



ISSN: 1412-3258

Prosiding Seminar Keselamatan Nuklir 2015

“Penguatan Pengawasan Ketenaganukliran Untuk
Kesejahteraan dan Kemandirian Bangsa”

Jakarta, 13 Agustus 2015

skn

Prosiding Seminar Keselamatan Nuklir 2015

BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR

Jl. Gajah Mada No. 8 Jakarta 10120

www.bapeten.go.id



Prosiding

SEMINAR KESELAMATAN NUKLIR 2015



Tema:

**“Penguatan Pengawasan Ketenaganukliran
untuk Kesejahteraan dan Kemandirian Bangsa”**

**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 2015 BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR

1. **Pengarah** : Kepala BAPETEN
Deputi PKN
2. **Penanggung Jawab** : Kepala P2STPIBN
3. **Asisten Penanggung Jawab** : 1. Ir. Bintoro Aji, MT
(Tim Asistensi) 2. Dr. Azizul Khakim, ST, MEng
4. **Penyelenggara**
 - Ketua** : Bambang Eko Aryadi, ST, MT
 - Wakil Ketua** : Mohammad Tahril Azis, ST, MT
 - Sekretariat** : Helen Raflis, SSi, MEng
 - Bendahara** : Karta Brata Adi Surya
 - Sie Kesekretariatan** : 1. Dedi Hermawan
2. Helen Raflis, SSi, MEng
3. Hidayati Amar, ST, MT
4. Dewi Ariani
 - Sie Prosiding** : 1. Agus Waluyo, ST, MT
2. Eko H. Riyadi, MTI
3. Pandu Dewanto, ST, MT
 - Sie Persidangan** : 1. Pandu Dewanto, ST, MT
2. Arif Isnaeni, ST, MSc
3. Akhmad Khusairi, ST, MEng
4. Akhmad Muktaf H, ST, MSc, MSi
 - Sie Kehumasan & Dokumentasi** : 1. M. Ridwan, ST, MEng
2. Tri Djatmiko, SSos
3. Akhmad Muktaf H, ST, MSc, MSi
 - Sie Perlengkapan & Keamanan** : 1. Eko H. Riyadi, MTI
2. Arifin M. Susanto, ST, MSc
3. Mohammad Tahril Azis, ST, MT
4. Dra. Sri Budi Utami, MT
5. **Koordinator Penilai Makalah & Editor** : Ir. Budi Rohman, MSc
 - Anggota Penilai Makalah & Editor** : 1. Dra. Liliana Yetta Pandi
2. Dr. Syahrir, MSc
3. Drs. Azhar, MSc
4. Ishak, MSi
5. Dr. M. Subekti (BATAN)
6. Prof. Dr. Djarwani (UI)
7. Prof. Dr. Zaki Suud (ITB)
8. Dr. Sihana (UGM)

SAMBUTAN KEPALA BAPETEN PADA SEMINAR KESELAMATAN NUKLIR BAPETEN

Jakarta, 13 Agustus 2015

Yth. Deputi PKN dan Deputi PI

Yth. Para pejabat struktural di lingkungan BAPETEN

Yth. Para pembicara utama

Yth. Para Undangan 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 BAPETEN, yaitu seminar yang diselenggarakan untuk mengakomodasi segenap perkembangan ilmiah guna meningkatkan kualitas pengawasan ketenaganukliran.

Tenaga nuklir pada satu sisi dapat memberikan manfaat kepada masyarakat tetapi pada sisi yang lain mempunyai resiko dari pemanfaatannya bila tidak diawasi dengan baik. Pemanfaatan tenaga nuklir untuk membangkitkan listrik memberikan peluang berarti bagi kita untuk dapat memenuhi kebutuhan energi di masa yang akan datang yang pada akhirnya akan memberikan kesejahteraan pada rakyat Indonesia dan meningkatkan kemandirian bangsa. Untuk mengurangi terjadinya potensi resiko tersebut maka diperlukan pengawasan yang ketat dengan berdasar pada aspek safety, security, dan safeguards (3S).

Sesuai dengan Seminar kali ini yang bertema “Penguatan Pengawasan Ketenaganukliran Untuk Kesejahteraan dan Kemandirian Bangsa” 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. Road Map atau buku putih pembangunan PLTN berkapasitas 5.000 MW yang sudah ditandatangani Menteri ESDM bulan Juni 2015 dan sedang menunggu izin Presiden untuk pelaksanaan;
- c. Beberapa provinsi yang telah menyatakan ketertarikan untuk membangun PLTN di daerahnya;
- d. Rencana pembangunan reaktor daya eksperimental (RDE) oleh BATAN.

Untuk mengantisipasi pembangunan dan pengoperasian PLTN dan RDE, BAPETEN sebagai institusi yang bertugas untuk melakukan pengawasan dalam pemanfaatan teknologi nuklir dari aspek keselamatan, keamanan, dan safeguards harus bekerja keras mempersiapkan kemampuan melaksanakan evaluasi perizinan terhadap permohonan izin yang akan masuk. Dimulai dari perizinan tapak, untuk memberikan izin tapak, BAPETEN harus terlebih dahulu mengevaluasi berbagai hal, seperti aspek geologi, seismik, vulkanologi, meteorologi, hidrologi, dan sebagainya. Setelah tahap tapak, BAPETEN harus mempersiapkan diri untuk melakukan evaluasi terhadap permohonan izin konstruksi. Pada tahap ini diharapkan desain teknis RDE dapat dievaluasi dengan baik oleh BAPETEN sebelum dapat menerbitkan izin konstruksinya. Hal ini agar dapat tercapainya tujuan keselamatan dalam pengoperasian RDE nantinya. Untuk mengevaluasi desain RDE selain dilakukan oleh SDM BAPETEN sendiri, dapat dijalin kerjasama dengan TSO yang sudah berpengalaman dalam membantu mengevaluasi desain RDE dari teknologi yang terpilih. Izin selanjutnya yang harus dipenuhi adalah izin komisioning, izin operasi, dan izin dekomisioning.

Selain itu isu keselamatan atas pemanfaatan sumber radiasi dan bahan galian juga perlu diperhatikan. Perkembangan standar internasional untuk keselamatan radiologis harus terus dicermati. Peraturan, pedoman, dan sistem perizinan harus disesuaikan dengan tingkat resiko dari jenis radiasi yang dimanfaatkan.

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.

Selama 2 minggu, dari tanggal 2 – 14 Agustus 2015, BAPETEN menerima tim review IRRS (*Integrated Regulatory Review Service*) sebanyak 15 expert dari berbagai negara dan ditambah 4 *expert* dari IAEA. 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.

Demikian hal ini kami sampaikan, selanjutnya sesuai dengan permintaan Ketua Panitia, maka dengan mengucapkan Bismillahirrahmaanirrahiim Seminar Keselamatan Nuklir BAPETEN untuk tahun anggaran 2015 ini resmi dibuka.

Terima kasih.

Wassalamu'alaikum wr.wb.

Kepala BAPETEN

Prof. Jazi Eko Istiyanto, M.Sc

KATA PENGANTAR

Puji syukur kepada Tuhan Yang Maha Esa atas kelimpahan 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 2015 yang bertemakan “Penguatan Pengawasan Ketenaganukliran untuk Kesejahteraan dan Kemandirian Bangsa”.

Seminar diadakan pada tanggal 13 Agustus 2015 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 dari *Nippon Advanced Information Service* (NAIS), Jepang dan dari Asosiasi Proteksi Radiasi Indonesia.

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

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

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 mudah-mudahan dapat menjadi sumber informasi bermanfaat bagi yang memerlukan.

Jakarta, Oktober 2015
Ketua Panitia

Bambang Eko Aryadi, MT.

AGENDA PELAKSANAAN SEMINAR KESELAMATAN NUKLIR 2015

JAKARTA, 13 Agustus 2015

Waktu	Agenda	Keterangan
08.00 – 08.30	Registrasi	Panitia
08.30 – 08.40	<ul style="list-style-type: none"> ⦿ Induksi Keselamatan ⦿ Menyanyikan lagu Indonesia Raya 	Panitia
08.40 – 08.50	Pembukaan: <ul style="list-style-type: none"> ⦿ Laporan 	⦿ Ketua Panitia
08.50 – 09.10	Sambutan dan Pembukaan	Kepala BAPETEN
09.10 – 09.20	<ul style="list-style-type: none"> ⦿ FOTO BERSAMA ⦿ REHAT KOPI 	
09.30 – 10.30	Presentasi Pembicara Tamu 1: “Safety Evaluation and Licensing of HTGR – Sample Case of Japanese HTTR”	Pembicara : Dr. Liem Peng Hong (NAIS Co., Inc., Japan) Moderator : Drs. Reno Alamsyah, MSc
10.30 – 10.45	DISKUSI SESI 1	
10.45 – 10.50	Penyerahan plakat BAPETEN	
10.50 – 11.35	Presentasi Pembicara Tamu 2: Penerimaan Dosis Berlebih untuk Radiografi Industri	Pembicara : Dr. Syahrir (APRI) Moderator : Drs. Azhar, MSc
11.35 – 11.50	DISKUSI SESI 2	
11.50 – 11.55	Penyerahan plakat BAPETEN	
11.55 – 13.00	ISHOMA	
13.00 – 13.30	Presentasi Poster PA & PB	
Presentasi ORAL Sesi 1		
	Kelompok A (IBN) Ruang : GOLDEN PHOENIX Moderator : Veronica Tuka	Kelompok B (FRZR) RUANG : GOANGZHOU (Lt.6) Moderator : Aris Sanyoto
13.30 – 13.40	Presentasi OA1	Presentasi OB1
13.40 – 13.50	Presentasi OA2	Presentasi OB2
13.50 – 14.00	Presentasi OA3	Presentasi OB3
14.00 – 14.10	Presentasi OA4	Presentasi OB4
14.10 – 14.30	Diskusi	Diskusi
14.30 – 14.45	REHAT KOPI	
Presentasi ORAL Sesi 2		
	Kelompok A (IBN) Ruang : GOLDEN PHOENIX Moderator : Haendra Subekti	Kelompok B (FRZR) RUANG : GOANGZHOU (Lt.6) Moderator : Rini Suryanti
14.45 – 14.55	Presentasi OA5	Presentasi OB5
14.55 – 15.05	Presentasi OA6	Presentasi OB6
15.05 – 15.15	Presentasi OA7	Presentasi OB7
15.15 – 15.25	Presentasi OA8	Presentasi OB8
15.25 – 15.45	Diskusi	Diskusi
15.45 – 16.00	Penutupan : 1. Perumusan 2. Penutupan	1. Ketua Panitia 2. Deputi Pengkajian Keselamatan Nuklir BAPETEN

DAFTAR ISI

Susunan Panitia Seminar Keselamatan Nuklir 2015 Badan Pengawas Tenaga Nuklir	ii
Sambutan Kepala BAPETEN pada Seminar Keselamatan Nuklir BAPETEN	iii
Kata Pengantar	v
Agenda Pelaksanaan Seminar Keselamatan Nuklir 2015	vi

MAKALAH PENYAJI BIDANG INSTALASI DAN BAHAN NUKLIR

Analisis Keselamatan Reaktor Kartini terhadap Abu Vulkanik	3
Liliana Y. Pandi, Veronika Tuka dan Puradwi Ismu W	
Studi Awal Pengaruh Jumlah Triso dan Pengakayaan UO₂ terhadap Nilai Kritikalitas Menggunakan SCALE6.1	7
Helen Rafflis	
Analisis Penentuan Indeks Kerentanan Seismik dengan Pendekatan Metoda HVSR untuk Tapak Instalasi Nuklir.....	12
Akhmad Muktaf Haifani	
Perilaku Perubahan Reaktivitas pada Reaktor AHR	18
Azizul Khakim dan Arif Isnaeni	
Penilaian Teknis Simulator Demo PC-TRAN HTR sebagai Alat Uji Kompetensi Kualifikasi Supervisor dan Operator Reaktor Pebble Bed 10 MWe	24
Imron, Winda Sarmita, Supyana, Ardiyani Eka P, Besar Winarto	
Audit Jaminan Mutu Nuklir sebagai Pengawasan Internal dalam Pelaksanaan Perka BAPETEN No. 4 Tahun 2010	30
Yuliana Esti Prabandari	
Kelayakan Lembaga Sertifikasi Profesi untuk Petugas Instalasi dan Bahan Nuklir	35
Winda Sarmita, Supyana, Imron, Ardiyani Eka Patriasari, Besar Winarto	
Legal Standing Posisi BAPETEN sebagai Regulator Pemanfaatan Tenaga Nuklir dalam Pengawasan Kegiatan Pertambangan Bahan Galian Nuklir/Mineral Radioaktif	40
Donni Taufiq	
Pembelajaran Kejadian tak Biasa pada Reaktor Non Daya Melalui IRSRR (<i>Incident Reporting System for Research Reactor</i>) dan Penerapannya di Indonesia	44
Liliana Yetta Pandi	
Tantangan Penerapan <i>Code of Conduct on Safety of the Research Reactor</i>	49
Liliana Yetta Pandi	
Kajian Keselamatan Neutronik <i>Bulk Shielding</i> Reaktor Riset Menggunakan Program Komputer Scale	53
Agus Waluyo	
Kajian Keselamatan Material Bejana <i>Aqueous Homogeneous Reactor</i> (AHR) dengan Menggunakan Program ANSYS.....	58
Dedi Hermawan dan Nofrijon Sofyan	
Kajian Keselamatan Fasilitas Pemisahan Radioisotop yang Berbasis <i>Aqueous Homogeneous Reactor</i> (AHR)	63
Dedi Hermawan	
Pengalaman Evaluasi Aspek Meteorologi pada Permohonan Izin Tapak Reaktor Nuklir di Amerika Serikat	67
Rahmat Edhi Harianto	

Analisis Penentuan Kedalaman Lapisan Bawah Permukaan dengan Pendekatan Geolistrik untuk Tapak Instalasi Nuklir	73
Akhamd Muktaf Haifani	
Decision Making and Modeling dengan Pendekatan Rekayasa Sistem (System Engineering) terhadap Proses Perizinan PLTN (Studi Kasus Perizinan USNRC)	79
Arifin Muhammad Susanto	
Pengambilan Keputusan (Decision Making) pada Seleksi Tapak dengan Pendekatan Value Modeling	84
Arifin Muhammad Susanto	
Studi Kritikalitas Reaktor Homogen (Aqueous Homogeneous Reactor) Menggunakan MCNP5, MCNPX, dan MCNP6	90
Arif Isnaeni	
Kajian Amandemen Undang-Undang Ketenaganukliran: Identifikasi Kelemahan.....	93
Amil Mardha dan Dahlia C. Sinaga	
Kajian Revisi Perka BAPETEN Nomor 11 Tahun 2007 Menuju Peningkatan Pengaturan Ketentuan Keselamatan INNR	97
Eko H. Riyadi	
Graded Approach System Proteksi Fisik Bahan dan Fasilitas Nuklir	102
Endang Susilowati	
<hr/>	
MAKALAH PENYAJI BIDANG FASILITAS RADIASI DAN ZAT RADIOAKTIF	
<hr/>	
Pemetaan Ulang terhadap Paparan Radiasi Pascareposisi di Daerah Kerja HR-24 Laboratorium Instalasi Elemen Bakar Eksperimental	109
Nudia Barenzani, Farida dan Waringin Margi Yusmaman	
Penentuan Nilai Pembatas Dosis Tahun 2015 di PTRR-BATAN dengan Menggunakan Metoda Quartilisasi Dosis Maksimum	112
Rr. Djarwanti RPS, Bisma Barron P, dan Adelili Hermana	
Model Pengendalian Keselamatan Terpadu untuk Menurunkan Tingkat Kecelakaan di Tempat Kerja	116
W. Prasud	
Dosimetri BNCT pada Jaringan Lunak dan Jaringan Keras.....	123
Octaviana Erawati F, Riyatun, Suharyana, dan Azizul Khakim	
Kajian Keselamatan Radiasi pada Penggunaan Pesawat Sinar-X Gigi Intraoral dengan Sistem "Handheld"	127
Leily Savitri	
Pengaruh Metode Kalibrasi Dosis Tunggal dan Interval TLD 100 LiF:Mg,Ti terhadap Audit Dosimetri Radioterapi.....	131
Mukhlisin, Ahmad Maulana, Andreas, dan Supriyanto Ardjo Pawiro	
Kajian Perbandingan Pengelompokan Pemanfaatan Berdasarkan Dokumen IAEA TECDOC 1067 dan TECDOC 1525 dalam Rangka Amandemen Peraturan Pemerintah Nomor 29 Tahun 2008	138
Hermawan Puji Yuwana	
Pengembangan Penanggung Jawab Keselamatan Radiasi dalam Rangka Amandemen Peraturan Pemerintah Nomor 33 Tahun 2007 Berdasarkan Rekomendasi IAEA GSR Part 3.....	144
Satria Prahara	
Kajian Pasal 46a dan 46b Perka BAPETEN No. 8 Tahun 2014 Berkaitan dengan Implementasi Uji Kelayakan Peralatan Radiografi Gamma Industri.....	150
B.Y. Eko Budi Jumpeno	

Aspek Keselamatan pada Proses Produksi Radioisotop	155
Suhaedi Muhammad, Rr. Djarwanti RPS, Eko Lestariningsih	
Penentuan Nilai Pembatas Dosis Radiasi di Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi (PTKMR) - BATAN.....	159
Sri Subandini Lolaningrum, Irma Dwi Rahayu, Huriyatil Afiah, dan Nazaroh	
Sistem Pemantauan Dosis Radiasi Perorangan di PTKMR-BATAN Berdasarkan Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 4 Tahun 2013 tentang Proteksi dan Keselamatan Radiasi dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir dan Standar BATAN SB 016 Tahun 2014 tentang Keselamatan dan Proteksi Radiasi BATAN	162
Nazaroh, Nina Herlina dan Pardi	
Konseling bagi Pekerja Radiasi yang Menerima Dosis Berlebih	167
Farida Tusafariah, Rimin Sumantri, dan Sri Subandini L.	
Tinjauan Peraturan Ketenaganukliran Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif supaya Harmonis dengan Penjelasan Visi BAPETEN.....	171
Togap P Marpaung	
Prediksi Dosis Jaringan Beresiko pada Radioterapi Kanker Prostat Teknik IMRT dan VMAT	178
Ahmad Maulana, Mukhlisin, Andreas, dan Supriyanto Ardjo Pawiro	
Pemanfaatan Sinar-X dalam Radiodiagnostik Kedokteran Hewan	182
Deddy Rusdiana, dan Heri Irawan	
Pengembangan Silabus Materi Pengangkutan Zat Radioaktif untuk Pelatihan Dasar Calon Inspektur Keselamatan Nuklir Badan Pengawas Tenaga Nuklir	186
Nanang Triagung Edi Hermawan	
TENORM Monitoring di Industri Minyak dan Gas.....	191
Anne Lawai Awan, dan Nur Ahmadi Wijaya	
Urgensi Pengawasan Penggunaan Depleted Uranium dalam Bidang Radiografi Industri di Indonesia	196
Tiar Fridianto	
Optimalisasi Perlakuan Tumor dalam Perencanaan Pelaksanaan <i>Brachytherapy</i>	199
Junios, dan Kariman D	

LAMPIRAN PRESENTASI PEMBICARA KUNCI

<i>Safety Evaluation and Licensing of HTGR: Sample Case of Japanese HTTR</i>	L-3
Liem Peng Hong	
Penerimaan Dosis Berlebih untuk Radiografi Industri	L-33
Syahrir	



Seminar Keselamatan Nuklir 2015
Makalah Penyaji
Bidang Instalasi dan Bahan Nuklir





Seminar Keselamatan Nuklir 2015 Makalah Penyaji Bidang Instalasi dan Bahan Nuklir

Prosiding
Seminar
Keselamatan
Nuklir
2015

ANALISIS KESELAMATAN REAKTOR KARTINI TERHADAP ABU VULKANIK

Liliana Y. Pandi*, Veronika Tuka** dan Puradwi Ismu W***

*Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Instalasi Dan Bahan Nuklir-BAPETEN

**Direktorat Perizinan Fasilitas Radiasi dan Zarah Radioaktif-BAPETEN

***Pusat Sains dan Teknologi Acelerator-BATAN

Badan Pengawas Tenaga Nuklir Jl. Gajah Mada No. 8, Jakarta 10120, Indonesia

p.liliana@bapeten.go.id

ABSTRAK

ANALISIS KESELAMATAN REAKTOR KARTINI TERHADAP ABU VULKANIK. Gunung Merapi meletus secara beruntun pada bulan Oktober-November 2010, puncak letusan terjadi pada tanggal 5 November 2010. Letusan ini merupakan letusan terbesar kedua dalam kurun waktu 100 tahun. Letusan disertai dengan gempa vulkanik dan guncangan, lontaran abu vulkanik dan material lainnya. Abu vulkanik tertiuip angin mencapai beberapa daerah di hari-hari berikutnya sehingga abu vulkanik mencapai lokasi reaktor Kartini. Seperti diketahui di Yogyakarta terdapat instalasi nuklir yaitu reaktor Kartini yang statusnya masih beroperasi dan terletak di provinsi Yogyakarta 25 km ke arah selatan-selatan timur dari gunung Merapi. Oleh karena reaktor Kartini mempunyai potensi bahaya radiologi, sehingga keselamatan reaktor Kartini terhadap abu vulkanik perlu menjadi perhatian. Makalah ini membahas keselamatan reaktor Kartini akibat abu vulkanik gunung Merapi.

Kata kunci: abu vulkanik, keselamatan, reaktor Kartini

ABSTRACT

SAFETY ANALYSIS OF KARTINI REACTOR AGAINST VOLCANIC ASH. On October-November 2010 Mount Merapi has erupted sequently. The largest eruption has occured on 5 November 2010. This eruption is the second largest in 100 years. The eruption was accompanied by volcanic earthquakes, shocks, expulsion of volcanic ash and other materials. Volcanic ash blown by the wind reached several areas in the following days until volcanic ashes reach the Kartini Reactor site. As is known Yogyakarta in an area where a nuclear installation, i.e. Kartini Reactor, is located and in operation and is located in the province of Yogyakarta, 25 km to the south-south east of Mount Merapi. Due to the radiological hazard potential of the reactor, so that the safety of Kartini Reactor against the volcano ash needs concern. In this paper discuss the safety of Kartini reactor due to the volcanic ash of Mount Merapi.

Keywords: volcanic ash, safety, Kartini reactor

1. PENDAHULUAN

Gunung Merapi meletus secara beruntun pada bulan Oktober-November 2010, puncak letusan terjadi pada tanggal 5 November 2010. Letusan ini merupakan letusan terbesar kedua dalam kurun waktu 100 tahun. Letusan disertai dengan gempa vulkanik dan guncangan, lontaran abu vulkanik dan material lainnya. Abu vulkanik tertiuip angin mencapai beberapa daerah di hari-hari berikutnya sehingga abu vulkanik mencapai lokasi reaktor Kartini. Pada tahun 2010 letusan, daerah dalam radius 20 km dinyatakan sebagai zona berbahaya memicu evakuasi darurat dari warga di daerah tersebut. Letusan disertai dengan gempa vulkanik, guncangan, lontaran abu vulkanik ke udara dan bahan lainnya. Adapun pada tapak reaktor Kartini, udara di luar gedung reaktor mengandung dispersi tipis abu vulkanik. Karena tapak Reaktor Kartini terletak di provinsi Yogyakarta 25 km ke arah selatan-selatan timur dari gunung Merapi.

Tujuan dari makalah ini yaitu untuk menganalisis/mengevaluasi dampak abu vulkanik terhadap keselamatan reaktor. Dalam makalah ini dibahas tentang keselamatan reaktor Kartini sehubungan adanya abu vulkanik dari gunung Merapi yang meletus.

2. POKOK BAHASAN

2.1. Ketentuan Keselamatan Reaktor terhadap Gunung Api

Sesuai dengan penjelasan Peraturan Pemerintah No. 2 tahun 2014 tentang Perizinan Instalasi Nuklir dan Pemanfaatan Bahan Nuklir, dan Peraturan Pemerintah No. 54 tahun 2012 tentang Keselamatan dan Keamanan Instalasi Nuklir, bahwa pemohon izin diharuskan melakukan evaluasi tapak dan juga melakukan evaluasi ulang tapak apabila diperlukan. Salah satu evaluasi tapak adalah evaluasi dan analisis data dari pengaruh kejadian eksternal di tapak dan wilayah sekitarnya baik yang berasal dari kejadian alam maupun kejadian akibat kegiatan manusia [1,2,9].

Dalam lampiran Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 8 Tahun 2012 tentang Penyusunan Laporan Analisis Keselamatan Reaktor Non Daya menyatakan bahwa pemohon izin harus melakukan analisis ketahanan gedung reaktor terhadap kejadian internal dan eksternal [3,9].

Rancangan Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir tentang Evaluasi Tapak Instalasi nuklir untuk aspek kegunungapian untuk menggantikan Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir No. 2 Tahun 2008 tentang Evaluasi Tapak

Reaktor Daya Untuk Aspek Kegunungpian bahwa pemegang izin harus melakukan evaluasi tapak instalasi nuklir untuk aspek kegunungpian terhadap tapak dan wilayah sekitarnya [4,5,9].

2.2. Abu Vulkanik

Aktivitas gunung berapi yang meningkat selalu dibarengi dengan semburan abu vulkanik, dalam waktu terakhir beberapa gunung berapi di Indonesia menunjukkan peningkatan aktifitas vulkaniknya yang paling parah adalah Merapi yang terkenal dengan wedus gembelnya. Letusan gunung Merapi menyebarkan abu vulkanik kemana-mana.

Abu Vulkanik ini merupakan leburan bagian dalam gunung yang terdiri dari batu-batu yang hancur, mineral dan kuarsa/kaca vulkanik yang dikeluarkan saat letusan gunung berapi, berdiameter kurang dari 2 mm (0,079 inci). Istilah abu vulkanik ini juga sering digunakan untuk merujuk kepada semua produk letusan eksplosif (seharusnya sebagai tephra), walaupun partikelnya lebih besar dari 2mm. Pada Peraturan Kepala BAPETEN No. 2 tahun 2008 abu vulkanik ini didefinisikan sebagai Bahan Piroklastik yang merupakan fragmentasi magma yang berukuran abu dengan diameter kurang dari 2 (dua) mm, lapili dengan diameter 2 (dua) sampai dengan 64 mm dan bom dengan diameter lebih dari 64 mm yang dilepaskan selama erupsi gunung api. Tephra adalah bahan piroklastik yang dilontarkan selama erupsi gunung api.

Abu vulkanik terbentuk selama letusan gunung berapi ledakan ketika gas-gas terlarut dalam magma berekspansi dan meluncur dengan kencang ke atmosfer. Kekuatan gas yang meluncur ini menghancurkan magma dan mendorongnya ke luar di mana magma akan mengeras menjadi fragmen-fragmen batuan vulkanik dan kaca. Abu juga diproduksi ketika magma kontak dengan air selama letusan freatomagmatik, menyebabkan air langsung menguap dan menyebabkan pecahan magma terbawa uap keatas. Setelah di udara, abu diangkut oleh angin hingga ribuan kilometer jauhnya.

Karena penyebarannya luas, abu dapat memiliki sejumlah dampak terhadap masyarakat, termasuk: kesehatan manusia dan hewan, gangguan terhadap penerbangan; gangguan terhadap infrastruktur kritis (misalnya, sistem catu daya listrik, telekomunikasi, air dan jaringan air limbah, transportasi; industri primer (misalnya, pertanian), bangunan dan struktur.

