung (2 MW) dan Yogyakarta (110 kW). Dalam waktu dekat, BATAN juga telah merencanakan pembangunan Reaktor Daya Eksperimen dengan kapasitas 10 MW di Serpong, bekerjasama dengan investor Jerman.

Dari aspek sumber daya alam, Indonesia memiliki sumber bahan baku untuk PLTN, yaitu Uranium dan Thorium yang tersebar di Kalimantan, Bangka Belitung dan Papua.

Modal utama dalam melakukan pengembangan Sumber Energi Nuklir, yaitu penguasaan teknologi dan bahan baku telah kita miliki.

Hal ini membuktikan bahwa kita sebenarnya sudah mampu untuk mengembangkan energi nuklir sebagai sumber energi baru di Indonesia, menggantikan sumber energi fosil yang akan semakin langka di masa depan.

Bapak/Ibu, Hadirin sekalian yang berbahagia,

Terkait dengan pengolahan sumber daya alam, Uranium dan Thorium dapat diperoleh dari mineral monasit yang merupakan *byproduct* dari proses *tailing* Timah. Mineral Monasit selain memiliki kandungan unsur Logam Tanah Jarang, juga mengandung unsur Uranium dan Thorium yang cukup tinggi sebesar 2,9% - 4,1%^[4].

Dengan sumber daya mineral monasit yang dimiliki, Indonesia memiliki potensi besar untuk dapat mengembangkan menjadi kawasan industri berbasis Logam Tanah Jarang dan Energi.

Untuk mendukung pengolahan sumber daya alam tersebut, Kementerian Perindustrian bersama-sama dengan BATAN, Kementerian ESDM, BPPT, Kemenristekdikti, dan PT Timah telah menyusun MoU dan membentuk Konsorsium Pengembangan Industri Logam Tanah Jarang, dengan ruang lingkup kegiatan meliputi: (1) penelitian, pengembangan, inventarisasi, eksplorasi, pengolahan, pemurnian dan pemanfaatan logam tanah jarang; (2) penyusunan rancangan regulasi dalam rangka industrialisasi logam tanah jarang; (3) pelaksanaan pembangunan industri berbasis logam tanah jarang

Saat ini, pemisahan unsur Thorium dan Uranium dari mineral monasit masih memerlukan penelitian dan pengembangan lebih lanjut. Untuk itu, kami berharap adanya kolaborasi antara lembaga penelitian, akademisi, dan Pemerintah untuk dapat mewujudkan hal tersebut.

Bapak/Ibu, Hadirin sekalian yang berbahagia,

Faktor Keamanan dan Keselamatan adalah dua hal yang menjadi perhatian utama dalam pengembangan energi berbasis nuklir. Untuk itu, kami juga mendukung peninjauan terhadap sumber energi baru yang berasal dari Thorium sebagai bahan bakar PLTN yang relatif lebih aman bagi lingkungan.

Berdasarkan data yang kami terima, Limbah yang dihasilkan oleh Thorium jauh lebih sedikit dari Uranium, walaupun masih bersifat radioaktif. Disamping itu, untuk membangkitkan listrik sebesar 1.000 MegaWatt, thorium yang dibutuhkan hanya sebesar 7 ton lebih sedikit bila dibandingkan dengan Uranium.^[5]

⁴ <http://jurnal.batan.go.id/> - Jurnal Eksplorium BATAN

⁵ Narasi Menteri Perindustrian dalam Seminar Thorium

Oleh karena itu, dengan perkiraan sumber daya thorium sebesar 140.000 ton, Indonesia bukan hanya merupakan negara yang siap menjadi negara dengan ketahanan energi yang kuat selama lebih dari 1.000 tahun namun juga mampu memasok energi listrik secara internasional. ^[5]

Ketahanan energi ini pula yang nantinya mampu memberikan multiplier effect bagi ekonomi nasional melalui industri, baik di hulu maupun di hilirnya. Negara dengan kemampuan penyediaan energi yang baik akan memperbaiki iklim usaha, meningkatkan investasi, dan menciptakan peluang usaha baru.

Bapak/Ibu, Hadirin sekalian yang berbahagia,

Saat ini Tiongkok sudah mengoperasikan 32 unit PLTN dan sedang membangun 22 unit PLTN lagi. Negara-negara berkembang lain seperti Bangladesh, Vietnam, Malaysia, Uni Emirat Arab, Arab Saudi, Yordania, dan Kuwait telah memulai perencanaan pembangunan pembangkit listrik tenaga nuklir. Vietnam sudah memulai pembangunan PLTN yang akan beroperasi pada 2020 dan Bangladesh baru saja menandatangani kontrak pembangunan PLTN yang di harapkan beroperasi 2022. Sementara Malaysia memiliki *roadmap* untuk mulai membangun pembangkit di tahun 2030. ^[5]

Oleh karena itu, Indonesia harus cepat bertindak untuk mengantisipasi perubahan tersebut. Hal ini dapat dimulai dengan menyatukan tekad untuk memulai perencanaan pembangunan energi berbasis nuklir agar dapat menanggulangi potensi kelangkaan energi dimasa depan. Saya meminta dukungan dan berharap kepada semua pemangku kepentingan terkait untuk bisa mendukung pengembangan energi berbasis nuklir untuk membangun industri yang kuat, mandiri, dan berdaya saing tinggi.

Bapak/Ibu yang terhormat,

Demikianlah beberapa hal yang dapat saya sampaikan pada kesempatan ini. Melalui “Seminar Keselamatan Nuklir BAPETEN”, kita perlu saling bersinergi, baik antar sesama instansi pemerintah maupun antara pemerintah dengan pelaku usaha dan instansi terkait lainnya.

Akhir kata, saya mengucapkan terima kasih atas kehadiran, kontribusi, dan kerja sama Saudara-saudara sekalian dalam mendukung upaya memperkuat ketahanan energi demi memperkokoh industri dan ekonomi nasional.

Terima kasih.

Wassalamu’alaikum Wr. Wb.