2.3. Pembentukan Abu Vulkanik

Abu vulkanik (lihat **Gambar 1**) terbentuk selama letusan gunung berapi, letusan freatomagmatik dan selama transportasi pada aliran piroklastik. Piroklastik merupakan salah satu hasil letusan gunung berapi yang bergerak dengan cepat dan terdiri dari gas panas, abu vulkanik, dan bebatuan. Erupsi eksplosif terjadi ketika magma terdekompresi, sehingga memungkinkan zat volatil terlarut (dominan air dan karbon dioksida) yang terlepas menjadi gelembung-gelembung gas. Semakin banyak gelembung yang dihasilkan yang menyebabkan penurunan kepadatan magma dan mempercepat magma mengalir saluran.



Gambar 1: Abu Vulkanik [6]

Fragmentasi terjadi ketika gelembung berisi sekitar 70-80% dari volume campuran erupsi. Ketika fragmentasi terjadi, gelembung secara keras memecah magma hingga magma terpisah menjadi fragmen-fragmen yang dikeluarkan ke atmosfer di mana mereka mengeras menjadi partikel abu. Fragmentasi adalah proses yang sangat efisien pembentukan abu dan mampu menghasilkan abu yang sangat halus bahkan tanpa penambahan air.

Abu vulkanik juga diproduksi selama letusan freatomagmatik. Selama letusan ini fragmentasi terjadi ketika magma kontak dengan badan air (seperti laut, danau dan rawa-rawa) air tanah, salju atau es. Aliran piroklastik padat juga dapat menghasilkan partikel abu. Hal ini biasanya dihasilkan oleh runtuhnya kubah lava atau runtuhnya kolom erupsi. Dalam aliran piroklastik padat, abrasi partikel terjadi ketika partikel berinteraksi satu sama lain menghasilkan penurunan ukuran butir dan memproduksi partikel abu berbutir halus.

Karakteristik fisik dan kimia dari abu vulkanik dipengaruhi oleh tipe letusan gunung berapi. Gunung berapi menampilkan berbagai tipe letusan yang dipengaruhi oleh sifat kimia magma, isi kristal, suhu dan gas-gas terlarut dari erupsi magma dan dapat diklasifikasikan dengan menggunakan Volcanic Explosivity Index (VEI). Letusan VEI 1 memiliki produk $<10^5$ m³ ejecta, sedangkan letusan sangat eksplosif VEI 5 + dapat mengeluarkan $>10^9$ m³ ejecta ke atmosfer. Parameter lain yang mengendalikan jumlah abu yang dihasilkan adalah durasi letusan: semakin lama letusan, semakin banyak abu akan diproduksi. (ejecta ialah fragmen batuan, glass dan material lain yang terlempar keluar dari kawah benturan atau gunung api).[6]

2.4. Fisik dan Kimia Abu Vulkanik [7]

Partikel abu vulkanik meletus selama letusan magmatik yang terdiri dari berbagai fraksi partikel vitric (kaca, non-kristal), kristal atau litik (non-magmatik). Abu yang dihasilkan selama letusan magmatik memiliki viskositas rendah sehingga (misalnya, juga letusan Hawaii dan strombolian) menghasilkan berbagai piroklastik yang berbeda tergantung pada proses erupsi. Misalnya, abu yang dikumpulkan dari air mancur lava hawaii terdiri dari sideromelane (kaca coklat muda basaltik) piroklastik yang mengandung microlites langka dan fenokris. Letusan sedikit lebih kental dari basal (misalnya, strombolian) membentuk berbagai piroklastik dari tetesan sideromelane tidak teratur untuk tachylite kuning (piroklastik mikrokristalin coklat). Sebaliknya, sebagian besar abu berkeandungan tinggi silika (misalnya riolit) terdiri dari produk bubuk batu apung (pecahan vitric), fenokris (fraksi kristal) dan beberapa fragmen litik (xenoliths).[7] Bentuk pasir kuarsa itu tidak bulat layaknya abu biasa. Di bawah mikroskop, pasir kuarsa itu tampak berujung runcing. Bentuk pasir kuarsa ini dapat dilihat pada **Gambar 2**.

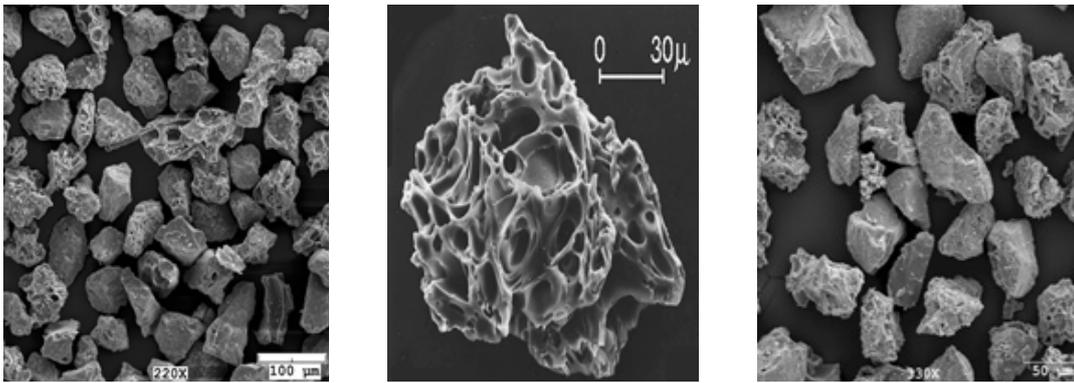
Saat meletus, gunung berapi memangumumnya menyemburkan uap air (H₂O), karbon dioksida (CO₂), sulfur dioksida (SO₂), asam klorida (HCl), asam fluorida (HF), dan abu vulkanik ke atmosfer. Abu vulkanik mengandung silika, mineral, dan bebatuan. Unsur yang paling umum adalah sulfat, klorida, natrium, kalsium, kalium, magnesium, dan fluoride. Ada juga unsur lain, seperti seng, kadmium, dan timah, tapi dalam konsentrasi yang lebih rendah.

2.5. Lokasi Reaktor Kartini

Instalasi reaktor Kartini terletak pada kedudukan 110,413870 BT dan 7,778020 LS dengan ketinggian +118 m dari permukaan air laut pantai terdekat (pantai selatan Samudera Indonesia) yang berjarak +27 km dari pusat reaktor.

3. METODOLOGI

Makalah ini disusun dengan melakukan studi kajian terhadap peraturan, laporan kejadian dan dokumen perizinan yang ada saat ini.



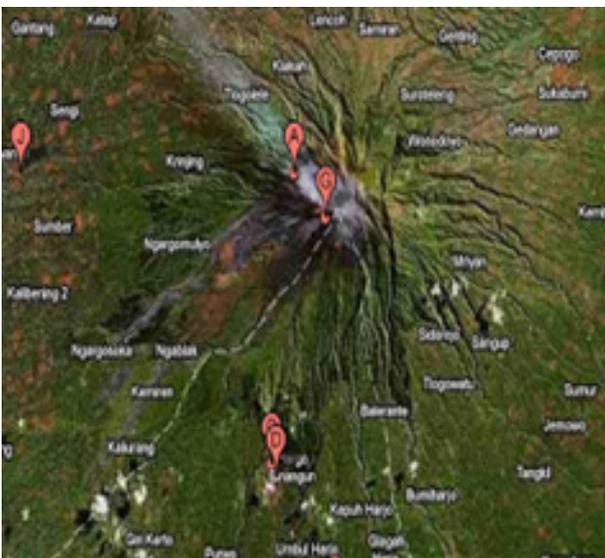
Gambar 2: Penampakan Abu Vulkanik diperbesar [7]

4. PEMBAHASAN

Gunung Merapi meletus secara beruntun pada bulan Oktober-November 2010, puncak letusan terjadi pada tanggal 5 November 2010. Aliran letusan gunung Merapi mengarah ke selatan dan Barat. Di sebelah Utara dan Timur dari Gunung Merapi masih terdapat sisa-sisa Merapi jaman dahulu dan terdapat tebing-tebing terjal yang membatasi guguran piroklastik merapi sehingga tak bisa melewatinya. Oleh karenanya, peta kemungkinan guguran piroklastik yang diperlihatkan pada Gambar 3 menunjukkan perkiraan bahwa arah guguran Gunung Merapi adalah ke arah Selatan dan Barat yang terlihat lebih landai.[8] Pada peta terdapat adanya perpanjangan zona bahaya pada daerah aliran sungai di sekitar Gunung Merapi. Perpanjangan zona ini terjadi terjadi karena berat jenis material piroklastik lebih besar daripada udara. Oleh karena itu, material tersebut akan turun ke bawah mencari tempat yang lebih rendah dengan mengikuti alur dari topografi yang dilaluinya.

Dampak pasir vulkanik mencapai seluas 15 km radius sementara abu mencapai Kota Yogyakarta, 30 km dari gunung Merapi. Abu vulkanik yang tersebar di udara dan, tergantung pada arah angin, dan jatuh di beberapa daerah. Arah angin telah membawa sebagian besar dari abu vulkanik ke barat dan arah selatan-barat.

Gunung ini memuntahkan abu di wilayah yang luas termasuk Jawa Tengah dan Yogyakarta ke selatan. Adapun pada tapak reaktor Kartini, udara di luar gedung reaktor mengandung dispersi tipis abu vulkanik. Tapak Reaktor Kartini terletak di provinsi Yogyakarta 25 km ke arah selatan-selatan timur dari gunung Merapi. Tingginya letusan, membuat jangkauan abu vulkanik yang tersebar bisa mencapai puluhan bahkan ratusan kilometer (lihat Gambar 4).



Gambar 3: Peta Topografi Letusan Gunung Merapi[8]

Dampak abu jatuh pada reaktor Kartini juga dapat menyebabkan beberapa efek, yang dapat mengganggu keselamatan reaktor Kartini dan perlu menjadi perhatian. Hal yang di bawah ini dapat mempengaruhi keselamatan reaktor Kartini adalah:

4.1. Listrik

Abu vulkanik dapat menyebabkan gangguan terhadap sistem catu daya listrik di semua tingkat pembangkit listrik, transformasi, transmisi dan distribusi. Ada empat dampak utama yang timbul dari abu-kontaminasi peralatan yang digunakan dalam proses pengiriman daya yaitu:

1. Deposit abu basah pada isolator tegangan tinggi dapat menyebabkan kebocoran arus (sejumlah kecil arus di permukaan isolator) yang dapat menyebabkan flashover (debit listrik yang tidak diinginkan di sekitar atau permukaan suatu material).
2. Abu vulkanik dapat mengikis logam, terutama bagian yang bergerak seperti turbin dan kipas pendingin pada transformator atau pembangkit listrik termal .
3. Kepadatan tinggi dari beberapa deposit abu dapat menyebabkan kerusakan jalur dan kerusakan menara baja dan tiang-tiang kayu karena abu. Ini adalah yang paling berbahaya ketika abu menjadi basah (terkena hujan) setebal ≥ 10 mm abu jatuh. Jika terlalu berat maka dapat menyebabkan jatuhnya perangkat listrik dan menyebabkan kerusakan yang besar.
4. Pemadaman listrik pada titik-titik rawan koneksi (misalnya, gardu) atau sirkuit sampai abu telah dibersihkan dari peralatan.

Pada catu daya listrik reaktor Kartini saat adanya letusan Gunung Merapi tidak terganggu karena angin yang membawa abu vulkanik tidak mengarah pada lokasi reaktor Kartini.



Gambar 4: Penyebaran abu [7]

4.2. Pasokan air

Setelah letusan, abu vulkanik akan menyebar ke beberapa tempat termasuk sumber air bersih dan bisa menyebabkan terhambatnya sistem pendingin pada reaktor Kartini. Pasokan air pendingin pada saat letusan gunung Merapi tidak digunakan, karena reaktor reaktor dipadamkan sampai turun hujan dan tidak ada lagi letusan gunung Merapi.

4.3. Komunikasi

Jaringan telekomunikasi dan siaran dapat dipengaruhi oleh abu vulkanik dengan cara berikut: atenuasi dan penurunan kekuatan sinyal, kerusakan pada peralatan, dan beban berlebih jaringan. Redaman sinyal akibat abu vulkanik tidak terdokumentasi dengan baik, namun ada laporan dari komunikasi terganggu setelah letusan Surtsey 1969 dan 1991 letusan Gunung Pinatubo. Penelitian oleh kelompok Auckland Teknik Lifelines yang berbasis di Selandia Baru menentukan secara teoritis dampak pada sinyal telekomunikasi dari abu, menyebabkan terbatasnya layanan frekuensi rendah seperti komunikasi satelit. Peralatan telekomunikasi dapat menjadi rusak karena jatuh abu langsung. Sebagian besar peralatan modern membutuhkan pendinginan konstan dari unit pendingin udara. Perangkat tersebut rentan terhadap penyumbatan oleh abu yang mengurangi efisiensi pendinginannya. Jaringan komunikasi berpengaruh pada komunikasi saat terjadi kedaruratan pada reaktor Kartini. Saat terjadi letusan gunung Merapi jaringan komunikasi pada reaktor Kartini tidak terganggu.

4.4. Komputer

Komputer mungkin terkena dampak oleh abu vulkanik. Komponen yang paling rentan adalah komponen mekanis, seperti kipas pendingin, cd drive, keyboard dan mouse. Komponen-komponen ini dapat menjadi macet dengan abu berbutir halus menyebabkannya untuk berhenti bekerja, namun sebagian besar dapat dikembalikan dengan cara membersihkannya. Abu lembab dapat menyebabkan arus pendek listrik dalam komputer desktop, namun tidak akan mempengaruhi laptop. Hal ini berpengaruh untuk sistem dan kendali Reaktor Kartini yang menggunakan komputer desktop dalam mengoperasikan reaktor.

4.5. Bangunan dan struktur

Kerusakan bangunan dan struktur dapat berkisar dari runtuhnya atap lengkap atau sebagian. Dampak tergantung pada ketebalan abu, apakah itu basah atau kering, atap dan desain bangunan dan berapa banyak abu masuk kedalam gedung. Berat jenis abu dapat bervariasi secara signifikan dan hujan dapat meningkatkan massanya hingga 50-100%. Masalahnya mirip dengan salju, namun, abu yang lebih parah karena:

1. beban dari abu umumnya jauh lebih besar,
2. abu tidak meleleh dan
3. abu dapat menyumbat dan merusak selokan, terutama setelah hujan.

Atap datar umumnya lebih rentan terhadap kerusakan daripada atap curam. Runtuhnya atap dapat menyebabkan luka dan kematian dan kerusakan properti. Karena beban abu vulkanik yang dapat menyebabkan runtuhnya atap, maka analisis ketahanan pada gedung reaktor Kartini perlu dilakukan.

Letusan Gunung Merapi adalah peristiwa alam dan dianggap sebagai peristiwa eksternal untuk reaktor Kartini. Letusan gunung Merapi pada tahun 2010 tidak mempengaruhi Struktur, Sistem dan Komponen (SSK) dari reaktor Kartini. Hal ini disebabkan oleh arah angin yang tidak mengarah ke tapak reaktor. Namun demikian, abu tipis muncul di luar gedung reaktor. Sistem pendingin sekunder yang terletak di luar gedung reaktor tidak terpengaruh oleh abu vulkanik karena dilakukan penutupan menara pendingin.

Untuk pertimbangan keselamatan, partikel udara yang mengandung abu vulkanik tidak diharapkan memasuki gedung reaktor. Selama letusan gunung Merapi, tindakan yang telah dilakukan untuk mencegah abu vulkanik memasuki gedung reaktor dengan tidak mengoperasikan sistem ventilasi selama periode letusan (05-10 November 2010), dan lembaran plastik digunakan untuk menutupi tangki reaktor. Pengoperasian reaktor Kartini untuk sementara dihentikan sambil menunggu kondisi yang sesuai dari udara atmosfer. Sistem pendingin sekunder tidak dioperasikan untuk menjaga kebersihan air pendingin. Pengamatan pada penutup plastik tangki reaktor terus menerus dilakukan, dan ditemukan bahwa tidak ada tanda-tanda jatuh abu di atas plastik penutup.

Selama letusan, gempa vulkanik tidak dirasakan oleh sistem GeoSig, alat perekam seismik yang terpasang di tapak reaktor. Tidak ada kelainan pada struktur, sistem dan komponen reaktor. Radioaktivitas gross di gedung reaktor juga normal. Udara di gedung reaktor bersih. Letusan Gunung Merapi pada tanggal 5 November 2010 memang tidak menimbulkan efek negatif pada reaktor Kartini.

5. KESIMPULAN

Dari analisis ini dapat diambil kesimpulan bahwa:

1. Pada peristiwa meletusnya gunung Merapi di Yogyakarta, struktur, sistem dan komponen reaktor Kartini tidak mengalami dampak akibat abu vulkanik.
2. Dalam rangka untuk menjaga keselamatan reaktor Kartini terhadap dampak letusan gunung berapi, informasi meteorologi, klimatologi, geofisika, dan keempaan yang berkaitan dengan kegiatan Gunung Merapi harus terus dikumpulkan dari otoritas nasional yang relevan.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] **Republik Indonesia** (2014); *Peraturan Pemerintah Nomor 2 Tahun 2014, Perizinan Instalasi Nuklir dan Pemanfaatan Bahan Nuklir*; Jakarta.
- [2] **Republik Indonesia** (2012); *Peraturan Pemerintah No. 54 tahun 2012, Keselamatan dan Keamanan Instalasi Nuklir*; Jakarta.
- [3] **BAPETEN** (2012); *Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 8 Tahun 2012 tentang Penyusunan Laporan Analisis Keselamatan Reaktor Non Daya*.
- [4] **BAPETEN** (2014); *Rancangan Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir tentang Evaluasi Tapak Instalasi nuklir untuk aspek kegunungapian, Jakarta, 2014*.
- [5] **BAPETEN** (2014); *Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir No. 2 Tahun 2008 tentang Evaluasi Tapak Reaktor Daya untuk Aspek Kegunungapian, Jakarta, 2008*
- [6] [www.bisakimia.com/semua tentang abu vulkanik](http://www.bisakimia.com/semua_tentang_abu_vulkanik).
- [7] **Fakta Abu Vulkanik Lebih Berbahaya Dari Debu Biasa, www.facebook.com**
- [8] **Potensi Bencana Sekitar Gunung Merapi Khususnya SMA Taruna Nusantara, http://zonegeologi.blogspot.com**
- [9] **Pandi, L.Y.** (2015); "Aplikasi Sensor Abu Vulkanik pada Reaktor Nuklir"; Buletin BAPETEN, ISSN 2087-779X, Edisi VII tahun ke VII, hlm. 21-25, BAPETEN, Jakarta, 2015.



Seminar Keselamatan Nuklir 2015 Makalah Penyaji Bidang Instalasi dan Bahan Nuklir

Prosiding
Seminar
Keselamatan
Nuklir
2015

STUDI AWAL PENGARUH JUMLAH TRISO DAN PENGKAYAAN UO_2 TERHADAP NILAI KRITIKALITAS MENGGUNAKAN SCALE6.1

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

STUDI AWAL PENGARUH JUMLAH TRISO DAN PENGKAYAAN UO_2 TERHADAP NILAI KRITIKALITAS MENGGUNAKAN SCALE6.1. Rencana pembangunan reaktor nuklir tipe reaktor nuklir suhu tinggi berpendingin gas (*High Temperature Gas cooled Reactor-HTGR*) di Indonesia semakin dekat dan nyata. HTGR memiliki dua tipe bahan bakar yaitu berbentuk prisma dan bola (*pebble*) dengan menggunakan partikel bahan bakar yang sama yaitu partikel TRISO (*tristructural isotropic*). Partikel TRISO tersusun oleh bahan bakar kernel dengan empat lapisan coating yang mengelilinginya. Telah dilakukan studi awal pengaruh jumlah TRISO dan pengkayaan terhadap nilai kritikalitas pada bahan bakar berbentuk bola (*pebble*) menggunakan SCALE 6.1. Studi pada perhitungan ini merupakan kajian awal (*preliminary study*) dengan memodelkan satu buah bola bahan bakar yang ditumpuk dalam kotak persegi tak hingga dengan jarak antar bola 6 cm. Hasil perhitungan diperoleh bahwa nilai k_{ef} semakin meningkat seiring bertambahnya jumlah TRISO pada bagian bola bahan bakar (*pebble*) dan peningkatan pengkayaan bahan bakar. Nilai optimum kritikalitas pada pengkayaan 5% dan 10% diperoleh pada jumlah TRISO sebanyak 5000 bola sedangkan pada pengkayaan 17% diperoleh pada 2500 bola. Pemilihan jumlah TRISO dan pengkayaan bahan bakar harus berada dalam kondisi kekurangan moderasi (*under moderated*).

Kata kunci: TRISO, pengkayaan, kritikalitas, suhu, SCALE6.1.

ABSTRACT

PRELIMINARY STUDY OF PACKING FRACTION AND UO_2 ENRICHMENT FOR CRITICALITY CALCULATION USING SCALE 6.1 CODE. The plan of construction the high temperature gas cooled reactor (HTGR) in Indonesia closer and come true. The HTGRs have two types of fuel that the prismatic and pebble fuel that using the same fuel particles is called TRISO (tri structural isotropic). TRISO particles composed of fuel kernel with four layers of coating that surrounds it. The preliminary study has done about packing fraction and enrichment for criticality value using SCALE 6.1 code. This study calculates modelling of fuel pebbles are stacked in a infinite square grid with the pitch ball 6 cm. The calculations of k_{ef} value increases with increasing the number of fuel particles TRISO and increasing the fuel enrichment. The optimum value of the criticality value on enrichment 5% and 10% obtained at 5000 TRISO ball while on the enrichment of 17% was obtained at 2500 TRISO ball. The selection of the TRISO fraction and fuel enrichment should be in under moderated condition.

Keywords: TRISO, enrichment, criticality, temperature, SCALE6.1.

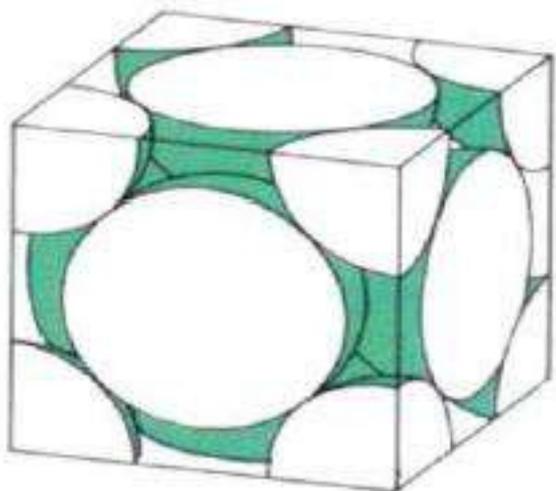
1. PENDAHULUAN

Rencana pembangunan reaktor nuklir tipe reaktor nuklir suhu tinggi berpendingin gas (*High Temperature Gas cooled Reactor-HTGR*) di Indonesia semakin dekat dan nyata seiring diumumkannya konsorsium Rusia-Indonesia yang merupakan gabungan beberapa perusahaan Indonesia yaitu PT Reayasa Engineering dan PT Kogas Driyap Konsultan, dengan anak perusahaan Rosatom Rusia, NUKEM Technologies GmbH menjadi pemenang lelang untuk tahap pra desain proyek pembangunan HTGR daya 10 MW[1]. HTGR memiliki dua tipe bahan bakar yaitu berbentuk prisma 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*).

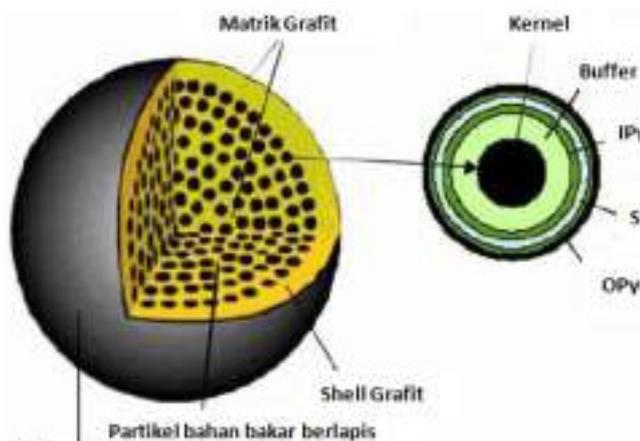
Pada reaktor yang menggunakan bahan bakar berbentuk bola terdiri dari partikel TRISO yang mengisi volume bola kemudian berkoresponden pada zona bahan bakar bola (*pebble*). Setiap bahan bakar pebel memiliki diameter 6 cm dan mengandung 1.000 hingga 100.000 partikel TRISO yang terdispersi dalam matriks grafit. Berdasarkan hal tersebut maka dipandang perlu untuk melakukan

verifikasi perhitungan data desain elemen bakar yang bervariasi pada desain HTGR guna meningkatkan pengawasan tenaga nuklir. Dalam makalah ini, akan dipaparkan studi awal pengaruh jumlah TRISO dan pengkayaan terhadap nilai kritikalitas pada bahan bakar berbentuk bola (*pebble*) menggunakan SCALE 6.1.

Kode komputer ini merupakan sistem perhitungan yang komprehensif untuk analisis keselamatan nuklir yang dikembangkan oleh *Oak Ridge National Laboratory* (ORNL) yang memiliki kemampuan khusus untuk desain dan analisis konfigurasi HTGR. SCALE (*Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluations*) telah digunakan oleh U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) lebih dari 30 tahun yang menyediakan kerangka kerja *'plug and play'* terdiri dari modul perhitungan deterministik dan Monte Carlo. SCALE code juga telah menyediakan fungsi perlakuan sistem heterogenitas ganda (*doubly heterogeneous*) untuk pemrosesan tampang lintang pada bahan bakar HTGR[2]. Perhitungan dilakukan oleh modul CSAS5 (*Criticality Safety Analysis Sequences*) dengan modul KENO V.a melakukan perhitungan kritikalitas dengan metode Monte Carlo yang memanfaatkan pustaka data nuklir ENDF/B-VII dan multigrup energi V7-238.



Gambar 1: Model partikel TRISO dalam kisi FCC[4]



Gambar 2: geometrik bahan bakar pebel[4]

2. LANDASAN TEORI

2.1. Data Desain Bahan Bakar Bola (Pebble Fuel)

Pemilihan jumlah partikel TRISO atau pemuatan bahan bakar kernel merupakan hal penting untuk mendapatkan faktor multiplikasi reaktor (k_{ef}) yang spesifik. Terdapat empat tipe kisi regular untuk distribusi partikel TRISO dalam 3D, yaitu *simple cubic* (SC), *body centered cubic* (BCC), *face centered cubic* (FCC) dan heksagonal. Hipotesa J. Kepler pada tahun 1611 mempostulasikan bahwa kisi FCC dan *hexagonal close packed* (HCP) memiliki fraksi pengepakan yang paling tinggi, yakni 74,048%[3]. Hipotesa J. Kepler kemudian ditegaskan pada tahun 1831 ketika Gauss mendemonstrasikan dugaan Kepler tersebut. Pada Gambar 1, terlihat model partikel TRISO dalam kisi FCC dan Gambar 2, skema geometrik bahan bakar pebel.

Setiap bahan bakar bola memiliki diameter 6 cm dan terdiri dari ribuan partikel TRISO yang bervariasi dari setiap data desain HTR. Partikel TRISO dengan diameter 0,92 mm terdistribusi dalam matriks grafit membentuk zona bahan bakar berdiameter 5 cm. Lapisan terluar grafit sebagai lapisan protektif menyelimuti zona berbahan bakar dengan ketebalan 0,5 cm. Partikel TRISO disusun oleh bahan bakar kernel UO₂ dan dibungkus empat lapisan pembungkus dari grafit dan silikon karbida. Skema geometrik bahan bakar *pebble* dan partikel TRISO diperlihatkan dalam Tabel 1 dan Tabel 2.

Tabel 1: Spesifikasi data desain bahan bakar[5]

Parameter	Nilai
Diameter <i>pebble</i> (cm)	6,0
Diameter zona bahan bakar (cm)	5,0
Diameter TRISO (mm)	0.92
Ketebalan shell grafit (cm)	0,5
Pengkayaan (%)	5, 10, 17
Material lapisan coating	C/IpyC/SiC/OPyc
Ketebalan lapisan coating (mm)	0,1/0,04/0,035/0,04

Tabel 2: Material TRISO dan Pendingin[5]

Deskripsi Zona	Material	Densitas (g/cc)	Radius (mm)
Kernel bahan bakar	UO ₂	10,4	0,250
Lapisan penyangga	Grafit	1,1	0,350
Lapisan karbon pirolitik dalam	Grafit	1,9	0,390
Lapisan SiC	Silika karbida	3,18	0,425
Lapisan karbon pirolitik luar	Grafit	1,9	0,465
Matriks	Grafit	1,73	N/A
Pendingin	Helium	1,78000E-4	N/A

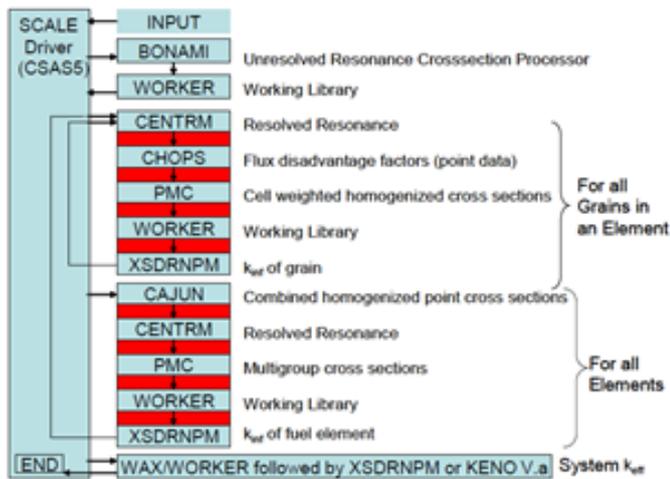
2.2. SCALE 6.1./CSAS5

Paket kode SCALE versi 6.1. merupakan paket pemodelan dan simulasi yang komprehensif untuk analisis keselamatan nuklir memiliki modul CSAS5 (*Criticality Safety Analysis Sequences*) dengan modul KENO V.a yang melakukan perhitungan kritikalitas dalam menggunakan kode Monte Carlo. *Sekuen control* CSAS5 akan mengaktifasi pemrosesan tampang lintang yaitu submodul BONAMI yang menyediakan tampang lintang resonansi terkoreksi dalam rentang daerah resonansi yang tak terselesaikan (*unresolved resonance*) dan NITAWL atau WORKER, CENTRM dan PMC untuk tampang lintang resonansi terkoreksi dalam rentang resonansi terkoreksi, atau pustaka energi kontinu KENO dapat spesifik dan pemrosesan tertentu dilewatkan. Sekuen kontrol CSAS1 menggunakan XSDRNPM untuk menyediakan tampang lintang campuran sel dan faktor multiplikasi neutron (k_{ef}) untuk model sistem satu dimensi.

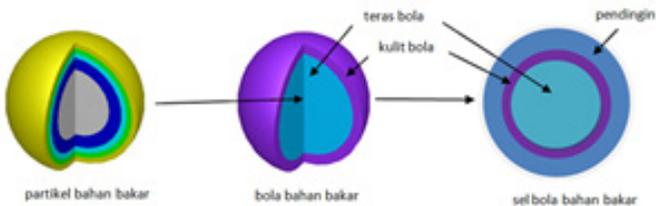
3. METODOLOGI KAJIAN

3.1. Pemodelan Heterogenitas Ganda

Sel heterogenitas ganda juga diutilisasi dalam XSDRNPM untuk menentukan faktor multiplikasi neutron dalam sistem tak hingga (k_{inf}) dalam partikel bahan bakar. Secara default, pustaka tampang lintang sel campuran tersedia dalam CSAS1 dan CENTRM/PMC digunakan untuk pemrosesan resonansi terselesaikan pada tampang lintang multigrup. Submodul NITAWL digunakan pada CENTRM/PMC sehingga PARM=NITAWL. Dalam perhitungan multigrup, KENO V.a menggunakan tampang lintang terproses dan menghitung k_{ef} dalam model sistem 3D. Kemampuan pemodelan geometri yang tersedia dalam KENO V.a dikopel otomatis dengan pemrosesan tampang lintang dalam sekuen kontrol yang kompleks menjadi sistem 3D yang lebih mudah dianalisis. Apabila, sel heterogenitas ganda digunakan maka skema yang diterapkan sesuai Gambar 3. Pada tipe sel DOUBLEHET memberikan campuran bahan bakar sel baru dari campuran partikel yang digunakan dalam input KENO akan menerapkan mode perhitungan multigrup untuk mengetahui nilai kritikalitasnya.



Gambar 3: Pemodelan Elemen Bakar Heterogenitas Ganda dalam SCALE[2]



Gambar 4: Model Heterogenitas Ganda dalam SCALE[6]

Model heterogenitas ganda untuk pemrosesan tampang lintang dapat dilihat dalam Gambar 4. melalui perhitungan zona bahan bakar dalam bola. Untuk bahan bakar dengan tanpa heterogenitas ganda, kode CENTRM akan menyelesaikan persamaan transpor neutron satu dimensi untuk blok bangunan sederhana menggunakan tampang lintang titik dan menghitung penyelesaian fluks pada kisi (sekitar 50.000-70.000) sedangkan untuk bahan bakar dengan heterogenitas ganda, pilihan DOUBLEHET menggunakan metodologi CENTRM/PMC pada dua level heterogenitas (lihat Gambar 4). Homogenisasi level pertama dilakukan pada zona bahan bakar TRISO dan level kedua dilakukan homogenisasi pada distribusi bahan bakar yang terdistribusi dalam bola yang ditentukan oleh CENTRM distribusi fluks kemudian menggunakan PMC untuk menentukan pemrosesan data tampang lintang mode multigrup.

3.2. Perhitungan Kritikalitas pada bola bahan bakar

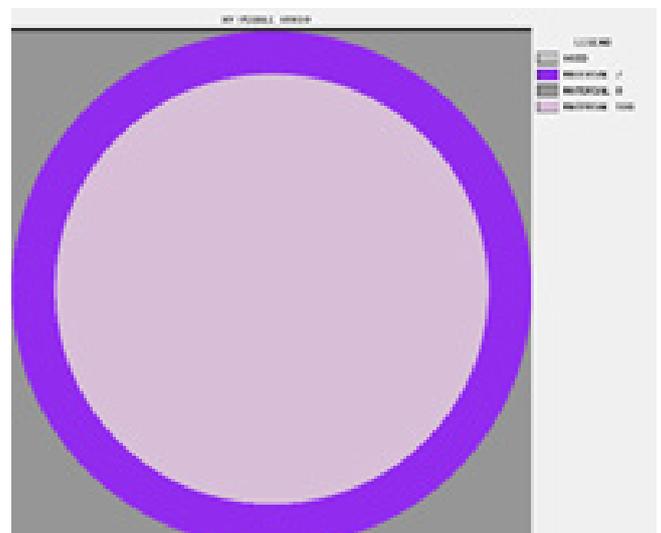
Pada perhitungan ini merupakan kajian awal (*preliminary study*) dengan memodelkan satu buah bola bahan bakar yang ditumpuk dalam kotak persegi tak hingga dengan jarak antar bola 6 cm. Pemodelan dan input data yang digunakan disesuaikan data desain pada HTR-10 China. Kajian ini juga melakukan variasi jumlah TRISO dan pengkayaan yang disampaikan dalam data desain HTR-10 dan PBMR. Sistem kode SCALE versi 6.1.[5] yang digunakan dalam perhitungan ini menerapkan modul CSAS5 yaitu sekuen analisis keselamatan kritikalitas dengan KENO V sebagai perhitungan kritikalitas Monte Carlo 3D. Data tampang lintang energi kontinu dan multigrup tersedia dalam paket SCALE6.1. Perhitungan ini menggunakan mode multigrup yang secara sekuen memanggil modul fungsional BONAMI dan CENTRM/PMC untuk melakukan koreksi pelindung diri resonance (*resonance self-shielding*) yang memiliki peranan penting dalam perhitungan mode multigrup dan mempersiapkan tampang lintang spesifik.

Informasi penting lainnya untuk koreksi efek heterogenitas bahan bakar melalui deskripsi unit sel. Terdapat empat tipe perlakuan unit sel dalam SCALE6 yaitu INFHOMMEDIUM, LATTICECELL, MULTIREGION, dan DOUBLEHET. Pilihan perlakuan DOUBLEHET merupakan fitur khusus dalam SCALE6 yang tersedia untuk mengakomodasi desain bahan bakar reaktor suhu tinggi yang terdiri dari geometri berlapis ganda. Perlakuan ini diimplementasi dalam SCALE6 dengan mengkombinasikan fitur perlakuan MULTIREGION dan LATTICECELL. Heterogenitas level pertama yaitu partikel bahan bakar yang terdistribusi dalam matriks grafit dikelola dengan perlakuan MULTIREGION. Sedangkan, heterogenitas level kedua yaitu bola bahan bakar dalam daerah teras reaktor dikelola dengan perlakuan LATTICECELL. Penggunaan fitur DOUBLEHET dalam SCALE6 merupakan pendekatan terbaik dalam analisis neutronik pada HTGR[2].

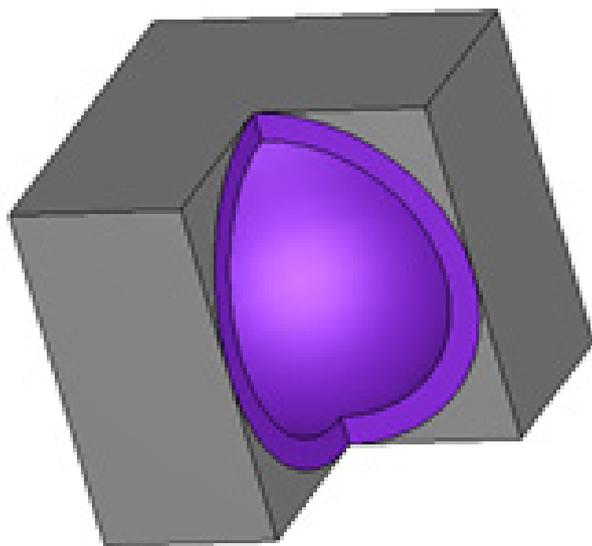
Untuk spesifikasi unit sel, digunakan kata kunci "CELLMIX=" sebagai kata khusus dalam data unit sel maka dipanggil kode transpor 1D setelah pengelolaan resonansi untuk menghitung spektrum neutron bergantung ruang dan menghasilkan sel campuran baru yang menjaga karakteristik sel heterogenitas asal. Tampang lintang sel campuran dapat digunakan dalam perhitungan heterogenitas asal dengan geometri sebenarnya dari masalah yang disederhanakan dalam batas tertentu karena struktur sel asal dihomogenisasi. Sehingga efisiensi komputasi dapat digunakan tanpa mengorbankan keakuratan substansial.

4. HASIL DAN PEMBAHASAN

Dengan menggunakan menu plot grafik yang ada dalam GeeWiz SCALE diperoleh hasil simulasi susunan tak hingga bola bahan bakar dalam kotak persegi seperti dalam Gambar 5. dan apabila menggunakan menu KENO 3D diperoleh hasil simulasi tiga dimensi seperti Gambar 6. Material 100 pada Gambar 5. adalah angka kode CELLMIX=100 yang merupakan campuran UO_2 dengan densitas 3,18 gr/cc sebagai elemen bahan bakar pada bola (*pebble*), material 7 adalah sebagai matriks grafit dengan densitas 1,73 gr/cc sedangkan material 8 adalah elemen helium yang menyelimuti bola bahan bakar berfungsi sebagai pendingin (*coolant*). Gambar 6. merupakan potongan gambar tiga dimensi (3D) diperoleh dari fungsi KENO3D dalam SCALE6 berfungsi untuk mengecek model perhitungan dan mengetahui fraksi volume dalam pemodelan yang dilakukan.



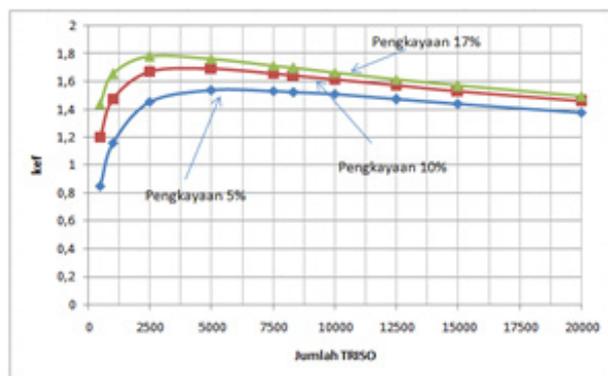
Gambar 5: Susunan tak hingga bola bahan bakar dalam kotak persegi



Gambar 6: Bola bahan bakar dalam kotak persegi di KENO3D

Tabel 3: Pengaruh Jumlah TRISO dan Pengkayaan terhadap Nilai k_{ef}

Jumlah TRISO/Fraksi Pengepakan	UO ₂		
	Pengkayaan 5%	Pengkayaan 10%	Pengkayaan 17%
500 (0,31%)	0,85386	1,20079	1,44326
1000 (0,62%)	1,16267	1,47577	1,6555
2500 (1,56%)	1,4549	1,6736	1,7827
5000 (3,11%)	1,5427	1,6953	1,7638
7500 (4,67%)	1,5344	1,6593	1,7139
8335 (5,19%)	1,5288	1,6451	1,6986
10000(6,23%)	1,5097	1,6174	1,665
12500(7,79%)	1,4741	1,5762	1,6178
15000(9,34%)	1,4422	1,5309	1,5728
20000(12,46%)	1,3782	1,4593	1,496

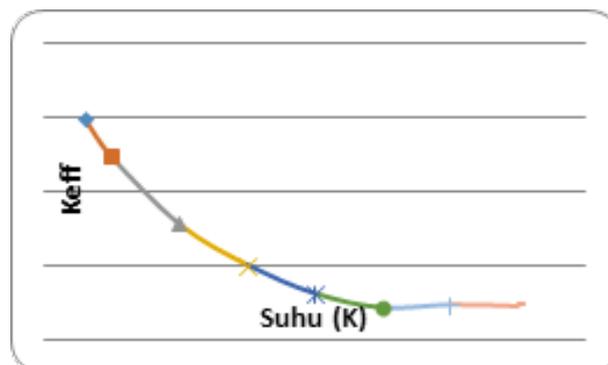


Gambar 7: Pengaruh Jumlah TRISO dan Pengkayaan terhadap Nilai k_{ef}

Dari Tabel 3. dan Gambar 7. diketahui bahwa adanya pengaruh jumlah TRISO dalam matriks grafit bola dan pengkayaan terhadap faktor multiplikasi neutron (k_{ef}). Pada pengkayaan 5% diperoleh nilai k_{ef} optimum dengan jumlah TRISO sebesar 5000 bola yaitu bernilai 1,5427, ketika jumlah TRISO meningkat maka nilai k_{ef} akan menurun. Kemudian, pada pengkayaan 10% juga diperoleh nilai k_{ef} optimum dengan jumlah TRISO sebesar 5000 bola yaitu bernilai 1,6953, ketika jumlah TRISO meningkat maka nilai k_{ef} juga menurun, sedangkan pada pengkayaan 17% diperoleh nilai k_{ef} optimum dengan jumlah TRISO sebesar 2500 bola yaitu bernilai 1,7827, lalu jika jumlah TRISO meningkat maka nilai k_{ef} akan menurun.

Tabel 4: Pengaruh Suhu Bahan Bakar Terhadap Nilai k_{ef} $n=8335$, $enrichment=17\%$

Suhu Bahan Bakar (K)	k_{ef}	αT
300	1,6986	-
500	1,673	-0,00901
1000	1,6279	-0,01656
1500	1,6005	-0,01052
2000	1,5813	-0,00759
2500	1,5717	-0,00386
3000	1,5738	0,00085
3500	1,5727	-0,00044



Gambar 8: Pengaruh Suhu Bahan Bakar Terhadap Nilai k_{ef}

Berdasarkan Gambar 7 diperoleh tren grafik bahwa nilai k_{ef} UO₂ akan cenderung naik hingga mencapai titik optimum. Titik optimum ini merupakan titik batas antara kekurangan moderasi (*under moderated*) dan kelebihan moderasi (*over moderated*). Kelebihan moderasi akan terjadi pada saat nilai k_{ef} menunjukkan grafik naik. Kondisi ini dipengaruhi karena jumlah TRISO yang rendah dan keberadaan matriks grafit sebagai moderator yang melimpah dalam bagian dalam bola bahan bakar (*pebble*). Jumlah grafit yang jauh lebih banyak daripada nuklida fisis termal U²³⁵ dalam bola bahan bakar memoderasi neutron secara optimal yang menyebabkan nilai faktor multiplikasi terus naik seperti terlihat dalam Gambar 7.

Dengan memberi variasi kenaikan jumlah TRISO maka jumlah grafit makin kecil karena volume bola berisi partikel bahan bakar, akibatnya neutron termal berkurang dan nilai kritikalitas (k_{ef}) akan tereduksi atau kekurangan moderasi (*under moderated*). Secara umum kekurangan moderasi mempunyai reaktivitas negatif yang berarti reaktor aman untuk dioperasikan, sedangkan kelebihan moderasi (*over moderated*) mempunyai reaktivitas positif yang berarti reaktor tidak aman untuk dioperasikan. Menurut referensi untuk desain komposisi bahan bakar yang baik digunakan jumlah TRISO dengan keadaan kekurangan moderasi (*under moderated*).

Pada Tabel 4. dan Gambar 8. diperoleh pengaruh suhu bahan bakar terhadap nilai kritikalitas dengan pengkayaan 17% dan jumlah TRISO sebanyak 8335 bola yang merupakan data desain dari bahan bakar HTR-10. Kenaikan variasi suhu digunakan antara 300-3500 K yang merupakan asumsi suhu bahan bakar ketika normal operasi dan kondisi kecelakaan. Tujuan dari variasi kenaikan suhu bahan bakar untuk mengetahui tren koefisien reaktivitas suhu bahan bakar rata-rata (*average temperature coefficient of reactivity*) sebesar -0,00673. Berdasarkan dari hasil yang didapat maka diketahui bahwa semakin tinggi suhu bahan bakar maka semakin rendah nilai k_{ef} karenaampang lintang (cross section) serapan neutron makin melebar sehingga neutron banyak yang terserap dan k_{ef} menurun. Kondisi penurunan nilai kritikalitas karena kenaikan suhu bahan bakar merupakan fitur penting dalam kestabilan reaktor dan keselamatan operasi.

5. KESIMPULAN

Kegiatan studi awal pengaruh jumlah TRISO dan pengkayaan terhadap nilai kritikalitas pada bahan bakar berbentuk bola (*pebble*) menggunakan SCALE 6.1. telah dilakukan sehingga diperoleh pemahaman bahwa nilai k_{ef} semakin meningkat seiring bertambahnya jumlah TRISO pada bagian bola bahan bakar (*pebble*) dan peningkatan pengkayaan bahan bakar. Nilai optimum kritikalitas pada pengkayaan 5% dan 10% diperoleh pada jumlah TRISO sebanyak 5000 bola sedangkan pada pengkayaan 17% diperoleh pada 2500 bola. Pemilihan jumlah TRISO dan pengkayaan bahan bakar harus berada dalam kondisi kekurangan moderasi (*under moderated*) dengan memper-timbangkan keselamatan dan kestabilan operasi reaktor.

UCAPAN TERIMA KASIH

Studi awal (*preliminary study*) ini merupakan bagian dari kegiatan Kajian Teknis tentang Teknologi Keselamatan HTGR-P2STPIBN yang dibiayai oleh DIPA BAPETEN tahun anggaran 2015, penulis menyampaikan terima kasih yang sebesar-besarnya kepada seluruh narasumber dan rekan-rekan P2STPIBN yang telah memberikan masukan dan sumbangsih sarannya.

TANYA JAWAB

1. Penanya: Budi rohman

Pertanyaan:

- a) Dari studi jumlah triso terhadap kritikalitas, mohon agar dijelaskan (secara prinsip) keterkaitan antara jumlah triso dengan lama waktu operasi (siklus operasi) yang optimal

Jawab:

Dalam studi ini hanya menghitung nilai kritikalitas sedangkan untuk mengetahui lama operasi satu bola bahan bakar (*time residence*) melalui perhitungan burnup teras reaktor. Umumnya *time residence* ditentukan berdasarkan persyaratan *burnup_max* (misal 80 GWO/t) dan skema refuelling sari sistem HTGR.

2. Penanya: Wiryono

Pertanyaan:

- a) Kondisi “*Under Moderated*” yang digunakan/diasumsikan dalam pemilihan jumlah TRISO.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] **Kompas** (2015); <http://bisniskeuangan.kompas.com/read/2015/04/23/083107326/Menang.Tender.BUMN.Rusia.Siap.Bangun.Reaktor.Nuklir.di.Serpong> (berita tanggal 23 April dan diakses tanggal 24 April 2015);
- [2] **ORNL** (2011); “SCALE: a comprehensive modeling and simulation suite for nuclear safety analysis and design”, ORNL/TM-2005/39, Version 6.1, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN, USA.
- [3] **Zuhair, Suwoto dan Piping Supriatna** (2011); “Studi Efek Packing TRISO dalam Desain Kritikalitas RGT 200 K”, Pusat Teknologi Reaktor dan Keselamatan Nuklir-BATAN.
- [4] **Eki Widiyan Purnama** (2013); “Studi Pengaruh Fraksi Packing TRISO, Pengkayaan, Suhu Bahan Bakar, dan Kadar Thorium Terhadap Nilai Kekritisitas pada HTR Pebble Bed Berbahan Bakar UC2 dan UC2-ThC2 dengan Program V.S.O.P 94”; Teknik Fisika, Fakultas Teknik, UGM, Yogyakarta
- [5] **IAEA** (2003); “Evaluation of High Temperature Gas-cooled Reactor Performance: Benchmark Analysis Related to Initial Testing of the HTTR and HTR-10”, IAEATECDCOC-1382, International Atomic Energy Agency; Vienna, Austria, 2003;
- [6] **Ilas, G., Ilas, D., Kelly, R.P., Sunny, E.E.** (2012); “Validation of SCALE for High Temperature Gas-Cooled Reactor Analysis”, NUREG/CR-7107; United States Nuclear Regulatory Commission, USA.

- b) Nilai optimum limit yang dimaksudkan seperti apa? Mohon penjelasan.
c) Bagaimana cara menetapkan optimisasinya?

Jawab:

- a) Kondisi “*Under Moderator*” adalah kondisi kekurangan moderator/moderasi yang mempunyai reaktifitas negatif yang berarti reaktor aman untuk dioperasikan.
- b) Titik optimum merupakan titik batas antara kekurangan moderasi (*Under Moderated*) dan kelebihan moderasi (*Over Moderated*).
- c) Nilai optimum akan diperoleh dari tren perubahan reaktifitas dengan variasi jumlah triso dan pengayaan UO_2 . Dari grafik akan diketahui titik optimumnya. Menurut peraturan IAEA, sebagai negara yang ingin membangun PLTN maka *Review and Assessment* adalah hal yang utama dan penting, tidak boleh tidak. Dalam hal ini yang lebih tepat melakukannya adalah unit Pengkajian.



ANALISIS PENENTUAN INDEKS KERENTANAN SEISMİK DENGAN PENDEKATAN METODA HVSR UNTUK TAPAK INSTALASI NUKLIR

Akhmad Muktaf Haifani

Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir
a.muktaf@bapeten.go.id

ABSTRAK

ANALISIS INDEKS KERENTANAN SEISMİK DENGAN PENDEKATAN METODA HVSR. Indeks kerentanan Seismik merupakan ekspresi dari kondisi permukaan yang mengalami amplifikasi sebagai akibat dari adanya vibrasi. Pendekatan yang menggunakan mikrotremor mencerminkan nilai vibrasi di permukaan bumi yang berlangsung terus menerus akibat adanya sumber getar seperti aktivitas manusia, industri dan lalu lintas. Sumber-sumber lain yang bersifat alami seperti interaksi angin-bangunan, arus laut, dan gelombang laut periode panjang juga merupakan sumber mikrotremor. Tujuan dari analisis data mikrotremor adalah untuk mengetahui karakteristik dinamis lapisan tanah permukaan, seperti frekuensi resonansi (f_0) dan faktor amplifikasi (A). Pengukuran mikrotremor dilakukan dengan menggunakan 1 buah seismometer short period tipe TDS-303 (3 komponen) dengan frekuensi sampling 100 Hz. Data mikrotremor dianalisis menggunakan Metoda *Horizontal to Vertical Spectral Ratio* (HVSR) atau Metoda Nakamura dengan menggunakan perangkat lunak GEOPSY. Nilai frekuensi resonansi 3,75 mencerminkan kondisi bawah permukaan yang diindikasikan sebagai material sedimen yang lunak dengan indeks kerentanan seismik 3,21 sebagai ekspresi litologi lunak.

Kata kunci: vibrasi, Metoda *Horizontal to Vertical Spectral Ratio*, frekuensi resonansi, indeks kerentanan seismik.

ABSTRACT

ANALYSIS OF SEISMIC VULNERABILITY INDEX USING HVSR METHOD. Seismic vulnerability index is an expression of surface condition undergoes amplification caused by vibration. Microtremor analysis reflects the value of vibration in the earth's surface that continues due to a vibration source such as human activity, industry and traffic. Other sources that are natural such as wind-building interaction, ocean currents, and ocean wave long period is also a source micro-tremor. The purpose of micro-tremor data analysis is to determine Dynamic Characteristics of the surface soil layer, such as resonant frequency (f_0) and amplification factor (A). Microtremor measurements performed using 1 piece of short period seismometers type TDS-303 (3 parts) with a sampling frequency of 100 Hz. Data were analyzed using the method micro-tremor *Horizontal to Vertical Spectral Ratio* (HVSR) or a method using software Nakamura GEOPSY. The value of the resonant frequency of 3.75 reflects the subsurface conditions are indicated as soft sedimentary material with seismic vulnerability index of 3.21 as the expression of soft lithology.

Keywords: vibration, Method *Horizontal to Vertical Spectral Ratio*, resonance frequency, seismic vulnerability index

1. LATAR BELAKANG

Gempa bumi merupakan suatu kejadian alam yang diakibatkan oleh vibrasi gelombang gempa pada suatu medium tanah atau batuan. Konsekuensi logis dari kejadian ini adalah kerusakan terhadap bangunan sipil, fasilitas umum dan bahkan menimbulkan korban jiwa. Pada umumnya faktor yang dapat menimbulkan kerusakan adalah besarnya energi gempa bumi yang dimanifestasikan dalam bentuk satuan magnitudo, jarak pusat gempa terhadap lokasi yang dipertimbangkan, jenis dan karakter bangunan sipil yang ada dilokasi dan respon tanah atau batuan terhadap beban gempa bumi tersebut. Namun demikian tingkat kerusakan akibat gempa bumi tidak hanya tergantung kepada besarnya magnitudo dan jaraknya dari pusat gempa bumi. Pada beberapa kasus kejadian gempa bumi merusak di dunia, ternyata kondisi geologi lokal sangat berperan dalam menciptakan kerusakan bangunan rumah saat terjadi gempa bumi. (Bambang Sunardi dan Daryono, 2011). Fenomena semacam ini dikenal sebagai *local site effects* (Sun et al., 2005; Mirzaoglu & Dykmen, 2003; Nguyen et al., 2004)[13]. Beberapa kejadian gempa bumi yang terjadi pada suatu daerah sangat rentan untuk terjadinya peristiwa likuifaksi (Beroya dan Aydin, 2010). Beberapa faktor yang

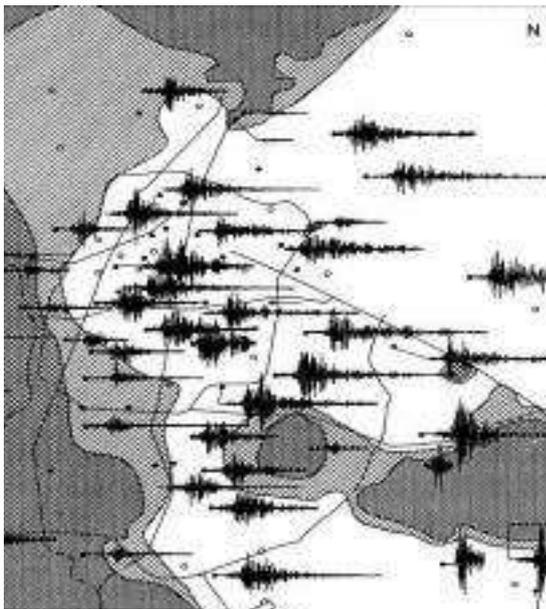
harus dipertimbangkan antara lain ukuran butir, muka air tanah, dan percepatan getaran tanah maksimum (Seed dan Idris, 1971).

Beberapa kasus gempa bumi yang telah terjadi menunjukkan bahwa kerusakan lebih parah terjadi pada dataran alluvial dibandingkan dengan daerah perbukitan [1]. Banyak daerah dengan populasi yang besar berada pada soft sediment (seperti di daerah lembah dan muara) yang struktur tanahnya cenderung memperkuat gelombang seismik [2]. Litologi yang lebih lunak cenderung akan memberikan respon periode getaran yang panjang (frekuensi rendah) dan mempunyai resiko yang lebih tinggi bila digoncang gelombang gempa bumi karena akan mengalami penguatan yang lebih besar dibandingkan dengan batuan yang lebih kompak. Fenomena ini biasanya disebut *site effect* atau *site amplification* [3].

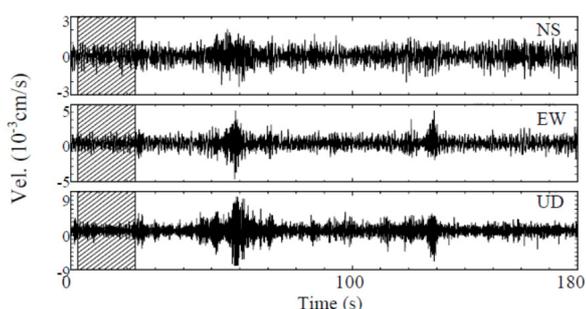
Tingkat kerusakan dan bahaya gempa bumi ternyata juga sangat dipengaruhi oleh kondisi geologi lokal atau efek tapak lokal. Contoh kasus fenomena efek tapak lokal adalah gempa bumi Bantul 27 Mei 2006 dan gempa bumi Michoacan, Mexico 19 September 1985. Gempa bumi Bantul, 2006 magnitudonya relatif kecil namun mengakibatkan lebih dari 6.000 orang meninggal dunia dan 1.000.000 orang kehilangan tempat tinggal [4]. Gempa bumi Michoacan juga menimbulkan kerusakan parah, meskipun

jarak antara pusat gempa bumi dengan kota Michoacan lebih dari 100 kilometer. Gempa bumi Bantul dan Michoacan menjadi sangat merusak disebabkan oleh kondisi geologi lokal. Graben Bantul merupakan cekungan yang berisi material lepas produk erupsi Gunungapi Merapi [5], sementara Kota Michoacan dibangun di atas bekas rawa. Ketebalan lapisan sedimen kedua kota ini memicu terjadinya resonansi gelombang gempa bumi, sehingga menimbulkan amplifikasi getaran gempa bumi [6].

Untuk menggambarkan adanya respon lapisan tanah permukaan terhadap gelombang gempa bumi yang mengenainya, Singh (2003) mengamati beberapa rekaman accelerogram yang dicatat pada beberapa kondisi geologi yang berbeda, ternyata pola accelerogram berubah mengikuti variasi kondisi geologi (**Gambar 1**). Accelerogram yang dicatat di daerah bekas rawa (warna putih) memiliki pola amplitudo lebih tinggi dengan durasi getaran yang lebih panjang, sementara seismogram di daerah perbukitan yang banyak ditemukan singkapan permukaan (warna hitam) amplitudonya lebih rendah dengan durasi getaran yang pendek. Perbedaan respon getaran pada kondisi geologi yang berbeda ini merupakan bukti bahwa kondisi geologi ternyata memiliki respon yang berbeda-beda terhadap gelombang seismik. Kondisi ini tentunya akan berpengaruh terhadap respon getaran antara lokasi satu dengan lokasi lainnya (Singh et al., 2003). Berdasarkan fakta empiris ini, kita dapat mengetahui bahwa antara satu tempat dengan tempat yang lain memiliki karakteristik dinamik tanah yang berbeda-beda. Adanya variasi karakteristik dinamik pada lapisan tanah permukaan dapat diidentifikasi dengan melakukan survey dan analisis data mikrotremor (Nakamura, 1989).



Gambar 1: Beberapa pola seismogram terekam pada kondisi geologi berbeda di Mexico saat gempa bumi Capola 1995 [7].



Gambar 2: Tampilan mikrotremor pada perangkat lunak[13]

Mikrotremor adalah vibrasi tanah yang disebabkan oleh aktivitas lalu lintas, industri, dan aktivitas manusia lain di permukaan Bumi. Sumber-sumber vibrasi tanah yang disebabkan oleh faktor alam dapat berupa interaksi angin dan struktur bangunan, arus dan gelombang laut periode panjang juga mempengaruhi vibrasi mikrotremor (Motamed et al., 2007).[8] Contoh tampilan data mikrotremor dapat dilihat pada **Gambar 2**.

Analisis data mikrotremor dilakukan menggunakan Metode *Horizontal to Vertical Spectrum Ratio* (Nakamura, 1989; Nakamura, 2000; Nakamura et al., 2000; Gurler et al., 2000; Bard, 2000; Saita et al., 2004; Huang dan Tseng, 2002; Nakamura, 2008). Metode *Horizontal to Vertical Spectrum Ratio* juga populer disebut sebagai Metode Nakamura (Kalab dan Lyubushin, 2008; Bonnefoy-Claudet, 2008, Gaudio et al., 2008). Menurut Wenzel dan Achs (2007), Claudet et al. (2006), Fah et al. (2001), Yasui dan Noguchi (2004), dan Ailan et al. (2006) Metode Nakamura dinilai sangat ekonomis dan efektif untuk mengkaji karakteristik dinamik lapisan tanah permukaan penyebab terjadinya local site effect saat gempa bumi. Penelitian Roberta dan Asten (2005), Arai dan Tokimatsu (2008), Arai dan Tokimatsu (1998), dan Nguyen et al. (2003) yang menggunakan metode HVSR mampu memetakan ketebalan material sedimen secara kualitatif. Data mikrotremor juga sangat berguna untuk studi bahaya dan risiko gempa bumi (Asten dan Dhu, 2002).

Metode analisis HVSR yang dikembangkan oleh Nakamura menghitung rasio spektrum fourier dari sinyal mikrotremor komponen *horizontal* terhadap komponen vertikalnya. Hasil analisis HVSR akan menunjukkan suatu puncak spektrum pada frekuensi dominan. Frekuensi resonansi (f_0) dan faktor amplifikasi (A) yang menggambarkan karakteristik dinamik tanah yang dihasilkan dari analisis HVSR (Nakamura et al., 2000)[1]. Metode analisis HVSR diakui secara luas sangat handal dalam mengestimasi frekuensi resonansi lapisan tanah permukaan lokal.

Panou et al. (2004) [9] mengkaji hubungan antara spektrum HVSR dengan data kerusakan gempa bumi, hasilnya menunjukkan adanya korelasi antara data kerusakan dengan pola spektrum HVSR tertentu. Nilai intensitas kerusakan yang tinggi terjadi pada zona frekuensi resonansi rendah dengan faktor amplifikasi yang tinggi, sebaliknya tingkat kerusakan rendah terjadi pada zona frekuensi resonansi yang tinggi dengan faktor amplifikasi rendah.

Penelitian Qaryouti & Tarazi (2007) [10] menunjukkan bahwa faktor amplifikasi spektrum HVSR meningkat pada formasi ketebalan sedimen yang lebih tebal dan halus. Hasil penelitian HVSR yang dilakukan Singh et al. (2003) [7] di kawasan bekas rawa Mexico juga menginformasikan hal yang serupa, dimana faktor amplifikasi meningkat pada daerah yang tersusun oleh lapisan sedimen halus bekas rawa. Mucciarelli et al. (1996) menyatakan bahwa Metode HVSR mampu memprediksi persebaran kerusakan gempa bumi masa lampau dan masa yang akan datang.

Pembahasan pada makalah ini mencakup tentang analisis data mikrotremor berdasarkan hubungan antara nilai frekuensi dominan tanah serta nilai amplifikasinya yang akan dikorelasikan dengan kondisi topografi daerah penelitian. Makalah ini diharapkan dapat digunakan sebagai acuan untuk memberikan informasi mengenai tingkat kerentanan suatu wilayah terhadap gempa bumi dan dapat dijadikan sebagai acuan untuk tindakan mitigasi bencana tahap awal dalam mengurangi resiko terhadap bencana gempa bumi.

Makalah ini disajikan dalam rangka analisis data mikrotremor dengan tujuan untuk mengetahui karakteristik dinamis lapisan tanah permukaan dari tapak tertentu diantaranya adalah frekuensi resonansi (f_0) dan faktor amplifikasi (A). Karakteristik dinamis ini sebagai parameter untuk menentukan indeks kerentanan seismik sebagai refleksi dari resiko keruntuhan tanah atau bangunan karena beban seismik, bervariasi nilainya bergantung pada jenis litologi.

2. HORIZONTAL TO VERTICAL SPECTRUM RATIO (HVSR)

Nakamura (1989) menyatakan bahwa efek sumber dapat dihilangkan dari data mikrotremor dengan membandingkan spektrum horisontal terhadap spektrum vertikal dari data rekaman mikrotremor pada satu stasiun pengukuran seismometer tiga komponen. Nakamura mengasumsikan bahwa hanya data mikrotremor horisontal saja yang terpengaruh oleh tanah, sementara karakteristik spektrum sumber tetap terdapat di komponen vertikal.

Site effect (TSITE) pada lapisan sedimen permukaan, biasanya digambarkan dengan cara membandingkan spektrum (TH) antara komponen horisontal rekaman seismogram pada dataran aluvial (SHS) dengan komponen horisontal rekaman seismogram pada singkapan batuan keras (SHB).

Nakamura (1989) menyatakan bahwa efek sumber dapat dihilangkan dari data mikrotremor dengan membandingkan spektrum horisontal terhadap spektrum vertikal dari data rekaman mikrotremor pada satu stasiun pengukuran seismometer tiga komponen. Nakamura mengasumsikan bahwa hanya data mikrotremor horisontal saja yang terpengaruh oleh tanah, sementara karakteristik spektrum sumber tetap terdapat di komponen vertikal. Kerusakan lokal yang disebabkan vinrasi gelombang gempa bumi pada suatu tapak disebut dengan *Site Effect*.

$$T_H = \frac{S_{HS}}{S_{HB}} \quad (1)$$

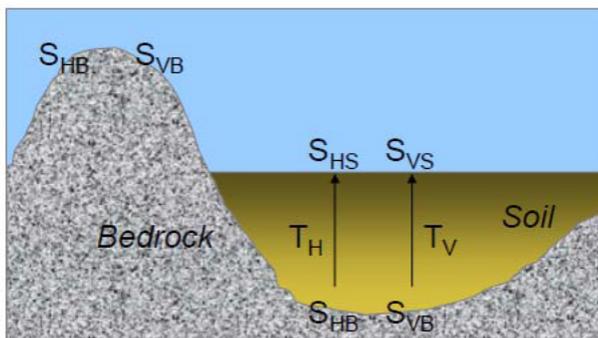
Metode HVSR sangat bermanfaat untuk mengidentifikasi respon resonansi pada cekungan yang berisi material sedimen. Fenomena resonansi dalam lapisan sedimen yakni terjebakanya gelombang seismik di lapisan permukaan karena adanya kontras impedansi antara lapisan sedimen dengan lapisan batuan keras yang lebih dalam. Interferensi antar gelombang seismik yang terjebak pada lapisan sedimen berkembang menuju pola resonansi yang berkenaan dengan karakteristik lapisan sedimen. Beberapa asumsi yang digunakan dalam Metode Nakamura disajikan pada **Gambar 3** sebagai berikut.

Data Mikrotremor tersusun atas beberapa jenis gelombang, tetapi utamanya adalah gelombang Rayleigh yang merambat pada lapisan sedimen di atas batuan dasar.

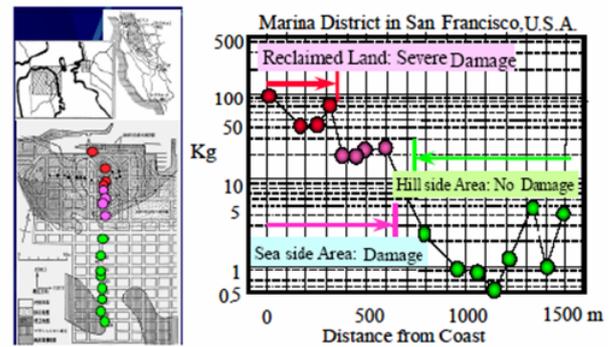
Efek gelombang Rayleigh (TV) pada noise terdapat pada spektrum komponen vertikal di dataran aluvial (SVS), tetapi tidak terdapat pada spektrum komponen vertikal di batuan dasar (SVB).

$$T_V = \frac{S_{VS}}{S_{VB}} \quad (2)$$

Komponen vertikal mikrotremor tidak teramplifikasi oleh lapisan sedimen di dataran aluvial.



Gambar 3: Model cekungan yang berisi material sedimen halus (Nakamura, 2000)



Gambar 4: Nilai indeks kerentanan seismik (Kg) dan tingkat kerusakan di kawasan Marina, San Francisco (Nakamura, 2008)

Efek gelombang Rayleigh pada rekaman mikrotremor adalah ekuivalen untuk komponen vertikal dan horisontal. Untuk rentang frekuensi lebar (0,2-20,0 Hz), rasio spektrum antara komponen horisontal dan vertikal di batuan dasar mendekati nilai satu.

$$\frac{S_{VB}}{S_{HB}} = 1 \quad (3)$$

Pada kondisi tersebut (Rumus 1.3), rasio spektrum antara komponen horisontal dan vertikal dari mikrotremor yang terrekam di permukaan memungkinkan efek Gelombang Rayleigh (ERW) untuk dieliminasi, menyisakan hanya efek yang disebabkan oleh kondisi geologi lokal. Inilah konsep dasar Metode *Horizontal to Vertical Spectrum Ratio* atau yang populer disebut sebagai Metode HVSR:

$$T_{SITE} = \frac{T_H}{T_V} = \frac{S_{HS} \cdot S_{VB}}{S_{HB} \cdot S_{VS}} \quad (4)$$

maka site effect yang terjadi adalah:

$$T_{SITE} = \frac{S_{HS}}{S_{VS}} \quad (5)$$

Rumusan ini menjadi dasar perhitungan rasio spektrum mikrotremor komponen *horizontal* terhadap komponen vertikalnya, atau dapat dirumuskan sebagai berikut:

$$\frac{S_{HS}}{S_{VS}} = \frac{\sqrt{(S_{Utr-St})^2 + (S_{Ert-Tmp})^2}}{S_{Vertikal}} \quad (6)$$

Notasi dalam Rumus (6) tersebut adalah: HS (komponen horisontal), VS (komponen vertikal), dan S (sinyal).[1]

Metode HVSR berguna untuk mengidentifikasi respon resonansi pada cekungan yang berisi material sedimen. Fenomena resonansi dalam lapisan sedimen yakni terjebakanya gelombang seismik di lapisan permukaan karena adanya kontras impedansi antara lapisan sedimen dengan lapisan batuan keras yang lebih dalam. Interferensi antar gelombang seismik yang terjebak pada lapisan sedimen berkembang menuju pola resonansi yang berkenaan dengan karakteristik lapisan sedimen. Hasil analisis HVSR menghasilkan spektrum mikrotremor dengan puncak spektrum pada frekuensi resonansinya (**Gambar 4**). Frekuensi resonansi (f_0) dan puncak spektrum (A) merupakan parameter yang mencerminkan karakteristik dinamik lapisan tanah permukaan (Nakamura et al., 2000). [1] HVSR diakui sangat handal mengestimasi frekuensi resonansi lapisan tanah permukaan).

3. INDEKS KERENTANAN SEISMIK

Nakamura (2008) menyatakan bahwa indeks kerentanan seismik (Kg) merupakan suatu indeks yang menunjukkan level dari suatu lapisan tanah yang dapat mengalami deformasi sebagai akibat beban seismik [9]. Indeks kerentanan seismik ini bermanfaat

untuk memprediksi zona lemah di permukaan tanah pada saat terjadi gempa bumi. Indeks kerentanan seismik diperoleh dengan mengkuadratkan puncak spektrum HVSR dibagi dengan frekuensi predominannya. Indeks kerentanan seismik bersama-sama dengan percepatan basemen berguna untuk menghitung nilai regangan geser (*shear strain* - γ) lapisan tanah permukaan. Gempa bumi merusak terjadi bilamana batas regangan geser terlampaui akibat deformasi lapisan tanah permukaan. Menurut Ishihara (1978), tanah bersifat plastis pada $\gamma = 1000 \times 10^{-6}$, sedangkan pada $\gamma > 10.000 \times 10^{-6}$, tanah mengalami deformasi

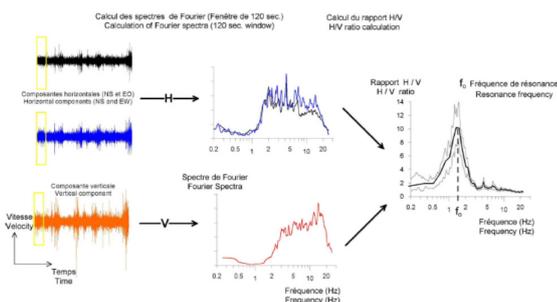
Nakamura (2008) membuktikan adanya korelasi antara indeks kerentanan seismik dengan rasio kerusakan gempa bumi Loma Prieta 1989 (**Gambar 4**). Nakamura et al. (2000) kembali menguji Metode ini, hasilnya menunjukkan adanya korelasi yang baik antara indeks kerentanan seismik dengan rasio kerusakan akibat gempa bumi Kobe 1995 [1]. Daerah perbukitan (nilai Kg kecil) mengalami kerusakan ringan, sedangkan di kawasan pesisir yang tersusun material aluvium (nilai Kg besar) terjadi kerusakan sangat parah. Menurut Saita et al. (2004), indeks kerentanan seismik merupakan parameter penting untuk mengestimasi kawasan yang berpotensi terjadi kerusakan jika terjadi gempa bumi. Penelitian Saita et al. (2004) di Intramuros Filipina menunjukkan bahwa di dataran aluvial dan kawasan reklamasi dengan paku zona indeks kerentanan seismik tinggi mengalami kerusakan parah saat gempa bumi Luzon 1990.

4. ANALISIS

Survei data primer berupa pengukuran mikrotremor secara langsung di lapangan, sebanyak lokasi yang diinginkan. Setiap lokasi dilakukan pengukuran mikrotremor minimal selama 30 menit dengan frekuensi sampling 100 Hz. Contoh peralatan dan pengambilan data mikrotremor di lapangan disajikan pada **Gambar 5**. Survei mikrotremor yang dilakukan mengacu kepada aturan-aturan yang ditetapkan oleh SESAME *European Research Project* (2004) sesuai terlihat pada **Tabel 1**.

Diagram yang menggambarkan prosedur pengolahan data mikrotremor menggunakan metode analisis HVSR hingga diperoleh frekuensi resonansi (f_0), faktor amplifikasi (A), dan indeks kerentanan seismik (Kg) digambarkan pada **Gambar 8**. Proses ini seluruhnya dikerjakan dalam perangkat lunak GEOPSY.

Hasil pengukuran mikrotremor di lapangan mendapatkan data getaran tanah fungsi waktu. Data ini tercatat dalam 3 komponen, yaitu komponen vertikal, utara-selatan, dan barat-timur. Data mentah ini tidak dapat langsung diolah karena dalam format hexadecimal. Data ini harus diubah ke format ASCII menggunakan perangkat lunak DATAPRO dan menghasilkan empat file, yaitu file komponen vertikal, utara-selatan, barat-timur, dan file header. Agar keempat file data ini dapat diolah perangkat lunak GEOPSY, harus dalam format SAF.



Gambar 5: Analisis horizontal to vertical spectrum ratio (HVSR)

Tabel 1: Beberapa persyaratan teknis survei mikrotremor di lapangan (Daryono, 2011)[5]

	Saran yang dianjurkan	
	f_0 minimum yang diharapkan (Hz)	Durasi pencatatan minimum
Durasi pencatatan	0,2	30
	0,5	20
	1	10
	2	5
	5	3
10	2	
Parameter pencatatan	<ul style="list-style-type: none"> Atur level sensor seismograf (leveling) seperti yang telah disarankan. Tetapkan level gain semaksimal mungkin tanpa saturasi (jenuh) sinyal. 	
Coupling soil-sensor alami (insitu)	<ul style="list-style-type: none"> Atur sensor langsung pada permukaan tanah. Hindari menempatkan sensor seismograf pada permukaan tanah lunak (lumpur, semak-semak) atau tanah lunak setelah hujan. 	
Coupling soil-sensor buatan/artifisial	<ul style="list-style-type: none"> Hindari lempengan yang terbuat dari material lunak seperti karet atau busa. Pada kemiringan yang curam dimana sulit mendapatkan level sensor yang baik, pasang sensor dalam timbunan pasir atau wadah yang diisi pasir. 	
Keberadaan bangunan/pohon	<ul style="list-style-type: none"> Hindari pengukuran dekat dengan bangunan, gedung bertingkat, dan pohon yang tinggi, jika tiupan angin di atas ± 5 m/detik. Kondisi ini sangat mempengaruhi hasil analisis HVSR yang ditunjukkan dengan suatu kemunculan frekuensi rendah pada kurva. Hindari pengukuran di lokasi tempat parkir, pipa air, dan gorong-gorong. 	
Kondisi cuaca	<ul style="list-style-type: none"> Angin: lindungi sensor jika kecepatan angin di atas ± 5 m/detik. Hujan: hindari pengukuran mikrotremor di bawah terpaan hujan lebat, jika hujan ringan tidak akan terlalu berpengaruh. Temperatur: periksa sensor seismograf dan catat instruksi pabrik. 	
Gangguan	<ul style="list-style-type: none"> Sumber monokromatik: hindari pengukuran mikrotremor dekat dengan mesin, industri, pompa air, generator yang sedang beroperasi. Sumber sementara: jika terdapat sumber getar <i>transient</i> (jejak langkah kaki, mobil lewat) tingkatkan durasi pengukuran untuk memberikan jendela yang cukup untuk analisis setelah gangguan tersebut hilang. 	

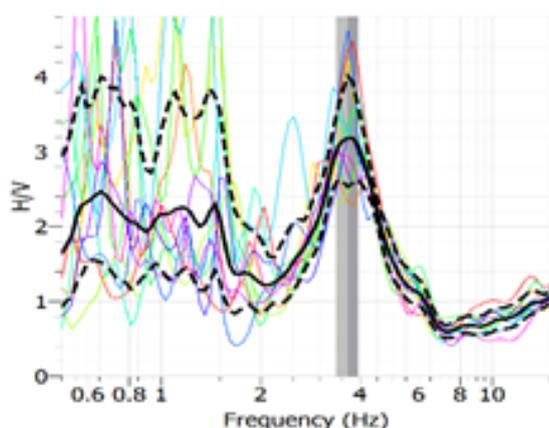
Proses selanjutnya adalah mengolah data mikrotremor menggunakan perangkat lunak GEOPSY, yaitu dengan data pembagian dalam beberapa window. Untuk data yang cukup besar dapat dilakukan pemilahan window secara otomatis, yaitu pemilahan antara sinyal tremor atau *event transient* (sumber spesifik). Fungsi pemilahan ini untuk menghindari pengolahan *transient* dalam analisis. Cara untuk mendeteksi *transient* dengan membandingkan short term average (STA) dan long term average (LTA). STA merupakan rata-rata amplitudo jangka pendek (0,5-2,0 detik), sedangkan LTA merupakan nilai rata-rata amplitudo jangka panjang (>10 detik). Ketika perbandingan STA/LTA melebihi ambang batas, maka dapat disebut sebagai "*event*" (Koller et al., 2004). Setelah *transient* terdeteksi maka data selain *transient* dibagi dalam beberapa window (20-50 detik). Berdasarkan SESAME *European Research Project* (2004), disarankan pada penentuan panjang window memiliki minimal persyaratan $lw=10/f_0$, dalam hal ini lw adalah panjang window dan f_0 adalah frekuensi resonansi, sehingga memiliki minimal 10 *cycle* signifikan pada masing-masing window.

Gambar 6 menyajikan analisis terkait dengan distribusi window untuk membedakan sinyal transien dengan sinyal tremor dengan kategori 12 *cycle* yang memenuhi standar dari SESAME.



Gambar 6: Hasil inputan dari data lapangan dalam bentuk format

ASCII yang menghasilkan 1 cycle



Gambar 7: Garis tebal pada spektrum mikrotremor ini sebagai penentuan nilai rata-rata frekuensi resonansi dan faktor amplifikasi yang ditentukan dalam analisis

Masing-masing window dikenai transformasi fourier sehingga diperoleh spektrum fourier untuk masing-masing komponen. Spektrum fourier komponen *horizontal* (barat-timur dan utara selatan) dirata-ratakan menggunakan akar rata-rata kuadrat, selanjutnya dibagi dengan spektrum fourier komponen vertikal dalam kawasan frekuensi hingga diperoleh rata-rata spektrum H/V yang ditunjukkan pada **Gambar 7** sebagai berikut:

Prosedur pengolahan data mikrotremor menggunakan metode analisis HVSR hingga diperoleh indeks kerentanan seismik (K_g) digambarkan pada **Gambar 7**. Hasil keluaran perangkat lunak GEOPSY berupa rerata spektrum mikrotremor. Dari spektrum ini dapat diketahui nilai frekuensi resonansi (f_0) dan faktor amplifikasi (A) di lokasi pengukuran. Indeks kerentanan seismik (K_g) diperoleh dengan membagi kuadrat faktor amplifikasi (A) dengan frekuensi resonansi (f_0). Hasil analisis HVSR menggunakan dari satu buah spektrum HVSR menghasilkan parameter frekuensi resonansi (f_0) sebesar 3,75 Hz, faktor amplifikasi (A) sebesar 3,21, maka dapat digunakan untuk menghitung besarnya indeks kerentanan seismik (K_g) di lokasi pengukuran dengan menggunakan persamaan .

$$K_g = \frac{A^2}{f_0} = \frac{(3,75)^2}{3,21} = 4,38$$

Menurut Mukhopadhyay dan Borman (2004) [12], Parolai et al. (2001) [6] dan Parolai et al. (2002)[12], adanya variasi spektrum mikrotremor dipengaruhi oleh kondisi litologi dan ketebalan sedimen. Menurut Ventura et al. (2004), rendahnya nilai frekuensi resonansi disebabkan oleh tebalnya material sedimen halus di dataran aluvial, sedangkan tingginya frekuensi resonansi disebabkan oleh tipisnya lapisan sedimen pada singkapan batuan dasar. Mengacu pada Daryono, 2011, nilai frekuensi resonansi sebesar 3,75 Hz dikategorikan sebagai frekuensi yang rendah sehingga mengindikasikan tebalnya material sedimen yang melingkupinya. Hal inipun diperkuat dengan argumnetasi dari hasil penelitian yang dilakukan oleh Parolai dimana perbedaan spektrum mikrotremor disebabkan oleh adanya variasi ketebalan sedimen (Parolai et al.,2007; Parolai et al.. 2001). Sedangkan besarnya nilai indek kerentanan seismik engindikasikan karakteristik material batuan penyusun bentuklahan (Daryono, 2011)[5], Nakamura et al. (2000)[1]. Nilai 4,38 mengindikasikan nilai indeks seismik yang rendah berarti bahwa area tersusun oleh material lunak.

5. KESIMPULAN

1. Karakteristik spektrum getaran lunak dalam bentuk spktrum H/V berubah mengikuti karakteristik kondisi geologi.
2. Nilai sebaran frekuensi resonansi hasil pengukuran mikrotremor dapat menggambarkan profil kedalaman batuan dasar secara kualitatif.
3. Indeks kerentanan seismik sebagai refleksi dari resiko keruntuhan tanah atau bangunan karena beban seismik, bervariasi nilainya bergantung pada jenis litologi dan nilai amplifikasi dan frekuensi resonansinya. Semakin tinggi indeksnya maka tingkat kehancuran semakin besar dan pada umumnya terjadi pada suatu lokasi dengan material sedimen penyusunan yang tebal dan bersifat lepas.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] Nakamura, Y. (2000); *Clear identification of fundamental idea of Nakamura's Technique and its application*. World Conference of Earthquake Engineering.
- [2] Bard, P.Y. (1998); *Microtremor measurements: a tool for site effect estimation, in the effects of surface geology on seismic motion*, Irikura, Kudo, Okada & Sasatani (eds), Balkema, 1251-1279.
- [3] Novianita, A. (2009); *Penggunaan microtremor ellipticity curve untuk menentukan struktur lapisan bawah permukaan di daerah Yogyakarta*. Skripsi, Jurusan Fisika: Universitas Diponegoro.
- [4] Walter, T.R., et al., (2008); *The 26 May 2006 6.4 Yogyakarta earthquake south of Mt. Merapi Volcano: Did lahar deposits amplify ground shaking and thus lead to disaster?, geochemistry, geophysics, geosystems*. An Electronic Journal of the Earth System. 9(5).
- [5] Daryono (2011); *Indeks kerentanan seismik berdasarkan mikrotremor pada setiap satuan bentuk lahan di zona Graben Bantul Daerah Istimewa Yogyakarta*. Disertasi, Fakultas Geografi: Universitas Gadjah Mada.
- [6] Parolai, S., Bormann, P., Milkereit, C. (2001); *Assessment of the natural frequency of the sedimentary cover in the Cologne area (Germany) using noise measurement*. Journal of Earthquake Engineering, 5, 541-564.
- [7] Singh, S.K., Ordaz, M. and Pacheco, J.F., (2003); *Advances in Seismology with Impact on Earthquake*, International Handbook of Earthq. and Engineering Seismology, Volume 81
- [8] Motamed, R., et al., (2007); *Seismic Microzonation and Damage Assessment of Bam City, Southern Iran*, Journal of Earthquake Engineering, 11:110-132.
- [9] Panou, A.A., et al., (2004); *Ambient Noise Horizontal-to-Vertical Spectral Ratio for Assessing Site Effect in Urban Environments: The Case of Thessaloniki City (Northern Greece)*, Bulletin of Geological Society, Greece vol. XXXVI.
- [10] Qaryouti, M.Y. and Tarazi, E., (2007); *Local Site Effect Estimated from Ambient Vibration Measurement at Aqaba City, Jordan*, Journal of Earthquake Engineering, 11:1-12.
- [11] Mukhopadhyay, S., et al., (2002); *Seismic Microzonation of Delhi for Ground Shaking Site Effect*, Journal Current Science, Vol. 82 No. 7.
- [12] Parolai, S., Bormann, P., Milkereit, C. (2002); *New relationship between V_s , thickness of sediment, and resonance frequency calculated by the H/V ratio of the seismic noise for the Cologne area (Germany)*. Bulletin of Seismological Society of America, 92, 2521-2527. Zonation EERI, Palm Springs California.
- [13] Mirzaoglu, M. & Dykmen, U., (2003); *Application of Microtremor to Seismic Microzoning Procedure*, Journal of The Balkan Geophysical Society, Vol. 6 No. 3.

TANYA JAWAB1. **Penanya:** *M Najib*Pertanyaan:

- a) 1. Mohon dijelaskan lebih detail tentang indeks Kerentanan Seismik?
- b) 2. Kalau didapatkan Indeks Kerentanan Seismik = 3, bagaimana kondisi tapak instalasi Nuklir yang akan dibangun, begitu juga kalau indeks kerentanan seismik = 6, bagaimana kondisi tapak instalasi nuklir yang akan dibangun?

Jawaban:

- a) Indeks kerentanan seismik adalah indeks yang menunjukkan level dari indeks yang menunjukkan level serta lapisan tanah yang mengalami deformasi sebagai akibat beban seismik. Indeks ini bermanfaat untuk memprediksi zona lemah di permukaan tanah pada saat terjadi gempa bumi. Pada umumnya nilai indeks kerentanan yang kecil memiliki rasio kerusakan yang t tinggi (Nakamura 2000)

- b) Indeks ini sangat terkait dengan litologi dan bentuk lahan dari lokasi yang diselidiki semakin tinggi indeks kerentanan seismik maka kerusakan pada saat gempa semakin besar dan begitu juga sebaliknya

2. **Nama Penanya:** *Yuliana EstiPrabandari*Pertanyaan:

- a) Bagaimana mengatasi tingkat error yang dipengaruhi sensitivitas vibrasi yang dapat mempengaruhi nilai frekuensi resonansi?

Jawaban:

Tingkat eror sangat mempengaruhi sensitivitas vibrasi yang pada akhirnya akan mempengaruhi nilai frekuensi resonansi. Ketentuan dalam SESAME European Research Project (2004) menyatakan bahwa durasi perekaman, coupling sensor alami dan buatan, keberadaan bangunan/pohon, kondisi cuaca dan potensi gangguan dapat mempengaruhi hasil pembacaan. Sehingga dalam analisis harus dipersyaratkan minimal 10 sinyal signifikan pada masing-masing windows.



Seminar Keselamatan Nuklir 2015

Makalah Penyaji

Bidang Instalasi dan Bahan Nuklir

Prosiding
Seminar
Keselamatan
Nuklir
2015

PERILAKU PERUBAHAN REAKTIVITAS PADA REAKTOR AHR

Azizul Khakim dan Arif Isnaeni

BAPETEN, Jl. Gadjah Mada No. 8 Jakarta 10120
email: a.khakim@bapeten.g.id

ABSTRAK

PERILAKU PERUBAHAN REAKTIVITAS PADA REAKTOR AHR. Salah satu fenomena pada reaktor homogen cair (AHR) dengan bahan bakar larutan uranium adalah proses radiolisis yang menguraikan molekul air menjadi gas oksigen dan hidrogen oleh radiasi neutron maupun gamma. Berkurangnya molekul air dalam larutan menyebabkan konsentrasi larutan uranium menjadi semakin tinggi yang berdampak pada perubahan reaktivitas teras. Karena reaktor AHR dilengkapi dengan recombiner untuk menyatukan kembali gas oksigen dan hidrogen menjadi air, maka larutan bahan bakar akan menjadi lebih encer kembali. Hal ini juga akan memicu perubahan reaktivitas teras. Perubahan reaktivitas secara periodik akibat perubahan konsentrasi uranium akan memicu fluktuasi daya. Makalah ini bertujuan untuk menentukan perubahan reaktivitas akibat perubahan konsentrasi larutan uranium, dan perubahan reaktivitas lain seperti efek doppler. Analisis dilakukan dengan dua code metode monte carlo, yaitu MCNP dan MVP. Untuk reaktor yang dianalisis daya 20 kW dengan densitas 1 kW/l memiliki koefisien reaktivitas doppler sebesar $-1,01 \times 10^{-2} \%dk/k$. Sistem ini juga memiliki reaktivitas umpan balik negatif yang kuat dari void.

Kata kunci: AHR, radiolisis, fluktuasi daya, efek doppler.

ABSTRACT

One of the phenomena at Aqueous Homogeneous Reactor (AHR) of uranium solution fuel is radiolysis process that breaks the water molecules into oxygen and hydrogen gases by both neutron and gamma radiations. The reduction of water molecules in the solution causes the concentration of uranium solution increases and eventually leads to core reactivity change. As AHR is equipped with recombiner to recombine the oxygen and hydrogen gases into water, the fuel concentration will become lower. This will also induce core reactivity change. The periodic changes in reactivity due to fluctuation in uranium concentration will lead to power fluctuation. The paper aims at determining reactivity change due to the change in uranium concentration, and other reactivity change such as doppler effect. The analyses were performed using two monte carlo method codes, MCNP and MVP. For the reactor being analyzed, with power of 20 kW and 1 kW/l of power density, has the doppler reactivity coefficient $-1,01 \times 10^{-2} \%dk/k$. This system also has strong negative feedback reactivity from void generation.

Key word: AHR, radiolysis, power fluctuation, doppler effect

1. PENDAHULUAN

Lebih dari 80% nuklir diagnostik medis menggunakan radiofarmasi yang mengandung technetium-99m (Tc^{99m}). Karakteristik nuklir yang bagus dari Tc^{99m} memungkinkan kualitas gambar yang tinggi dengan dosis radiasi pasien yang rendah. Tc^{99m} sering dipakai untuk memotret aliran darah menuju otot jantung dan pemetaan penyebaran kanker tulang. Penggunaan Tc^{99m} dalam beberapa dekade terakhir tumbuh antara 3-5% per tahun[2]. Dengan waktu paruh hanya 6 jam, Tc^{99m} harus diproduksi dekat dengan tempat dan waktu penggunaan. Tc^{99m} diproduksi dari peluruhan molybdenum-99 (Mo^{99}) yang memiliki waktu paruh 66 jam.

Lebih dari 95%, Mo^{99} diproduksi melalui fisi dari target U^{235} di reaktor riset, dengan rasio hasil fisi 6,1%[1]. Target yang mengandung uranium, baik pengkayaan rendah (LEU) maupun pengkayaan tinggi (HEU) diiradiasi di dalam teras reaktor selama beberapa hari. Target yang telah diiradiasi kemudian diproses dengan cara pelarutan dan dihasilkan Mo^{99} yang sudah dimurnikan yang selanjutnya didistribusikan ke generator $Mo^{99} - Tc^{99m}$.

Metode lain untuk memproduksi Mo^{99} adalah dengan reaktor homogen cair (*aqueous homogeneous reactor/AHR*), di mana bahan bakar berupa larutan uranium, sekaligus berfungsi sebagai target iradiasi. Reaktor AHR memiliki beberapa keunggulan dibandingkan reaktor riset pada umumnya. Bahan bakar yang berbentuk cair memudahkan dalam ekstraksi Mo^{99} , karena tidak perlu proses

pelarutan dari target padat. Untuk menghasilkan Mo^{99} yang sama, AHR dapat beroperasi pada daya yang jauh lebih rendah dari pada reaktor riset heterogen. Desain reaktor AHR lebih fleksibel dari sisi geometri, karena bahan bakarnya yang berupa larutan. Limbah radioaktif yang dihasilkan jauh lebih rendah, karena penggunaan U^{235} yang hampir 100%. Ketika teras reaktor sudah mencapai kondisi subkritis, tidak perlu dilakukan penggantian bahan bakar, tetapi cukup menambah larutan uranium sehingga konsentrasi uraniumnya meningkat kembali, dan teras reaktor dapat dioperasikan kembali. Dalam reaktor AHR juga memungkinkan penggunaan uranium pengkayaan rendah <20% (LEU). AHR memiliki karakteristik keselamatan yang sangat baik, yaitu koefisien negatif temperatur dan void yang kuat, menjadikannya dapat mengendalikan diri sendiri ketika terjadi ekskursi daya[5].

Di samping keunggulannya dibanding dengan reaktor riset heterogen, AHR juga memiliki sisi negatif, seperti masalah korosi karena penggunaan asam sulfat[6]. Di dalam teras reaktor juga terjadi proses radiolisis yang mengurai air menjadi gas oksigen dan hidrogen. Radiolisis adalah proses penguraian molekul air oleh radiasi baik neutron maupun gamma di teras menjadi gas oksigen dan hidrogen. Karena air sebagai pelarut terurai menjadi gas oksigen dan hidrogen, maka konsentrasi uranium di dalam larutan akan meningkat. Peningkatan konsentrasi ini akan memberikan penyisipan reaktivitas ke dalam teras[4]. Reaktor AHR biasanya dilengkapi dengan recombiner yang menyatukan

kembali gas oksigen dan hidrogen menjadi air, yang kemudian dimasukkan kembali ke teras untuk mempertahankan konsentrasi. Penambahan air ke teras ini akan menurunkan konsentrasi uranium dan memberikan perubahan reaktivitas pada teras. Perubahan reaktivitas teras, naik dan turun, akibat proses radiolisis dan rekombinasi gas oksigen dan hidrogen, ini akan menyebabkan fluktuasi daya teras secara periodik. Ketidakstabilan daya ini yang membatasi tingkat daya reaktor.

Makalah ini bertujuan untuk menentukan perubahan reaktivitas akibat perubahan konsentrasi yang timbul akibat proses radiolisis dan rekombinasi gas oksigen dan hidrogen. Perubahan konsentrasi juga bisa disebabkan oleh kenaikan temperatur dan pendidihan larutan akibat kenaikan daya. Kenaikan daya normal maupun akibat ekskursi juga memberikan umpan balik reaktivitas doppler. Perhitungan dilakukan dengan code berbasis metode monte carlo MCNP5 dan MVP.

2. CODE MCNP5 DAN MVP

2.1. Code MCNP5[9]

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 3D dalam geometri sel yang dibatasi oleh permukaan tingkat satu dan tingkat dua serta torus elips tingkat 4.

Data tampang lintang kontinyu 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 kriticalitas 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:

1. *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.
2. *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.
3. *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.

4. *Geometri*. MCNP mampu mendefinisikan hampir semua bentuk 3D, 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 3D.

2.1.1. Perhitungan Kekritisan 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 dianggap 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_{ef} 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_{ef} yang berbeda yang disebut sebagai estimator. Pengguna dapat menggunakan salah satu estimator tersebut untuk menentukan nilai k_{ef} dari sistem reaktor yang dihitung. Ketiga estimator tersebut adalah:

1. Estimator tumbukan ($k_{ef,C}$) yang dihitung setiap kali terjadi peristiwa tumbukan partikel yang memungkinkan terjadinya peristiwa fisi selama satu generasi neutron. Estimator ini memberikan estimasi harga k_{ef} yang terbaik untuk sistem yang sangat besar.
2. Estimator serapan ($k_{ef,A}$) yang dihitung setiap terjadi interaksi antara neutron dan inti bahan fisil selama satu generasi neutron. Estimator ini memberikan estimasi harga k_{ef} dengan kesalahan terkecil pada sistem reaktor termal.
3. Estimator panjang jejak ($k_{ef,TL}$) 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_{ef} 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_{ef} yang terbaik.

2.1.2. Kartu KCODE

Untuk menghitung kekritisan reaktor, perlu didefinisikan kartu KCODE yang berisi informasi mengenai jumlah sumber (partikel) yang disimulasi, harga awal k_{ef} , jumlah siklus yang dilompati sebelum perhitungan akumulasi k_{ef} 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_{ef} |
| ikz | : jumlah siklus yang akan dilompati sebelum perhitungan k_{ef} dimulai |
| kct | : jumlah siklus dalam perhitungan |

2.1.3. 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.

2.2. Code MVP

Salah satu fitur yang menonjol dari code berbasis monte carlo MVP adalah penggunaan algoritma berbasis kejadian yang cocok untuk vektor superkomputer. Percepatan perhitungan secara drastis dapat dilakukan pada *code* dengan algoritma berbasis kejadian. MVP telah membuktikan peningkatan kecepatan 10 kali dibandingkan *code* skalar untuk berbagai permasalahan.

Berikut adalah beberapa kemampuan *code* MVP[8]:

1. Kemampuan untuk memperlakukan model *scattering* yang dinyatakan dalam File 6 (MF=6) dari bentuk ENDF-6,
2. Tally gayut waktu,
3. Perhitungan laju reaksi dengan fungsi respon titik,
4. Spesifikasi sumber yang fleksibel,
5. Tersedia pustaka tumpang lintang kontinyu pada sembarang temperatur. MVP dapat melakukan perhitungan realistik untuk daya reaktor pada sembarang temperatur dengan data tumpang lintang yang dibangkitkan oleh pustaka master tumpang lintang. Pustaka master dihasilkan oleh system LICEM dan mencakup data gayut temperatur seperti tabel probabilitas tumpang lintang dan data hamburan termal pada beberapa temperatur yang berbeda. MVP memperoleh tumpang lintang pada temperatur yang dispesifikasikan dengan menginterpolasi data gayut suhu dan pelebaran doppler untuk tumpang lintang yang kontinyu[10].
6. Estimasi real variance pada persoalan eigenvalue,
7. Detektor titik dan estimator yang melalui permukaan,
8. Model geometri statistik. Model ini awalnya dikembangkan untuk analisis HTTR. Kemudian model geometri statistik diperluas untuk berbagai jenis geometri bola pada *pebble* bed reaktor. Di model ini, lokasi bola ditentukan secara probabilistik sepanjang jalur gerak partikel. Ketika neutron masuk ke daerah campuran stokastik, jarak terhadap bola di-sample dari NND (nearest neighbor distribution) dari bola tersebut. Jika jalur jejak yang di-sample lebih besar dari jarak tersebut, neutron masuk ke dalam bola dan melakukan perjalanan random secara normal di dalam bola. Sebaliknya, neutron akan menumbuk daerah matriks dari daerah campuran tersebut. Hal ini berjalan secara berulang hingga partikel keluar dari daerah campuran[10].
9. Fungsi analisis derau yang digunakan untuk simulasi eksperimen Feynman- α ,
10. Kondisi batas periodik,
11. Representasi geometri. MVP menggunakan geometri kombinasi dengan kemampuan kisi berlapis untuk menggambarkan geometri perhitungan. Modul CGVIEW digunakan untuk menampilkan model geometri perhitungan MVP[8].
12. Paralelisasi dengan pustaka standar,
13. Mendukung banyak platform,
14. Parameter simbolik. Pengguna dapat mendefinisikan sendiri suatu variabel dalam input data sehingga memudahkan dalam memahami dan menelusuri kembali input data.
15. Perhitungan burn-up. Paket MVP mencakup modul MVPBURN untuk perhitungan burn-up berbagai tipe reaktor.

3. MODEL PERHITUNGAN

Pemodelan teras reaktor mengacu pada spesifikasi teknis reaktor ARGUS dengan daya nominal 20 kW[3]. Model reaktor ini menggunakan bahan bakar uranil sulfat (UO_2SO_4) dengan pengkayaan 20% U^{235} .

Tabel 1: Data pemodelan AHR

PARAMETER	NILAI
Daya, kW	20
Larutan bahan bakar	Uranil sulfat
Volume larutan, l	20
Kerapatan daya, kW/l	1
Pengkayaan U^{235} , %	19,75

Model geometri teras silinder dibuat sedemikian sehingga diameter dan tinggi larutan sama, hal ini akan memberikan k_{ef} maksimum, karena luas selimut yang minimum menyebabkan kebocoran neutron yang minimum.

3.1. Komposisi larutan

Diasumsikan isotop uranium hanya terdiri dari U^{234} , U^{235} dan U^{238} . Komposisi U^{234} relatif terhadap U^{235} dikorelasikan sebagai[7]:

$$w_{234} = 8,44 \times 10^{-3} w_{235} - 7,0084 \times 10^{-4} \quad (1)$$

Di mana w_{235} adalah pengkayaan dari U^{235} . Sehingga fraksi massa dari U^{238} adalah[5]:

$$w_{238} = 100\% - (w_{234} + w_{235}) \quad (2)$$

Densitas partikel kemudian dapat dihitung:

$$\begin{aligned} N_{\text{U}^{234}} &= \frac{w_{234} W_{\text{U}}}{A_{234}} N_A \\ N_{\text{U}^{235}} &= \frac{w_{235} W_{\text{U}}}{A_{235}} N_A \\ N_{\text{U}^{238}} &= \frac{w_{238} W_{\text{U}}}{A_{238}} N_A \end{aligned} \quad (3)$$

W_{U} adalah jumlah uranium yang terlarut dalam air (gU/l), A_i adalah massa isotop i , dan N_A adalah bilangan avogadro ($6,022 \times 10^{23}$ /mol). Total massa dari bahan bakar yang terlarut:

$$w_{\text{fuel}} = \sum_i w_i = \sum_i \frac{N_i B_i}{N_A} \quad (4)$$

Di mana penjumlahannya terhadap isotop uranium. N_i adalah densitas partikel dan B_i unit massa atom dari molekul, misalnya uranil sulfat. Selanjutnya adalah menghitung jumlah atom oksigen dan hidrogen yang ada di dalam air. Volume yang ditempati oleh bahan bakar:

$$V_{\text{water}} = 1000 \text{cm}^3 - V_{\text{fuel}} \quad (5)$$

Volume dari bahan bakar:

$$V_{\text{fuel}} = \frac{w_{\text{fuel}}}{\rho_{\text{fuel}}} \quad (6)$$

Densitas dari bahan bakar dapat dilihat pada Tabel 2.

Tabel 2: Densitas beberapa garam uranium

Material	Densitas (g/cm ³)
UO_2SO_4	3,28
$\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$	2,807
UO_2F_2	6,45
H_2O	1,0

Densitas partikel dari oksigen dan hidrogen:

$$N_H = 2 \frac{V_{\text{water}} \cdot \rho_{\text{water}}}{A_{\text{water}}} N_A \quad (7)$$

Tabel 3: Komposisi larutan uranil sulfat pada densitas uranium 475 gU/l

Parameter	Nilai
Densitas U, gU/l	475
U ²³⁴ , g	15,769
U ²³⁵ , g	1876,250
U ²³⁸ , g	7607,981
S, g	1282,869
O, g	17643,172
H, g	1739,078
Densitas larutan, g/cm ³	1,508

$$N_O = \frac{V_{\text{water}} \cdot \rho_{\text{water}}}{A_{\text{water}}} N_A \quad (8)$$

Densitas larutan uranium dihitung dengan:

$$\rho_{\text{avg}} = \frac{\rho_{\text{fuel}} V_{\text{fuel}} + \rho_{\text{water}} V_{\text{water}}}{V_{\text{fuel}} + V_{\text{water}}} \quad (9)$$

Komposisi bahan bakar uranil sulfat dengan densitas uranium 475 gU/l terinci di **Tabel 3**.

3.2. Model Geometri

Di antara tiga geometri dengan volume yang sama, yaitu kotak, bola, dan silinder, maka geometri berbentuk bola yang akan memberikan harga k_{ef} yang terbesar. Untuk volume yang sama, bola memiliki permukaan yang terkecil, sehingga kebocoran neutronnya minimum. Namun bola yang tidak terisi penuh akan menyulitkan dalam menghitung volumenya. Geometri berikutnya yang memberikan k_{ef} terbesar kedua adalah silinder. Sekali pun silinder tidak terisi penuh, perhitungan volume akan dengan mudah dilakukan. Dengan alasan demikian, maka untuk geometri AHR yang dipilih adalah silinder. Harga k_{ef} geometri silinder pada volume yang sama akan maksimum jika rasio H/D=1. Untuk volume 20 liter, ukuran silinder yang menghasilkan k_{ef} adalah H=D=29,42 cm.

Gambar 1 menunjukkan model geometri silinder reaktor AHR tampak lintang vertikal dan *horizontal*, di mana (A) bahan bakar larutan uranil sulfat, (B) reflektor grafit dan (C) udara. Grafit dan udara memiliki densitas masing-masing adalah 1,67 dan 0,0012 g/cm³, di mana komposisi partikel udara 78,43% nitrogen, 21,1% oksigen dan 0,47% argon.

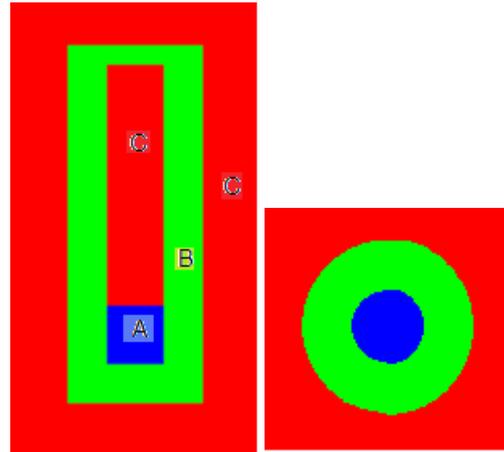
4. HASIL DAN PEMBAHASAN

Pada perhitungan faktor perlipatan neutron (k_{ef}) baik dengan code MCNP5 atau MVP, pengguna harus menentukan jumlah partikel yang disimulasi, tebakan awal, jumlah siklus yang dilewati (skip) dan jumlah siklus total. Dalam hal ini penulis mengambil 155 jumlah siklus total dan 35 siklus yang di-skip serta tebakan awal 1.0. Dengan demikian jumlah siklus aktif untuk perhitungan rerata adalah 120 siklus. Studi parametrik dilakukan terhadap jumlah partikel per siklus yang disimulasi.

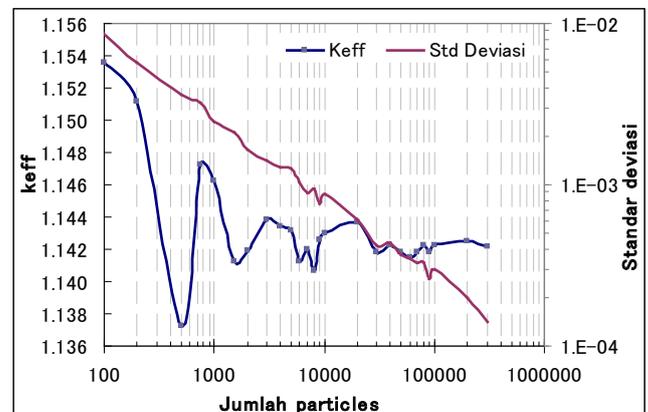
Gambar 2 memperlihatkan perubahan k_{ef} dan standar deviasi pada berbagai jumlah partikel yang disimulasi mulai dari 100 hingga 300000. Fluktuasi harga k_{ef} masih cukup besar pada jumlah

partikel yang sedikit, dan harga k_{ef} tampak mulai stabil pada jumlah partikel 40000. Standar deviasi pada jumlah partikel 40000 juga sudah cukup rendah, yaitu $4,4 \times 10^{-4}$. Sehingga untuk perhitungan selanjutnya jumlah partikel yang disimulasi adalah 40000, dan input KCODE pada MCNP5 menjadi: KCODE 40000 1.0 35 155.

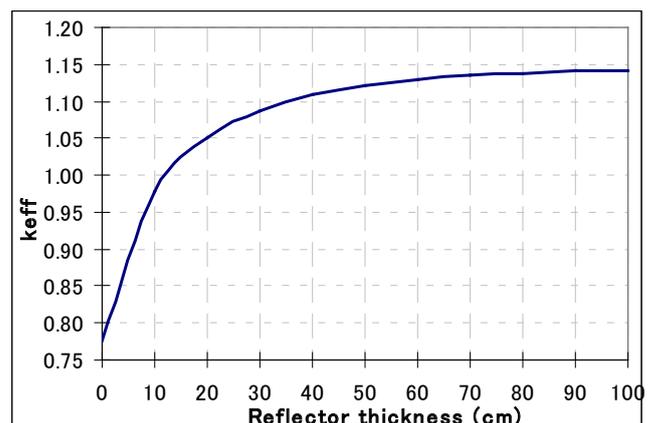
Penentuan tebal reflektor grafit dilakukan dengan mengamati perubahan k_{ef} terhadap variasi ketebalan reflektor hingga 100 cm. **Gambar 3** menunjukkan harga k_{ef} pada berbagai ketebalan grafit. Harga k_{ef} menunjukkan kenaikan yang signifikan pada ketebalan grafit 10 cm dan dilanjutkan hingga 20 cm walaupun dengan gradien yang lebih rendah. Lebih dari 20 cm, tebal reflektor tidak secara signifikan menambah harga k_{ef} , bahkan cenderung jenuh pada ketebalan grafit lebih dari 50 cm. Dengan demikian, ketebalan reflektor grafit dipilih 20 cm.



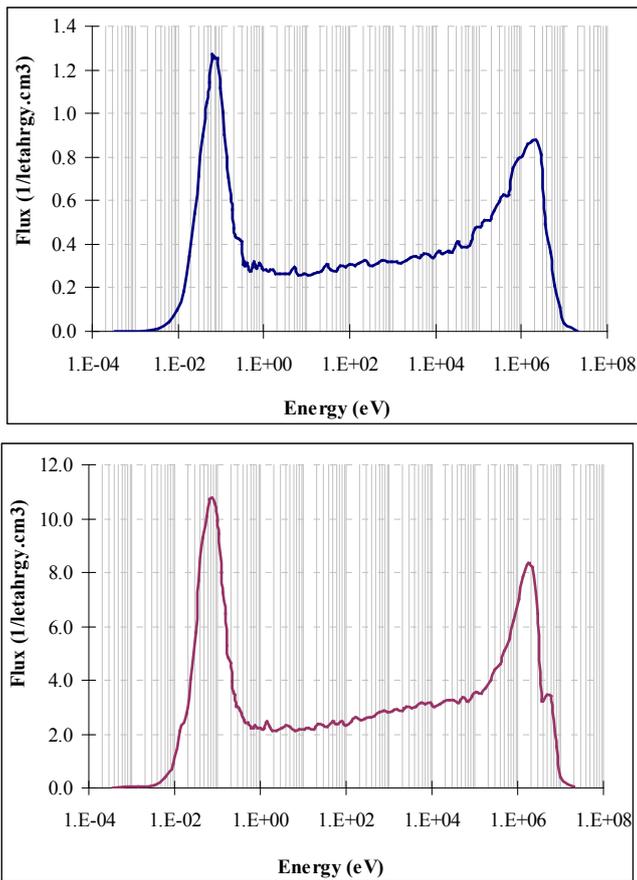
Gambar 1: Model AHR tampak lintang vertikal dan horizontal



Gambar 2: Harga k_{ef} pada berbagai jumlah partikel yang disimulasi



Gambar 3: Perubahan harga k_{ef} terhadap ketebalan reflektor grafit

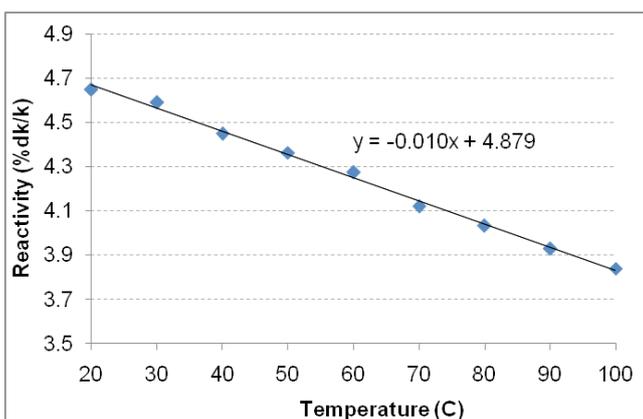


Gambar 4: Karakteristik spektrum neutron pada (atas) bahan bakar dan (bawah) reflektor

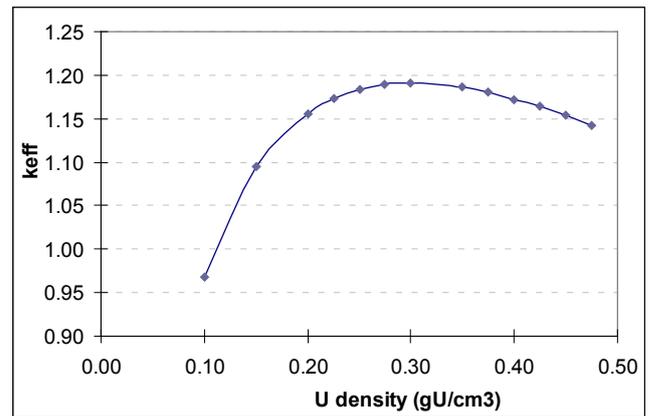
Sistem reaktor tidak akan kritis jika tidak ada reflektor ($d=0$ cm), di mana $k_{ef} < 1,0$. Hal ini menyediakan keselamatan melekat bahwa jika terjadi kebocoran maka seluruh larutan bahan bakar tersebut dapat ditampung dalam kontener dalam bentuk apa pun tanpa adanya kekhawatiran akan terjadinya kecelakaan kekritisan.

Karakteristik spektrum neutron pada larutan bahan bakar dan reflektor dihitung dengan code MVP. **Gambar 4** menunjukkan karakteristik spektrum energi neutron per unit lethargy pada larutan bahan bakar (A) dan reflektor grafit (B).

Gambar 5 menunjukkan perubahan reaktivitas terhadap temperatur larutan bahan bakar, yang didominasi oleh efek doppler. Grafik tersebut cenderung membentuk garis linear dengan persamaan: $y = -0.001x + 4,879$. Dari perhitungan tersebut, diperoleh koefisien reaktivitas temperatur bahan bakar adalah $-1,01 \times 10^{-2} \%dk/k$ ($-10,1$ pcm).



Gambar 5: Perubahan reaktivitas terhadap temperatur larutan bahan bakar



Gambar 6: Perubahan reaktivitas terhadap konsentrasi uranium dalam larutan

Gambar 6 menunjukkan perubahan faktor multiplikasi terhadap perubahan konsentrasi uranium dalam larutan bahan bakar. Air dalam larutan bahan bakar berfungsi sebagai moderator, namun air juga menyerap neutron. Pada daerah A, kenaikan konsentrasi uranium (penurunan rasio atom H/U) akan menaikkan faktor perlipatan neutron (k_{ef}). Dalam hal ini, peran air sebagai moderator lebih lemah dari pada perannya sebagai penyerap neutron. Rentang ini disebut daerah *over-moderated*. Sedangkan daerah B, kenaikan konsentrasi uranium (penurunan rasio atom H/U) akan menurunkan faktor perlipatan neutron. Dengan kata lain kenaikan rasio atom H/U akan menaikkan faktor perlipatan neutron. Pada rentang ini, peran air sebagai moderator lebih kuat dibandingkan penyerapan neutronnya dalam hal perubahan k_{ef} . Rentang ini disebut sebagai daerah *under-moderated*.

Perubahan konsentrasi pada larutan bahan bakar disebabkan antara lain oleh proses radiolisis. Saat air terurai menjadi gas oksigen dan hidrogen, konsentrasi uranium meningkat. Untuk mempertahankan konsentrasi larutan, reaktor AHR biasanya dilengkapi dengan recombiner, yang menggabungkan kembali gas oksigen dan hidrogen menjadi air dan dialirkan kembali ke teras. Pengembalian air ke teras ini akan menjadikan konsentrasi uranium turun kembali. Perubahan konsentrasi uranium yang berlangsung secara berulang ini menyebabkan osilasi dan fluktuasi daya teras. Fluktuasi daya ini yang membatasi tingkat daya reaktor AHR. Semakin tinggi daya teras, maka fluktuasi dayanya semakin kuat.

Fenomena lain yang menyebabkan perubahan konsentrasi uranium adalah proses pendidihan. Proses pendidihan yang masif dapat terjadi saat kecelakaan yang mengarah pada kenaikan daya secara berlebih. Kenaikan temperatur larutan menyebabkan kenaikan temperatur uranium dan penurunan densitas larutan. Ketika pendidihan masif terjadi maka air dalam larutan berkurang signifikan dan terjadi kenaikan konsentrasi uranium. Kenaikan konsentrasi uranium ini berdasarkan **Gambar 6** (daerah B) akan menurunkan reaktivitas, sehingga reaktor shut down dengan sendirinya akibat penyisipan reaktivitas negatif dari void dan juga efek doppler. Dengan demikian, reaktor AHR memiliki sistem pertahanan inheren untuk mencegah kecelakaan ekskursi daya.

5. KESIMPULAN

Perilaku perubahan reaktivitas pada reaktor AHR telah dikaji dengan menggunakan code MCNP5 dan MVP. Hasil analisis menyimpulkan bahwa:

1. Efek reflektor grafit sangat signifikan dalam meningkatkan faktor perlipatan neutron, khususnya pada ketebalan kurang dari 30 cm.
2. Reaktor AHR memiliki sistem pertahanan melekat terhadap kecelakaan ekskursi daya. Sistem ini berasal dari umpan balik

reaktivitas void negatif yang kuat dan efek doppler. Untuk reaktor AHR dengan daya 20 kW dan densitas daya 1 kW/l memiliki koefisien reaktivitas doppler $-1,01 \times 10^{-2}\%$ dk/k.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] **IAEA**, (2008); *Homogeneous Aqueous Solution Nuclear Reactors for the Production of Mo⁹⁹ and other Short Lived Radioisotopes*, TECDOC 1601, Sep.
- [2] **Mushtaq Ahmad, George Vandegrift, and Pablo Cristini**, (2014); *Molybdenum-99 (Mo⁹⁹): Past, Present, and Future*, Science and Technology of Nuclear Installations Volume .
- [3] **M.V. Huisman** (2013); *Medical Isotope Production Reactor: Reactor design for a small sized Aqueous Homogeneous Reactor for producing molybdenum-99 for regional demand*, Master Thesis Applied Physics-Delft, July.
- [4] **M. Tayyab, I. Masood** (2012); *Optimization study and neutronic design calculations of LEU fuelled homogeneous aqueous solution nuclear reactors for the production of short lived fission product isotopes*, *Annals of Nuclear Energy*, No. 42. P.175-178.
- [5] **Francisco J. Souto, Robert H. Kimpland** (2004); *Reactivity analysis of solution reactors for medical-radioisotope production*, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B* 213, p.369-372.
- [6] **A.J. Youker, et al.**, (2013); *A solution-based approach for Mo⁹⁹ production: consideration for nitrate versus sulfate media*, *Science and Technology of Nuclear Installations Volume*.
- [7] **Tegas Sutondo** (-); *Analytical method of atomic density determination of the uranyl nitrate solution system*, A calculation note, part of *Neutronic Design Analysis of SAMOP System*.
- [8] **Nagaya, Y., et al.** (2005); *MVP/GMVP II: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations Based on Continuous Energy and Multigroup Methods*, JAERI.
- [9] **X-5 Monte Carlo Team** (2003); *MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code Version 5, Vol. II: User's Guide*, Los Alamos National Laboratory.
- [10] **Nagaya Y., Okumura K., Mori T.** (2014); *Recent developments of JAEA's monte carlo code MVP for reactor physics applications*, *Annals of Nuclear Energy*, articles in Press.



Seminar Keselamatan Nuklir 2015 Makalah Penyaji Bidang Instalasi dan Bahan Nuklir

Prosiding
Seminar
Keselamatan
Nuklir
2015

PENILAIAN TEKNIS SIMULATOR DEMO PC-TRAN HTR SEBAGAI ALAT UJI KOMPETENSI KUALIFIKASI SUPERVISOR DAN OPERATOR REAKTOR PEBBLE BED 10 MWE

Imron, Winda Sarmita, Supyana, Ardiyani Eka P, Besar Winarto

Badan Pengawas Tenaga Nuklir

i.imron@bapeten.go.id, w.sarmita@bapeten.go.id, s.supyana@bapeten.go.id, a.ekapatriasari@bapeten.go.id, b.winarto@bapeten.go.id

ABSTRAK

Telah dilakukan penilaian teknis simulator demo PC-TRAN HTR sebagai alat uji kompetensi kualifikasi supervisor dan operator reaktor Pebble Bed 10 MWe. Kompetensi operator dan supervisor reaktor daya merupakan salah satu aspek penting dalam keselamatan operasi reaktor. Sesuai Peraturan Kepala BAPETEN nomor 6 tahun 2013 tentang Izin Bekerja Petugas Instalasi dan Bahan Nuklir, bahwa salah satu jenis pengujian operator dan supervisor adalah dengan ujian simulator uji *reactor* daya. Materi pengujian dalam peraturan kepala tersebut meliputi operasi normal, kendali reaktor daya, pengoperasian transien dan kejadian operasi terantisipasi; pengoperasian kecelakaan dasar desain; pengoperasian kecelakaan di luar dasar desain; dan/atau manajemen dan kendali operasi. Namun demikian dalam peraturan tersebut belum mencantumkan persyaratan teknis simulator, oleh karena itu dalam penilaian alat uji dengan mengacu pada persyaratan teknis minimum simulator yang digunakan di berbagai negara seperti Rusia, Amerika Serikat serta membandingkan dengan praktik yang tercantum dalam IAEA Tecdoc -995. Simulator PC-TRAN HTR merupakan simulator demo dan bukan simulator full scope simulator sehingga masih banyak keterbatasan. Pada simulator ini dapat mensimulasikan *Startup from Cold Shutdown Condition*, *Transient Verification Runs*, *Benchmark of GA MTR power reduction run*, *MHR Helium Outlet Break Accident*. Secara legal kepemilikan Simulator demo PC-TRAN HTR merupakan perangkat lunak free yang dapat diunduh oleh siapapun dan memungkinkan bagi peserta uji untuk mempelajari simulator tersebut. Namun demikian reaktor daya 10 MWe mempunyai daya relatif kecil dibandingkan reaktor daya komersial, sehingga simulator demo PC TRAN memenuhi persyaratan digunakan sebagai alat pengujian reaktor daya non komersial bertipe *pebble* bed 10 MWe. Untuk memenuhi kompetensi dasar tersebut, dilakukan skenario pengujian, dengan waktu pengujian simulator tersebut memerlukan 3 jam ujian. Kualifikasi pengujian minimal doktor dalam *code* neutronik dan termohidrolik. Metoda ujian dengan gabungan praktek dan lisan dengan peserta mengoperasikan simulator dengan soal skenario studi kasus dan peserta harus mampu memberikan analisis data input dan hasil simulasi.

Kata kunci: simulator demo, alat uji kompetensi, perangkat lunak free, materi pengujian, soal studi kasus

ABSTRACT

The technical assessment of simulator PC Demo-TRAN HTR as a test equipment for supervisor and operator Pebble Bed 10 MWe reactor qualification was conducted. The operators and supervisors qualification are one of the important aspects of the safe reactor operation. Based on BAPETEN Chairman Decree Number 6th of 2013 about License for Officer of Nuclear Installation and Material, that simulator testing is one kind of operator and supervisor examination. The basic competences for simulator qualification are simulation in normal operation, the control power reactors, transient operation and anticipated operational occurrences, the operation of the design basis accident, operating beyond design basis accidents; and/or management and operational control. But unfortunately, the technical requirement of simulator was not stated, so the assessment refer to best practices in other countries such as Russia and America and then compare with the practices contained in the IAEA TECDOC -995. Simulator PC-TRAN is not full scope simulator because there are many limitations. This simulator can simulate startup from cold shutdown condition, runs verification transient, benchmark of GAMTR run power reduction, MHR helium outlet break accident. Legally, the ownership simulator PC-TRAN HTR is a free software that can be downloaded by anyone and allows for the participants to learn the simulator test. However, 10 MWe power reactors have relatively little power compared to commercial power reactors so that the PC demo TRAN simulator can be used as a test equipment in 10 MWe pebble bed non commercial power reactor. To comply with the basic competence, the qualification scenarios need a 3 hour exam. The examiner qualification is Doctor in neutronik and thermohidrolik code. The qualification method is suitable with a combination of practice and verbal testing. The participants operate do simulation task with case studies scenario and participants must provide input data and results analysis.

Keywords: demo simulator, competency test equipment, free software, material testing, a case studies task

1. PENDAHULUAN

Beberapa tahun mendatang Indonesia berencana membangun reaktor daya non komersial dengan tipe desain *High temperature gas cooled reactor* (HTGR). Pengoperasian reaktor tersebut memerlukan tingkat kompetensi tertentu agar tercapai keselamatan. Standar kompetensi Operator dan supervisor reaktor daya telah dijelaskan dalam peraturan kepala BAPETEN Nomor 6 Tahun 2013[1]. Dalam lampiran peraturan tersebut tercantum materi pengujian

simulasi reaktor yang terdiri atas operasi normal, kendali reaktor daya, pengoperasian transien dan kejadian operasi terantisipasi; pengoperasian kecelakaan dasar desain; pengoperasian kecelakaan di luar dasar desain; dan/atau manajemen dan kendali operasi. Oleh karena itu perlu disiapkan infrastruktur alat uji simulator.

Banyak tersedia jenis perangkat lunak simulator yang telah jadi atau yang harus dibentuk sesuai keinginan pengujian. Salah satu jenis simulator yang telah jadi adalah simulator demo PC-TRAN HTR.

[2] Namun karena simulator ini sudah terbentuk perangkat lunak developed software maka BAPETEN sebagai badan pengawas yang bertanggung jawab terhadap kualitas hasil pengujian kompetensi, perlu menilai kelayakan simulator demo PC-TRAN HTR sebagai alat uji pengujian supervisor dan operator.

Ujian dengan alat uji simulator bertujuan untuk membandingkan apa yang ada di teori disimulasikan dalam output data visual seperti grafik, gambar serta tampilan parameter output reaktor sehingga dapat diperbandingkan dengan kondisi di lapangan. Setelah ujian simulasi ini diharapkan operator dan supervisor dapat menguasai operasi secara konprehensif dan berdasarkan referensi teori.

2. LANDASAN TEORI

Dalam Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 6 Tahun 2013 belum tercantum persyaratan teknis simulator, oleh karena itu perlu uraian tentang persyaratan teknis simulator berdasarkan Tecdoc IAEA No. 995, ketentuan di Negara lain seperti Rusia dan Amerika. Selain itu perlu dijelaskan juga mengenai penjelasan tentang simulator demo PC-TRAN HTR yang mengacu pada manual simulator.

Berdasarkan Tecdoc IAEA No. 995 tentang selection, specification, design and use of various nuclear power plant training simulators. Simulator diklasifikasikan ada 5 yaitu

1. None
2. Low
3. Medium
4. High
5. Full

Masing-masing level ditentukan oleh kriteria pada **Tabel 1**.

Tabel 1: Kriteria persyaratan teknis berdasarkan Tecdoc IAEA No. 995

Kriteria		
Perangkat Lunak	Keakurasian Pemodelan	- kekhususan -akurasi dan kedalaman -Real time
	Lingkup pemodelan	-Daftar sistem yang diberikan -Daftar scenario yang diberikan -Daftar prosedur operasi
Perangkat keras	Real panel	-Ketersediaan -Layout ruang kendali -Layout -Instrumentasi -Keberfungsian instrumentasi
	Display grafis	-Ketersediaan -Layout ruang kendali -Layout instrumentasi -Keberfungsian instrumentasi
Parameter sistem display		
Interface instruktur		
Konfigurasi komputer		

Database komponen reaktor dalam simulator juga diklasifikasikan dalam:

1. Daftar instrumentasi ruang kendali
2. Daftar parameter reaktor
3. Daftar I/O instrumentasi
4. Daftar komponen mekanik
5. Daftar komponen elektrikal
6. Daftar komponen remote control
7. Diagram flow hasil simulasi
8. Sistem ekektrik hasil simulasi
9. Diagram dan ketentuan simulasi
10. Daftar peralatan yang terkontrol manual

Database komponen sistem teras reaktor dan vessel antara lain memuat

1. Parameter nuklir reaktor
2. Ketergantungan data *nuclear*
3. Distribusi daya axial dan radial
4. Data termohidrolik reaktor
5. Profile defernsial *control rod*
6. Deskripsi fungsi *control rod*
7. Deskripsi kendali reaktor
8. Deskripsi keselamatan reaktor
9. Deskripsi instrumentasi reaktor
10. Gambar konstruksi vessel reaktor

Simulator juga diklasifikasikan berdasarkan kelengkapan database pendingin primer reaktor, *database core cooling system* dan *containment*, *database main steam system*, turbin dan *main steam condenser*, *feedwater system* dan *electrical system*.

Untuk data dalam kondisi steady state, simulator juga harus paling kurang mempunyai dua set kondisi *steady state*, misal untuk kondisi 25% daya, 50% daya, 75% daya dan 100% daya. Ketersediaan data transien juga menjadi bahan pertimbangan terutama dalam data transien dan data kecelakaan.

Dari praktek yang dilakukan di Rusia sesuai *Requirement to full scope simulator for use in training of operators of nuclear power plant unit control room* PNAE G-5-40-97 [4], persyaratan teknis simulator reaktor nuklir komersial antara lain:

1. Persyaratan hardware:
 - a) Persyaratan komputer kompleks
 - b) Persyaratan input-output devices
 - c) Persyaratan simulasi dari ruang kendali utama
 - d) Persyaratan stasium instruktur
2. Persyaratan Mode Operasi pemodelan
3. Persyaratan perhitungan matematis dan perangkat lunak

Sedangkan Praktek yang ada di Amerika sesuai ANSI/ANS 3.5-2009[5] tentang *Nuclear power plant simulator for use in operator training and examination*, ketentuan kriteria yang dilihat antara lain:

1. Kemampuan simulator
 - a) Secara langsung (*Real time*) dan keberulangan (*repeatability*)
 - b) Batasan simulation
 - c) Evaluasi steady state dan kondisi normal
 - d) Kerusakan sistem
2. Lingkup simulator
 - a) Keakurasian secara fisik dan factor manusia
 - ▷ Lingkup panel simulasi
 - ▷ Instrumentasi, control, marking dan tanda peringatan operator
 - ▷ Lingkungan ruang kendali
 - ▷ Deviasi ruang kontrol
 - b) Sistem yang disimulasikan dan tingkat kelengkapannya
 - ▷ Sistem terkontrol atau termonitor dari ruang kendali
 - ▷ Sistem terkontrol atau termonitor dari luar ruang kendali
 - c) Kemampuan stasium instruktur simulator
 - d) Pengujian simulator
3. Persyaratan pengujian simulator
4. Manajemen konfigurasi simulator

2.1. Deskripsi Sistem reaktor dalam Simulator PC- TRAN HTR

Rentang simulasi HTGR menghasilkan daya dari 10 MW hingga 600 MW per modul untuk pembangkit listrik multi-modular. Suhu keluar reaktor berada mulai 700° C sampai 1000° C. Tekanan helium adalah dari 3 sampai 8 MPa.

Deskripsi sistem reaktor terdiri dari teras reaktor dengan bahan bakar TRISO dan reflektor grafit di dalam bejana reaktor. Sebuah sumber neutron

disediakan untuk fluks awal. Perpindahan panas adalah dengan kombinasi konduksi, konveksi dan radiasi ke udara penahanan. Ada sistem pendingin reaktor rongga (RCCs) yang menghilangkan panas di kontainment. Dengan konveksi alami udara dan penggunaan air pendingin di sisi sekunder penukar panas ini, panas dipindahkan ke atmosfer. Setelah *shutdown* reaktor, *System Shutdown Cooling* (SCS) dihidupkan sehingga menarik sejumlah kecil gas helium dari bawah dan didinginkan oleh *heat exchanger*.

Selain batang kendali, produksi unit daya dapat dikontrol oleh:

1. Katup *bypass* dari aliran helium ke unit konversi daya,
2. Kontrol suhu helium dan
3. Ekstraksi dan penambahan helium.

2.2. Deskripsi Perangkat Lunak PC-TRAN HTR

PC-TRAN HTR menggunakan Microsoft Windows XP dengan sistem operasi yang mengambil keuntungan penuh dari teknologi PC 32-bit. Kode sumber PC-TRAN ditulis dalam Microsoft Visual Basic 6.0. Operasi berikut lingkungan sistem operasi Microsoft Windows XP. Data masukan/keluar dalam Microsoft Office 2000 file database Access. Laporan dapat dihasilkan oleh program dan kemudian diakses oleh Access.

Karena PC-TRAN/HTR telah menggunakan resolusi 1024x768 Super VGA, untuk mendapatkan layar penuh diatur resolusi monitor. Dengan menggunakan fasilitas "My Computer", "Control Panel", "Display" dan "pengaturan" untuk mengatur ulang resolusi. PC-TRAN. Pilihan Semuanya cukup sederhana. Beberapa parameter penting adalah time plot out untuk waktu keluaran selang *record* (dalam detik) untuk merekam plot data. Interval Time Back Out untuk waktu untuk menulis catatan back track. Hal ini juga dapat berubah secara online.

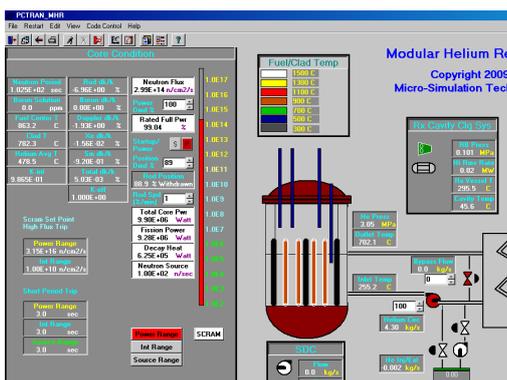
PlotData.mdb menyimpan semua variabel yang dihitung.

2.2.1. File dan parameter input

Pada List Data.mdb terdapat beberapa tabel yaitu:

1. BasicData, Data dasar Instalasi
2. ICControlsData, Status tombol control kondisi awal
3. ICHXData, status penukar kalor
4. ICHXMalformData, status kerusakan penukar panas
5. ICPumpData, status pompa
6. ICPumpMalformData, status kerusakan pompa
7. ICThermoData, kondisi awal thermal hidrolik
8. ICTripData, status trip
9. ICValveData, status valve
10. ICValveMalformData, status kerusakan valve
11. ListIC, daftar kondisi awal
12. File dan Parameter Output

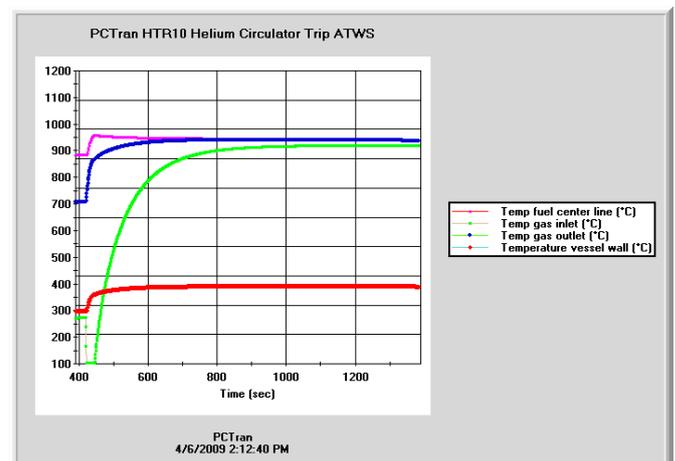
Pada variabel output transien antara lain tercantum pada **Tabel 2** dan parameter parameter tersebut tertampil dalam mimic reaktor seperti pada **Gambar 1**. Sedangkan tampilan grafik temperatur vs waktu seperti pada **Gambar 2**.



Gambar 1: Tampilan Mimic Reaktor

Tabel 2: Variabel Output Transien

ID	Label	Unit	Name
1	Time	sec	TIME
2	Temp gas inlet	°C	TGASin
3	Temp gas outlet	°C	TGasOut
4	Temp peak Clad	°C	TPCT
5	Temp HX 2nd	°C	TCROut
6	Temp SDC	°C	TFPK
8	Flow core helium	kg/s	WGAS
9	Flow HX 2nd	kg/s	WCRC
10	Flow SDC	kg/s	WSDC
11	Power heat exchanger	%	QHx
12	Position rod	%	RDPOS
13	Reactivity boron	%dk/k	RHBR
14	Reactivity doppler	%dk/k	RHDP
15	Reactivity rod	%dk/k	RHRD
16	Reactivity total	%dk/k	RH
17	Reactivity Xe-135	%dk/k	RHXE
18	Reactivity Sm-149	%dk/k	RHSM
19	K- infinity		Kinf
20	K-effective		Keff
21	Concentration boron	ppm	CNBR
22	Neutron Flux	Log 10n/cm ² /sin log 10	NFLX
23	Neutron period	sec	NPRD
24	Power core thermal	%	QCOR
25	Power decay heat	%	QDCH
26	Power neutron flux	%	QPWR
27	Fission Power	%	QFIS
28	Pressure helium gas	Mpa	PGAS
29	Pressure containment	Mpa	PRB
30	Temperature containment air	°C	TRB
31	Flow helium outlet break	kg/s	WBK
32	Temperatur vessel wall	°C	TVES
33	Power SDC	MW	QSDC
34	Power RCCS	MW	QRCC
35	Temp gas avg	°C	TGASAvg



Gambar 2: Tampilan grafik temperatur vs waktu

2.2.2. Jenis jenis studi kasus simulasi

2.2.2.1. Operasi start up dari kondisi dingin

Untuk startup operasi, operator harus mulai mengangkat batang dari kondisi *shutdown* (IC2). Sebuah sumber neutron hadir untuk memberikan fluks awal. Dengan mengklik “Posisi Dmd” tombol di panel reaktor dan mengatur permintaan lebih tinggi dari posisi saat ini dengan kecepatan yang diberikan, kemudian “Run” akan mulai menarik batang. Ketika total reaktivitas menjadi kurang negatif dan pendekatan kritis (yaitu $k_{eff} = 1$), fluks neutron meningkat seiring dengan daya. Sebuah tombol tunggal disediakan untuk beralih ke “Power” mode. Dengan merubah batang kendali ke posisi yang diinginkan, maka besar tingkat daya dapat ditentukan. Rod menarik dikendalikan secara otomatis oleh logika proporsional-plus-integral tingkat daya yang diinginkan. Bahan bakar dan helium pendingin yang memanaskan selama proses ini.

2.2.2.2. Simulasi Verifikasi Transien

Pada simulasi ATWS kegagalan sirkulasi helium, reaktor pada 100% kekuasaan negara yang stabil dan kemudian beralih dari “P” untuk kontrol kekuatan untuk “S” untuk batang kendali. Kecepatan batang harus diatur ke nol untuk mencegah gerakan. Kemudian circulator helium trip tanpa menimbulkan scram reaktor.

Reaktor masuk ke sub-kritis dengan hanya panas peluruhan yang dihapus oleh sistem pemadaman pendinginan. Temperatur gas outlet meningkat dari 700° C sampai 960° C dan kemudian menurun. Kemudian simulasi untuk keadaan stabil di 30% daya diciptakan untuk patokan dari tiga transien operasional:

1. Rod Penarikan dari 30% daya
2. Berbagai tingkat sirkulasi helium
3. Penggantian air di feedwater

2.2.2.3. Hasil perbandingan simulasi pengurangan daya dengan hasil Genaeral atomic 600 MW

Dengan memilih “Edit” dan “Data Dasar” di menu bar atas dan restart untuk IC10, reaktor ini beralih ke kondisi tunak kekuatan penuh. Simulasi PCTTRAN HTTR mulai dari 100% daya dan bertahap mengurangi daya sebesar 1% untuk setiap 2 menit. Hasil PCTTRAN telah dibandingkan terhadap laporan General Atomic A21784 yang diterbitkan pada tahun 1998.

2.2.2.4. Simulasi kecelakaan pecah keluarnya Helium

Simulasi ini untuk menguji reaktor dalam kondisi kecelakaan, pecahnya helium dari 10-kg aliran/sec ke gedung penahanan dimulai. Reaktor segera trip karena deteksi tekanan rendah helium dan peningkatan tekanan penahanan dan suhu. Cavity Reaktor Sistem Pendingin (RCCs) beroperasi untuk menghapus masukan panas tambahan untuk penahanan tersebut.

3. METODOLOGI

Dalam kajian ini, kriteria penilaian didasarkan pada materi pengujian yang tercantum dalam peraturan kepala BAPETEN No. 6 tahun 2013 yang meliputi operasi normal, kendali reaktor daya, pengoperasian transien dan kejadian operasi terantisipasi; pengoperasian kecelakaan dasar desain; pengoperasian kecelakaan di luar dasar desain; dan/atau manajemen dan kendali operasi.

Penilaian kelayakan mengacu pada materi pengujian dan ketersediaan persyaratan yang terdapat dalam Tecdoc IAEA No. 995 [3], praktek di Amerika dan praktek di Rusia. Namun demikian karena dokumen tersebut untuk reaktor daya komersial, sedangkan reaktor daya yang akan disimulasikan adalah reaktor daya non komersial *pebble* bad 10 MWe maka dalam malakukan penilaian hanya melihat ketersediaan komponen utama simulator saja, sedangkan untuk detail kehandalan simulator full-scope tidak

dipersyaratkan. Hal ini sesuai prinsip grading approach dalam penilaian keselamatan reaktor daya kecil yang berfungsi sebagai demo plant.

4. HASIL DAN PEMBAHASAN

4.1. Penilaian Ketersediaan Persyaratan Teknis Simulator

Hasil penilaian berdasarkan TECDOC tercantum dalam **Tabel 3**. Check list ketersediaan komponen berdasarkan TECDOC 995. Dari hasil pengecekan terlihat bahwa pemodelan belum terlalu akurasi dan dalam sedangkan untuk perangkat keras, peralatan yang tersedia hanya computer PC dengan, belum ada Real panel. Display grafis ditampilkan dalam PC tersebut.

Tabel 3: Check list ketersediaan komponen berdasarkan TECDOC 995

Kriteria			Keter. sediaan
Perangkat Lunak	Keakurasian Pemodelan	Kekhususan Akurasi dan kedalaman Real time	Ada Tidak Ada
	Lingkup pemodelan	Daftar sistem yang diberikan Daftar skenario yang diberikan Daftar prosedur operasi	Ada Ada Ada
Perangkat keras	Real panel	Ketersediaan Layout ruang kendali Layout instrumentasi Keberfungsian instrumentasi	Tidak Tidak Tidak
	Display grafis	Ketersediaan Layout ruang kendali Layout instrumentasi Keberfungsian instrumentasi	Ada Tidak Ada Ada
Parameter sistem display			Ada
Interface instruktur			Tidak Ada
Konfigurasi komputer			Ada

Penilaian PC-TRAN/HTR terhadap praktek di Rusia tercantum dalam **Tabel 4**. Hasil pengecekan ketersediaan persyaratan teknis untuk perangkat keras, hanya tersedia persyaratan computer complex, persyaratan input-output devices, persyaratan simulasi dari ruang kendali utama, persyaratan stasium instruktur belum tersedia. Sedangkan untuk perangkat lunak persyaratan mode operasi pemodelan dan persyaratan perhitungan matematis dan perangkat lunak code telah tersedia walaupun hanya untuk 4 jenis contoh pemodelan. Karena simulator ini merupakan simulator demo.

Tabel 4: Check list ketersediaan komponen berdasarkan PNAE G-5-40-97

Persyaratan	Ketersediaan
a. Persyaratan perangkat keras <ul style="list-style-type: none"> ♦ Persyaratan computer complex ♦ Persyaratan input – output devices ♦ Persyaratan simulasi dari ruang kendali utama ♦ Persyaratan stasium instruktur 	Ada Tidak Tidak Tidak
b. Persyaratan Mode Operasi pemodelan	Ada
c. Persyaratan perhitungan matematis dan perangkat lunak code	Ada

Tabel 5: Check list ketersediaan komponen berdasarkan ANSI/ANS 3.5-2009

Persyaratan	Ketersediaan
a. Kemampuan simulator <ul style="list-style-type: none"> ◆ Secara langsung (real time), dan keberulangan (repeatability) ◆ Batasan simulation ◆ Evaluasi steady state dan kondisi normal ◆ Kerusakan sistem 	Ada Ada Ada Tidak
b. Lingkup simulator <ul style="list-style-type: none"> ◆ Keakuratan secara fisik dan factor manusia <ul style="list-style-type: none"> ▷ Lingkup panel simulasi ▷ Instrumentasi, control, marking dan tanda peringatan operator ▷ Lingkungan ruang kendali ▷ Deviasi uang kontrol ◆ Sistem yang disimulasikan dan tingkat kelengkapannya <ul style="list-style-type: none"> ▷ Sistem terkontrol atau termonitor dari ruang kendali ▷ Sistem terkontrol atau termonitor dari luar ruang kendali ▷ Kemampuan stasium instruktur simulator 	Tidak Tidak Tidak Tidak Tidak Tidak Tidak
c. Persyaratan pengujian simulator	Tidak
d. Manajemen konfigurasi simulator	Tidak

Penilaian PC-TRAN/HTR terhadap praktek di USA tercantum dalam Tabel 5. Karena simulator ini merupakan buatan pabrikan dari USA maka telah banyak ketersediaan komponen mulai dari Kemampuan simulator, Lingkup simulator namun untuk Persyaratan pengujian simulator Manajemen konfigurasi simulator belum ada karena memang simulator ini hanya untuk demo.

Ketersediaan komponen dan persyaratan teknis tersebut kemudian dibandingkan dengan kebutuhan yang tercantum dalam meteri pengujian sesuai Perka No. 6 Tahun 2013 yang pertama yaitu:

1. *Kompetensi menjalankan operasi normal.* Dalam fitur simulasi terdapat moda operasi dari start up, operasi dan shut down. Dengan memasukan kondisi awal dan memilih input parameter reaktor maka setelah di run akan dihasilkan parameter-parameter output. Sehingga dapat dikatakan bahwa kemampuan peserta ujian dalam menjalankan simulator ini sudah memenuhi persyaratan untuk menjalankan reaktor *pebble bed* yang sebenarnya.
2. *Kompetensi penanganan kendali reaktor daya.* Pada fitur dan komponen mimic simulator reaktor tercantum input nilai reaktivitas dan ketinggian pengangkatan batang kendali. Tentunya setting scram/trip telah terpasang dalam simulator ini yaitu pada rod position yang dapat diinput real time. Simulasi adanya kegagalan batang kendali juga mampu disimulasikan. Sehingga fasilitas fitur simulator ini telah memenuhi persyaratan untuk mengukur kemampuan peserta akan kompetensi penanganan kendali reaktor daya.
3. *Kompetensi pengoperasian transien dan kejadian operasi terantisipasi.* Terdapat contoh simulasi studi kasus terdapat simulasi Verifikasi Transien Pada kasus ATWS kegagalan sirkulasi helium Rod, simulasi Penarikan dari 30% daya, simulasi dengan berbagai tingkat sirkulasi Helium, simulasi Penggantian air di feedwater kesemuanya adalah simulasi pengoperasian transien dan kejadian operasi terantisipasi. Sehingga dengan menguasai simulasi ini maka dapat dikatakan peserta uji dapat memahami dan mengantisipasi jika terjadi kasus transien.
4. *Kompetensi Pengoperasian kecelakaan dasar desain.* Simulasi kecelakaan dasar desain juga telah ditampilkan dalam simulator ini. Salah satunya adalah kasus pecah keluarnya helium ke udara. Grafik analisis power rate vs waktu, Temperatur inlet,

outlet, temperatur containment vs waktu, serta laju keluar helium vs waktu, tekanan udara di kontainmen dan gas helium vs waktu dapat di hasilkan dari simulasi ini.

Dengan kemampuan menjalankan simulasi maka peserta ujian dapat menguasai penanganan kondisi darurat.

5. *Kompetensi pengoperasian kecelakaan di luar dasar desain.* Simulasi kejadian terparah akibat kecelakaan di luar dasar desain ini tersimulasikan dalam simulator dan telah di uji banding dengan Data uji MGR 600 Genaral atomic berdasarkan laporan A21784. Dalam kasus misalnya terjadi kejadian luar biasa seperti gempa atau terjadinya sabotase oleh terisis sehingga terjadi kecelakaan di luar dasar desain dengan kasus pecah keluarnya helium ke udara. Grafik analisis power rate vs waktu, Temperatur inlet, outlet, temperatur containment vs waktu, serta laju keluar helium vs waktu, tekanan udara di kontainmen dan gas helium vs waktu. Dengan semua simulasi ini maka dapat dikatakan simulasi ini mewakili kompetensi penanganan kecelakaan di luar dasar desain.
6. *Kompetensi melaksanakan manajemen dan kendali operasi.* Kompetensi ini dikhususkan untuk supervisor reaktor. Dengan memahami melalui simulasi maka kompetensi melaksanakan manajemen dan kendali operasi dapat di uji dengan simulator ini.

4.2. Prakiraan dan Skenario Pengujian Simulator

Kelayakan simulator juga ditentukan oleh kemampuserapan simulator jika diizinkan di fasilitas atau di tempat badan pengawas. Jika melihat perangkat keras yang dibutuhkan hanya 1 PC maka tidak akan masalah jika pengujian dilakukan di fasilitas. Sudah barang tentu modul simulator ini juga menjadi modul pelatihan di fasilitas, karena memang perangkat lunak ini free.

Belajar dari cara menguji di Amerika Serikat dalam *Final Report Operator licensing examination standards for power reactors*, NUREG-1021 Rev.9 sup 1, US NRC, Metoda pengujian simulator akan mirip dengan ujian praktek dan lisan,[6] peserta harus mempraktekan simulasi dengan soal studi kasus dari 6 materi uji[1].

Kemudian penguji menanyakan secara lisan analisa hasil simulasi dan asumsi asumsi input yang diterapkan dalam simulasi. Waktu pengujian untuk setiap materi uji 30 menit per peserta sehingga untuk untuk 6 materi uji diperlukan waktu 3 jam.

Kualifikasi penguji untuk simulator juga harus yang menguasai kode neutronik dan thermohidrolik dan berpendidikan S3.

4.3. Verifikasi dan Validasi perangkat lunak PC-TRAN HTR

Sampai saat ini belum ada informasi mengenai verifikasi dan validasi perangkat lunak PC-TRAN HTR terutama di dibandingkan dengan perangkat lunak yang dari luar negeri maupun dari dalam negeri. Namun Berdasarkan manual book PC-TRAN telah dilakukan uji perangkat lunak dengan hasil eksperimen pada fasilitas reaktor MGR 600 Genaral Atomic berdasarkan laporan A21784 tahun 1989. Perlu diketahui juga berdasarkan manual book PC-TRAN HTR, terdapat informasi bahwa perangkat lunak ini digunakan untuk mendesain perangkat lunak simulator di Institute of Nuclear Energy Technology, Tsinghua University Beijing, China.

5. KESIMPULAN

1. Simulator Demo PC-TRAN HTR memiliki ketersediaan perangkat keras PC dan perangkat lunak yang cukup untuk menampilkan pemodelan sederhana untuk reaktor *pebble bed* 10 MWe.
2. Kemampuan Simulator Demo PC-TRAN HTR dapat memenuhi kompetensi dasar operasi normal, kendali reaktor daya, pengoperasian transien dan kejadian operasi terantisipasi;

- pengoperasian kecelakaan dasar desain; pengoperasian kecelakaan di luar dasar desain; dan/atau manajemen dan kendali operasi reaktor daya pabble bad 10 MWth.
3. Metoda pengujian simulator, peserta harus mempraktekan simulasi dengan soal studi kasus dari 6 materi uji dengan praktek dan lisan menganalisa hasil simulasi dan asumsi asumsi input yang diterapkan dalam simulasi.
 4. Kualifikasi penguji untuk simulator juga harus yang menguasai Code neutronik dan termohidrolik dan berpendidikan S3. Sedangkan Waktu pengujian untuk setiap materi uji 30 menit per peserta sehingga untuk untuk 6 materi uji diperlukan waktu 3 jam.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] **BAPETEN**, (2013); *Peraturan Kepala BAPETEN No. 6 Tahun 2013 tentang Izin Bekerja Petugas Instalasi dan Bahan Nuklir*.
- [2] **Micro-Simulation Technology** (2009); *Manual PCTRAN-HTR, PC-based simulator for High Temperature Gas Cooled Reactor, Micro-Simulation Technology, April 2009*.
- [3] **IAEA** (1998); *Selection, Specification, design and use of various nuclear power plant training simulators IAEA-TECDOC-995, IAEA 1998*.
- [4] **PNAE** (-); *Requirements to full-scope simulators for use in training of operators of nuclear power plant unit control room, PNAE G-5-40-97, Federal Nuclear and Radiation Safety Authority of Rusia*.
- [5] **ANS**, (2009); *Content of Nuclear power plant simulators for use in operator training and examination, ANS/ANSI-3,5-2009, American Nuclear Society*.
- [6] **US NRC**, (1999); *Final Report Operator licensing examination standards for power reactors, NUREG-1021 Rev.9 sup 1, US NRC, 1999*.



Seminar Keselamatan Nuklir 2015 Makalah Penyaji Bidang Instalasi dan Bahan Nuklir

Prosiding
Seminar
Keselamatan
Nuklir
2015

AUDIT JAMINAN MUTU NUKLIR SEBAGAI PENGAWASAN INTERNAL DALAM PELAKSANAAN PERKA BAPETEN NO. 4 TAHUN 2010

Yuliana Esti Prabandari

Pusat Standardisasi dan Mutu Nuklir-BATAN
estea@batan.go.id

ABSTRAK

AUDIT JAMINAN MUTU NUKLIR SEBAGAI PENGAWASAN INTERNAL DALAM PELAKSANAAN PERKA BAPETEN NO.4 TAHUN 2010. Pada tahun 2006, IAEA telah menerbitkan standar keselamatan IAEA yaitu Safety Standards Series No. GS-R-3: The Management System For Facilities and Activities. Sebagai tindak lanjut terhadap standar keselamatan tersebut, BAPETEN telah menerbitkan Peraturan Kepala BAPETEN No. 4 tahun 2010 tentang Sistem Manajemen Fasilitas dan Kegiatan Pemanfaatan Tenaga Nuklir. BATAN cq PSMN merespon Perka BAPETEN No. 4/2010 tersebut dengan melaksanakan Audit Jaminan Mutu Nuklir (AJMN) berdasarkan Dokumen Teknis No. 001/DT/SJM 4/2008 yang merupakan adopsi identik dari IAEA Safety Standards Series No. GS-R-3.

Dari hasil laporan ketidaksesuaian AJMN, dilakukan analisis mengenai pemenuhan persyaratan yang telah diterapkan unit kerja untuk setiap klausul dalam Dokumen Teknis No. 001/DT/SJM 4/2008 dan disesuaikan dengan pasal-pasal yang ada di dalam Perka BAPETEN No. 4/2010. Dari hasil analisis data AJMN dapat terlihat tingkat kepatuhan untuk setiap klausul/pasal dalam Dokumen Teknis No. 001/DT/SJM 4/2008 maupun Perka BAPETEN No. 4/2010, sehingga dapat menjadi bahan masukan bagi top manajemen dalam menetapkan kebijakan.

Kata Kunci: audit, mutu, keselamatan, peraturan

ABSTRACT

AUDIT QUALITY ASSURANCE OF NUCLEAR AS INTERNAL CONTROL TO THE IMPLEMENTATION OF CHAIRMAN REGULATION OF BAPETEN NO.4 YEAR 2010. In 2006, the IAEA has published the safety standards that IAEA Safety Standards Series No. GS-R-3: The Management System for Facilities and Activities. As a follow up to the safety standards, BAPETEN has issued in accordance with the Chairman Regulation of BAPETEN No. 4 Year 2010 on The Management System For Facilities and Activities. BATAN cq PSMN respond the Chairman Regulation of BAPETEN No. 4 Year 2010 is to implement the Nuclear Quality Assurance Audit (AJMN) based Technical Document No. 001/DT/SJM 4/2008 which is an identical adoption of the IAEA Safety Standards Series No. GS-R-3.

From the results AJMN nonconformity report, conducted an analysis of the fulfillment of the requirements which have been applied to a work unit for each clause in Technical Document No. 001/DT/SJM 4/2008 and adapted to the existing provisions in the Chairman Regulation of BAPETEN No. 4 Year 2010. From the data analysis AJMN can be seen the level of compliance for each clause/articles in Technical Document No. 001/DT/SJM 4/2008 and the Chairman Regulation of BAPETEN No. 4 Year 2010, so that it can be input to top management in setting policy.

Keywords: audit, quality, safety, regulation

1. PENDAHULUAN

Sesuai dengan perkembangan dunia, International Atomic Energy Agency (IAEA) telah menerbitkan standar keselamatan IAEA Safety Standards Series No. GS-R-3: The Management System For Facilities and Activities pada tahun 2006. Standar ini menggantikan standar sebelumnya yaitu IAEA Safety Series No. 50-C: Code on Quality Assurance for Safety in Nuclear Power Plants and other Nuclear Installations.

Sebagai negara anggota IAEA, Indonesia wajib mengacu standar tersebut dalam hal penerapan sistem manajemen fasilitas dan/atau kegiatan pemanfaatan tenaga nuklir di Indonesia. Selanjutnya, pada tanggal 30 September 2010 terbit Peraturan Kepala BAPETEN No. 4 tahun 2010 tentang Sistem Manajemen Fasilitas dan Kegiatan Pemanfaatan Tenaga Nuklir. Peraturan ini mengatur sistem manajemen untuk instalasi nuklir, kegiatan yang menggunakan sumber radiasi pengion, pengelolaan limbah radioaktif, pengangkutan zat radioaktif, kegiatan proteksi radiasi, dan kondisi atau pemanfaatan lainnya yang memungkinkan masyarakat terkena paparan dari sumber radiasi alami atau buatan.

Sebagai konsekuensi dari terbitnya Perka BAPETEN No. 4/2010 adalah BATAN sebagai lembaga pemerintahan di bidang penelitian, pengembangan dan pendayagunaan ilmu pengetahuan dan teknologi nuklir wajib melaksanakan peraturan tersebut.

Pusat Standardisasi dan Mutu Nuklir (PSMN) sebagai salah satu unit kerja di lingkungan BATAN memiliki tugas dan fungsi untuk mengembangkan program jaminan mutu nuklir melalui pembinaan dan pengawasan jaminan mutu. Pengembangan program jaminan mutu yang telah dilakukan adalah dengan mengadopsi GS-R-3 menjadi Dokumen Teknis No. 001/DT/SJM 4/2008 tentang Sistem Manajemen Kegiatan dan Fasilitas BATAN. Dokumen ini disahkan pada tahun 2008, yakni 2 (dua) tahun lebih awal dari Perka BAPETEN No. 4/2010.

Audit, pemantauan, dan inspeksi adalah bentuk pengawasan terhadap pelaksanaan jaminan mutu nuklir. Sejak tahun 2009, telah dilaksanakan audit jaminan mutu nuklir berdasarkan Dokumen Teknis No. 001/DT/SJM 4/2008.

Audit Jaminan Mutu Nuklir (AJMN) merupakan audit internal BATAN sebelum audit/inspeksi dari BAPETEN. AJMN dilakukan

di unit kerja yang termasuk dalam lingkup Perka BAPETEN No. 4/2010 dan Dokumen Teknis No. 001/DT/SJM 4/2008. Kegiatan AJMN ini bertujuan untuk menilai kesesuaian penerapan sistem manajemen di unit-unit kerja di lingkungan BATAN terhadap persyaratan regulasi yang ditetapkan oleh Badan Pengawas.

2. POKOK BAHASAN

2.1. IAEA Safety Standard Series No. GS-R-3, *The Management System for Facilities and Activities-Safety Requirements*.

Pada tahun 2006, IAEA mengembangkan suatu sistem manajemen yang dirancang untuk memenuhi persyaratan yang mengintegrasikan unsur - unsur keselamatan, kesehatan, lingkungan, pengamanan, mutu dan ekonomi, dimana keselamatan merupakan prinsip dasar sistem manajemen tersebut. Sistem ini diuraikan dalam GS-R-3.

Isi dari SGS-R-3 mendukung pencapaian dua tujuan umum sistem manajemen, yaitu [1,3]:

1. Untuk meningkatkan kinerja keselamatan organisasi melalui perencanaan, pengawasan dan pengendalian kegiatan yang berhubungan dengan keselamatan dalam situasi normal, transien dan darurat;
2. Untuk menumbuh-kembangkan dan mendukung budaya keselamatan melalui pengembangan dan penguatan perilaku dan sikap keselamatan yang baik secara perorangan maupun tim sehingga mampu melaksanakan tugasnya dengan selamat.

Dokumen sistem manajemen fasilitas dan kegiatan yang dikembangkan oleh IAEA (GS-R-3) berisi 6 (enam) bab, yaitu sebagai berikut:

- Bab I: Pendahuluan
- Bab II: Sistem Manajemen
- Bab III: Tanggung Jawab Manajemen
- Bab IV: Manajemen Sumber Daya
- Bab V: Penerapan Proses
- Bab VI: Pengukuran, Penilaian, dan Perbaikan

2.2. Peraturan Kepala BAPETEN No. 4 tahun 2010 tentang Sistem Manajemen Fasilitas dan Kegiatan Pemanfaatan Tenaga Nuklir.

Sebagai lembaga pemerintah yang melaksanakan pengawasan terhadap segala kegiatan pemanfaatan tenaga nuklir dengan menyelenggarakan peraturan, perizinan dan inspeksi, BAPETEN senantiasa mengikuti perkembangan regulasi dan standar nasional maupun internasional yang berlaku. Tahun 2010 BAPETEN telah menetapkan Perka BAPETEN No. 4/2010 yang mengacu pada GS-R-3.

Perka BAPETEN No. 4/2010 terdiri dari 8 (delapan) Bab yang diuraikan dalam 40 (empat puluh) pasal. Peraturan ini bertujuan menentukan persyaratan untuk menetapkan, melaksanakan, menilai, dan secara berkesinambungan memperbaiki sistem manajemen yang memadukan aspek keselamatan dengan aspek lainnya seperti kesehatan, lingkungan hidup, keamanan, mutu, dan ekonomi, serta untuk memastikan tidak ada kompromi terhadap keselamatan, dengan mempertimbangkan implikasi semua tindakan dalam hubungannya dengan keselamatan secara menyeluruh [2].

2.3. Dokumen Teknis No. 001/DT/SJM 4/2008.

Dokumen Teknis No. 001/DT/SJM 4/2008 merupakan adopsi identik dari GS-R-3 yang telah disesuaikan dengan kondisi unit kerja di lingkungan BATAN.

Dokumen Teknis No. 001/DT/SJM 4/2008 menggantikan Buku Induk Jaminan Mutu BATAN (BIJMB). Dokumen ini disusun

untuk menjadi acuan bagi unit kerja di lingkungan BATAN dalam menerapkan sistem manajemen yang mengintegrasikan unsur-unsur keselamatan, kesehatan, lingkungan, pengamanan, mutu, dan ekonomi.

Dokumen ini diberlakukan untuk menetapkan, mengimplementasikan, menilai, dan meningkatkan secara berkelanjutan sistem manajemen untuk [3]:

1. Instalasi nuklir;
2. Unit-unit Penunjang;
3. Satuan Kerja;
4. Kegiatan yang menggunakan sumber radiasi pengion;
5. Pengelolaan limbah radioaktif;
6. Pengangkutan zat radioaktif;
7. Kegiatan proteksi radiasi; dan
8. Kondisi atau pemanfaatan lainnya yang mengakibatkan masyarakat terkena paparan dari sumber radiasi alami atau buatan.

Konsep utama dalam dokumen ini dipaparkan dalam 2 (dua) hal yaitu pekerjaan harus terstruktur dan diinterpretasikan sebagai satu rangkaian interaksi proses, dan semua individu yang dilibatkan berperan dalam pencapaian keselamatan dan sasaran mutu [3].

3. METODOLOGI

Penulis menggunakan metode studi literatur berdasarkan data-data yang diperoleh dari dokumen AJMN PSMN, standar keselamatan IAEA Safety Standards Series No. GS-R-3, peraturan badan pengawas, dokumen teknis, dan diskusi dengan pihak-pihak yang terlibat dalam kegiatan AJMN.

4. HASIL DAN PEMBAHASAN

Sesuai dengan ketentuan dalam sistem standardisasi BATAN, seluruh unit kerja di BATAN wajib menerapkan standardisasi. Penerapan standar oleh unit kerja mencakup sistem manajemen mutu, sistem manajemen keselamatan dan kesehatan kerja, sistem manajemen lingkungan, standar kompetensi laboratorium, sistem manajemen keamanan dan juga sistem manajemen fasilitas dan kegiatan yang merupakan ketentuan wajib dari badan regulasi nuklir (BAPETEN).

Untuk mencapai peningkatan dalam kinerja manajemen kelembagaan iptek nuklir dibutuhkan penerapan sistem manajemen yang konsisten dan efektif. Pengawasan dilakukan untuk melihat sejauh mana pemenuhan persyaratan standar yang dijadikan acuan.

Sejak tahun 2009, PSMN telah melaksanakan Audit Jaminan Mutu Nuklir (AJMN) yang bertujuan untuk memberikan kepastian bahwa manajemen kelembagaan iptek nuklir telah menerapkan sistem manajemen sesuai standar dan peraturan. Kriteria audit yang digunakan adalah Dokumen Teknis No. 001/DT/SJM 4/2008.

Pada awal pelaksanaannya, AJMN dilaksanakan di 3 (tiga) unit kerja yang memiliki instalasi nuklir yaitu Pusat Reaktor Serba Guna (PRSG), Pusat Teknologi Nuklir dan Bahan Radiometri (PTNBR), serta Pusat Teknologi Akselerator dan Proses Bahan (PTAPB). Dalam perkembangannya hingga tahun 2013, auditi AJMN berjumlah 21 unit kerja. Sejalan dengan pelaksanaan reformasi birokrasi, pada tahun 2014 dilakukan peninjauan kembali dan ditetapkan auditi AJMN sebanyak 16 unit kerja.

Unit kerja yang menjadi auditi AJMN ditetapkan berdasarkan Pedoman Prioritas Program Standardisasi BATAN yang disahkan oleh kepala BATAN. Perkembangan AJMN mengenai jumlah unit kerja yang diaudit sejak tahun 2009 hingga tahun 2014 dapat dilihat pada **Tabel 1**.

Tabel 1: Perkembangan AJMN

No.	Tahun	Jumlah Auditi AJMN (unit kerja)
1.	2009	3
2.	2010	9
3.	2011	9
4.	2012	11
5.	2013	21
6.	2014	16

Tabel 2: Data AJMN Tahun 2013 dan Tahun 2014

Perka 4/2010	Dokumen Teknis No. 001/DT/SJM 4/2008		Total ketidaksesuaian	
	Pasal	Klausul	2013	2014
4	2.1	Persyaratan Umum	8	2
5	2.2	Budaya Keselamatan	12	10
6	2.3	Pemeringkatan Penerapan Persyaratan Sistem Manajemen	7	1
7	2.4	Dokumentasi Sistem Manajemen	2	2
8 – 10	3.1	Komitmen Manajemen	0	1
11	3.2	Kepuasan Pemangku Kepentingan	9	11
12	3.3	Kebijakan Organisasi	1	3
13	3.4	Perencanaan	1	5
14	3.5	Wewenang & Tanggung Jawab	1	4
15	4.1	Penyediaan Sumber Daya	2	2
16	4.2	Sumber Daya Manusia	14	21
17	4.3	Infrastruktur dan lingkungan kerja	15	46
27-28	5.1	Pengembangan Proses	8	16
29	5.2	Manajemen Proses	14	37
Bab VI Bag. ke-1	5.3	Proses Sistem Manajemen Umum	0	1
18	5.3.1	Pengendalian Dokumen	23	42
19 -22	5.3.2	Pengendalian Produk	4	1
23	5.3.3	Pengendalian Rekaman	24	18
24	5.3.4	Pembelian	11	5
25	5.3.5	Komunikasi	4	6
26	5.3.6	Pengelolaan Perubahan Organisasi	0	0
30	6.1	Pemantauan dan Pengukuran	4	3
31	6.2	Penilaian Diri	4	7
32-33	6.3	Penilaian Independen	5	1
34	6.4	Kaji Ulang Sistem Manajemen	3	4
35-37	6.5	Ketidaksesuaian, Tindakan Perbaikan, dan Pencegahan	1	1
38	6.6	Peningkatan	0	0

AJMN menghasilkan laporan ketidaksesuaian, dan selanjutnya dilakukan verifikasi terhadap hasil tindak lanjut perbaikan sesuai waktu yang telah disepakati.

Dari hasil laporan ketidaksesuaian AJMN, dapat dilakukan analisis mengenai pemenuhan persyaratan yang telah diterapkan unit kerja untuk setiap klausul dalam Dokumen Teknis No. 001/DT/SJM 4/2008 dan dilihat kesesuaiannya dengan pasal-pasal dalam Perka BAPETEN No. 4/2010.

Sesuai dengan ketentuan Perka BAPETEN No. 4/2010 pasal 40 bahwa peraturan ini berlaku setelah 2 (dua) tahun sejak tanggal

ditetapkan, yakni mulai berlaku tahun 2012, maka data yang menjadi bahan analisis adalah data AJMN tahun 2013 dan 2014. Agar seimbang dengan data tahun 2014, maka data tahun 2013 diambil 16 (enam belas) unit kerja, yaitu dengan tidak mengikutsertakan unit kerja yang tidak termasuk dalam AJMN tahun 2014. Data AJMN tahun 2013 dan tahun 2014 dapat dilihat pada **Tabel 2**.

Analisis dilakukan dengan melihat klausul dari **Tabel 2**, kemudian diperingkat, dan diperoleh peringkat 1-10 klausul yang paling banyak memiliki ketidaksesuaian. **Tabel 3** adalah peringkat ketidaksesuaian AJMN tahun 2013 dan **Tabel 4** adalah peringkat ketidaksesuaian AJMN tahun 2014.

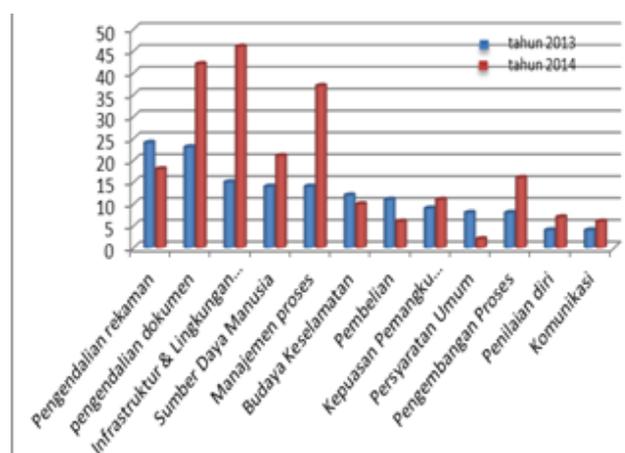
Selanjutnya, dilakukan analisis dengan membandingkan **Tabel 3** dan **Tabel 4** melalui grafik ketidaksesuaian seperti pada **Gambar 1**.

Tabel 3: Peringkat Ketidaksesuaian AJMN Tahun 2013

No.	Dokumen Teknis No. 001/DT/SJM 4/2008
	Judul Klausul
1.	Pengendalian Rekaman
2.	Pengendalian Dokumen
3.	Infrastruktur dan lingkungan kerja
4.	Sumber Daya Manusia
5.	Manajemen Proses
6.	Budaya Keselamatan
7.	Pembelian
8.	Kepuasan Pemangku Kepentingan
9.	Persyaratan Umum
10.	Pengembangan Proses

Tabel 4: Peringkat Ketidaksesuaian AJMN Tahun 2014

No.	Dokumen Teknis No. 001/DT/SJM 4/2008
	Judul Klausul
1.	Infrastruktur dan lingkungan kerja
2.	Pengendalian Dokumen
3.	Manajemen Proses
4.	Sumber Daya Manusia
5.	Pengendalian Rekaman
6.	Pengembangan Proses
7.	Kepuasan Pemangku Kepentingan
8.	Budaya Keselamatan
9.	Penilaian Diri
10.	Komunikasi

**Gambar 1:** Grafik Ketidaksesuaian

Dari grafik ketidaksesuaian di atas dilakukan analisis terhadap pemenuhan persyaratan Perka BAPETEN No. 4/2010. Pada pasal 4 ayat 2 dinyatakan bahwa Pemegang Izin harus menetapkan sasaran utama sistem manajemen untuk mencapai dan meningkatkan keselamatan sebagai prioritas utama. Ketidaksesuaian klausul persyaratan umum tahun 2013 lebih banyak dibandingkan tahun 2014, hal ini disebabkan sebagian besar sasaran utama sistem manajemen/sasaran kinerja yang telah ditetapkan oleh masing-masing unit kerja telah tercapai. Adanya sertifikasi sistem manajemen K3 juga turut mendorong unit kerja untuk melibatkan unsur keselamatan dalam sasaran kerjanya.

Budaya keselamatan dinyatakan dalam Pasal 5, dan disebutkan bahwa Pemegang Izin harus menerapkan sistem manajemen untuk membina dan mendukung budaya keselamatan. Budaya keselamatan adalah salah satu tujuan umum dari IAEA Safety Standard Series No. GS-R-3. Organisasi dituntut untuk dapat menumbuh-kembangkan dan mendukung budaya keselamatan melalui pengembangan dan penguatan perilaku dan sikap keselamatan yang baik secara perorangan maupun tim sehingga mampu melaksanakan tugasnya dengan selamat. Ketidaksesuaian AJMN dalam klausul budaya keselamatan tahun 2014 lebih sedikit dibanding tahun 2013, hal ini menunjukkan adanya peningkatan dalam hal budaya keselamatan.

Pada pasal 11 dinyatakan bahwa Pemegang Izin harus mempertimbangkan harapan pihak berkepentingan dalam kegiatan dan interaksi dalam proses sistem manajemen untuk meningkatkan kepuasan pihak berkepentingan dan pada saat yang bersamaan memastikan tidak ada kompromi terhadap keselamatan. Kepuasan pemangku kepentingan telah dilakukan dengan mengukur indeks kepuasan masyarakat, namun belum semua kegiatan dilakukan evaluasi, sehingga tahun 2014 ketidaksesuaian tersebut terulang kembali.

Sumber Daya Manusia merupakan kunci utama dalam pencapaian sasaran organisasi, dari hasil AJMN, terlihat bahwa klausul sumber daya manusia memiliki ketidaksesuaian yang cukup banyak pada tahun 2013 dan tahun 2014. Sementara pasal 16 menyebutkan bahwa Pemegang Izin harus menjamin setiap personel telah memperoleh pendidikan dan pelatihan yang tepat, dan telah memperoleh keterampilan, pengetahuan, dan pengalaman yang sesuai untuk mencapai kompetensi yang diperlukan. Beberapa ketidaksesuaian terkait sumber daya manusia yang ditemui di unit kerja adalah pelatihan personel yang belum terprogram, persyaratan kompetensi yang belum terpenuhi, serta belum dilakukan evaluasi terhadap efektivitas pelatihan.

Tahun 2014, klausul yang terkait infrastruktur dan lingkungan kerja menduduki peringkat tertinggi dalam hal ketidaksesuaian. Sementara pada pasal 17 mengenai prasarana dan lingkungan kerja disebutkan bahwa Pemegang Izin harus menetapkan, menyediakan, merawat, dan mengevaluasi ulang prasarana dan lingkungan kerja yang diperlukan agar pekerjaan dilaksanakan sesuai dengan persyaratan keselamatan. Kendala yang dihadapi oleh unit kerja adalah faktor aging, yaitu fasilitas dan peralatan yang telah digunakan dalam kurun waktu yang cukup lama menyebabkan prasarana mengalami kerusakan. Oleh karena itu perlu dibuat program perawatan dan pemeliharaan yang rutin termasuk kalibrasi alat agar dihasilkan produk penelitian yang memenuhi standar.

Pada Pasal 18 mengenai pengendalian dokumen disebutkan bahwa Pemegang Izin harus mengendalikan dokumen dan memastikan pengguna dokumen menggunakan dokumen yang benar dan sesuai. Dari hasil ketidaksesuaian AJMN tahun 2013 dan 2014, pengendalian dokumen memiliki prosentase ketidaksesuaian cukup banyak. Hal ini disebabkan adanya tuntutan reformasi birokrasi tentang penyusunan standar operasional prosedur dan perubahan struktur organisasi BATAN pada tahun 2014.

Pada pasal 23 disebutkan bahwa Pemegang Izin harus menentukan dan mengendalikan rekaman dalam dokumentasi proses, sementara dari **Gambar 1** terlihat bahwa klausul pengendalian rekaman memiliki jumlah ketidaksesuaian yang terbanyak pada tahun 2013 dan menduduki peringkat ke-5 pada tahun 2014, hal ini menunjukkan bahwa dokumentasi rekaman sebagai bukti pelaksanaan kegiatan masih perlu diperbaiki, agar mampu telusur pada saat dibutuhkan.

Pasal 24 menyatakan bahwa Pemegang Izin harus menetapkan pemasok produk berdasarkan kriteria yang ditentukan, mengevaluasi kinerja pemasok, menentukan persyaratan pembelian dalam dokumen pembelian, meminta kepada pemasok bukti produk memenuhi persyaratan sebelum produk digunakan, dan menentukan persyaratan untuk melaporkan dan menyelesaikan ketidaksesuaian dalam dokumen pembelian. Dari hasil AJMN ketidaksesuaian untuk klausul pembelian lebih banyak tahun 2013 daripada tahun 2014, hal ini merupakan dampak dari berdirinya Unit Layanan Pengadaan (ULP), sebagai tindak lanjut reformasi birokrasi.

Dalam organisasi, komunikasi memegang peranan penting karena terjadi pertukaran informasi, gagasan, dan sebagai sarana untuk memotivasi dan mendorong keterlibatan pegawai dalam mencapai sasaran kinerja organisasi. Pada pasal 25 huruf b, dinyatakan bahwa Pemegang Izin harus menjamin komunikasi internal mengenai pelaksanaan dan efektivitas sistem manajemen berlangsung di antara semua tingkat dan fungsi organisasi. Ketidaksesuaian klausul komunikasi memiliki prosentase yang lebih banyak pada tahun 2014. Beberapa ketidaksesuaian tentang klausul komunikasi terkait dengan sosialisasi peraturan perundangan, dokumen mutu, dan pemanfaatan aplikasi sistem informasi yang belum dilakukan oleh unit kerja.

Pengembangan proses dalam Pasal 28 ayat 3 disebutkan bahwa Pemegang Izin harus merencanakan, mengendalikan, dan mengelola kegiatan dan antarmuka antar perorangan atau kelompok berbeda yang terlibat dalam satu proses dengan cara memastikan komunikasi yang efektif dan penugasan tanggung jawab yang jelas. Dalam klausul pengembangan proses tersebut, sebagian besar ketidaksesuaian yang ditemukan terkait masalah tugas dan tanggung jawab yang belum jelas antar personel yang terlibat dalam suatu kegiatan yang sama.

Proses merupakan konsep pokok dalam sistem operasi, sehingga manajemen proses adalah masalah utama dalam perancangan sistem operasi. Pada pasal 29 tentang manajemen proses, dinyatakan bahwa Pemegang Izin harus menjamin pekerjaan yang dilaksanakan dalam setiap proses dilakukan dalam kondisi terkendali dengan menggunakan dokumen terkini atau cara lain yang sesuai, yang ditinjau secara berkala untuk memastikan kecukupan dan efektivitasnya dan hasil pekerjaan sesuai dengan nilai yang diperkirakan. Dari hasil AJMN, manajemen proses memiliki ketidaksesuaian yang cukup banyak, beberapa penyebab dari ketidaksesuaian tersebut antara lain tidak adanya bukti verifikasi oleh penanggungjawab kegiatan, tidak dilakukan pengisian log book, serta pelaksanaan kegiatan tidak mengacu pada prosedur kerja yang telah ditetapkan.

Pada pasal 31 disebutkan bahwa Pemegang Izin bertanggung jawab atas pelaksanaan penilaian diri. Unit kerja yang telah diaudit AJMN sebagian besar telah melaksanakan penilaian diri, namun beberapa unit kerja belum melakukan verifikasi terhadap ketidaksesuaian yang ditemukan.

Dari **Gambar 1** terdapat 5 klausul yang berulang memiliki ketidaksesuaian terbanyak, yaitu Pengendalian Dokumen (pasal 18), Infrastruktur dan lingkungan kerja (pasal 17), Manajemen Proses (pasal 29), Pengendalian Rekaman (pasal 23), dan Sumber Daya Manusia (pasal 16).

Dari analisis data AJMN ini dapat terlihat tingkat kepatuhan untuk setiap klausul/pasal dalam Dokumen Teknis No. 001/DT/SJM 4/2008 dan Perka BAPETEN No. 4/2010, sehingga diharapkan dapat menjadi bahan masukan bagi top manajemen dalam menetapkan kebijakan.

5. KESIMPULAN

Dari uraian di atas dapat ditarik kesimpulan sebagai berikut: BATAN telah menerapkan Perka BAPETEN No. 4/2010, yaitu dengan melakukan audit jaminan mutu nuklir sebagai bentuk pengawasan internal.

Ketidaksesuaian AJMN tahun 2013 dan 2014 dalam urutan 5 (lima besar) adalah:

1. Pengendalian Dokumen (pasal 18)
2. Infrastruktur dan Lingkungan Kerja (pasal 17)
3. Manajemen Proses (pasal 29)
4. Pengendalian Rekaman (pasal 23)
5. Sumber Daya manusia (pasal 16)

TANYA JAWAB

1. **Penanya:** Yusri Heni

Pertanyaan:

Apakah dokumen teknis jaminan mutu nuklir BATAN persis isinya dengan Perka BAPETEN No. 4-2010, apakah pada dokumen teknis BATAN tersebut juga mengacu pada ISO, sehingga isinya lebih besar daripada Perka BAPETEN?

Jawaban:

Dokumen teknis No. 001/DT/SJM 4/2008 dan Perka No. 4/2010 sama-sama mengadopsi IAEA Safety Standar No. GS-R-3, sehingga

Dari analisis data AJMN ini dapat terlihat tingkat kepatuhan untuk setiap klausul/pasal dalam Dokumen Teknis No. 001/DT/SJM 4/2008 dan Perka BAPETEN No. 4/2010, sehingga dapat menjadi bahan masukan bagi top manajemen dalam menetapkan kebijakan.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] **IAEA**, (2006;) *Safety Standards Series No. GS-R-3: The Management System For Facilities and Activities, IAEA, Vienna.*
- [2] **BAPETEN**, (2010); *Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 4 Tahun 2010 Tentang Sistem Manajemen Fasilitas dan Kegiatan Pemanfaatan Tenaga Nuklir, BAPETEN, Jakarta.*
- [3] **PSJMN-BATAN**, (2008);, *Dokumen Teknis No: 001/DT/SJM 4/2008 Sistem Manajemen Kegiatan dan Fasilitas BATAN, PSJMN-BATAN, Jakarta.*

klausul dalam DT dan pasal-pasal dalam Perka No. 4/2010 mengandung hal yang sama.

IAEA Safety Standardsseriesno GS-R-3 merupakan suatu sistem manajemen yang dirancang untuk memenuhi persyaratan yang mengintegrasikan 6 unsur (keselamatan, kesehatan, lingkungan, pengamanan, mutu dan ekonomi), meskipun beberapa unit kerja di BATAN masih menerapkan ISO bisa diaudit dengan mengacu GS-R-3, karena GS-R-3 lebih luas cakupannya dan bentuk kepatuhan terjadap Perka BAPETEN.

Dokumen teknis No. 001 dan Perka BAPETEN No. 4/2010 memiliki acuan yang sama, yaitu GS-R-3 sehingga lingkup dan isinya sama.



Seminar Keselamatan Nuklir 2015 Makalah Penyaji Bidang Instalasi dan Bahan Nuklir



KELAYAKAN LEMBAGA SERTIFIKASI PROFESI UNTUK PETUGAS INSTALASI DAN BAHAN NUKLIR

Winda Sarmita¹, Supyana², Imron³, Ardiyani Eka Patriasari⁴, Besar Winarto⁵

Direktorat Perizinan Instalasi dan Bahan Nuklir, Badan Pengawas Tenaga Nuklir, Jl. Gajah Mada No. 8 Jakarta 10120
w.sarmita@bapeten.go.id, s.supyana@bapeten.go.id, i.imron@bapeten.go.id, a.epatriasari@bapeten.go.id, b.winarto@bapeten.go.id

ABSTRAK

KELAYAKAN LEMBAGA SERTIFIKASI PROFESI UNTUK PETUGAS INSTALASI DAN BAHAN NUKLIR. Berdasarkan Undang-Undang No. 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran, BAPETEN mempunyai tugas untuk melaksanakan pengawasan terhadap segala kegiatan pemanfaatan tenaga nuklir termasuk dalam hal petugas yang mengoperasikan reaktor nuklir atau petugas yang bekerja di instalasi nuklir. Peraturan Kepala BAPETEN No. 6 Tahun 2013 tentang Izin Bekerja Petugas Instalasi dan Bahan Nuklir mengatur mengenai tata cara sertifikasi petugas instalasi dan bahan nuklir yang dibuktikan melalui surat izin bekerja. Untuk memastikan bahwa petugas yang mengoperasikan reaktor nuklir atau petugas yang bekerja di instalasi nuklir telah memiliki kompetensi seperti yang diamanahkan dalam Peraturan Kepala BAPETEN tersebut, maka diperlukan suatu proses sertifikasi. Proses sertifikasi petugas instalasi dan bahan nuklir merupakan serangkaian pengujian yang dilakukan untuk memastikan kesesuaian terhadap persyaratan dan bahwa kompetensi yang dimiliki telah memenuhi standar yang ditetapkan. Namun pada kenyataannya sistem pengujian yang telah berlangsung selama ini masih terdapat beberapa kekurangan. Untuk memperbaiki kekurangan-kekurangan tersebut maka diajukan skema sertifikasi pengujian petugas instalasi dan bahan nuklir. Skema sertifikasi yang diajukan dengan membentuk Lembaga Sertifikasi Profesi (LSP) untuk petugas instalasi dan bahan nuklir. Kelebihan dibentuknya LSP adalah lembaga yang terakreditasi, sehingga semua proses pengujian yang dilakukan telah dilakukan penilaian dan melalui tahapan yang telah ditetapkan oleh lembaga yang berwenang (BNSP), sehingga pengendalian mutu penyelenggaraan ujian izin bekerja petugas IBN lebih efektif dan independent. Dengan mempertimbangkan kekurangan dari pengujian petugas yang dilakukan saat ini dan kelebihan LSP, maka pembentukan LSP dimasa mendatang layak untuk dipertimbangkan.

Kata Kunci: Petugas IBN, Sertifikasi, Lembaga Sertifikasi Profesi

ABSTRACT

FEASIBILITY OF PROFESSIONAL CERTIFICATION AGENCY FOR OFFICIAL NUCLEAR INSTALLATIONS AND MATERIALS. Based on Law No. 10 of 1997 on Nuclear, BAPETEN has a duty to carry out supervision of all activities including the use of nuclear power in terms of personnel who operate nuclear reactors or officers who work in the nuclear installation. BAPETEN Chairman Regulation No. BAPETEN 6 Year 2013 on Working Permit Officer of Nuclear and Material that government the procedure for officers certification of nuclear installation and materials that evidenced through the working permit. To ensure that the officers who operate nuclear reactors or officers who work in the nuclear installation has had competence as mandated in BAPETEN Chairman Regulation, then it needs a certification process. Officer certification process nuclear installations and materials is a series of tests were conducted to ensure conformity to requirements and that their competence has met established standards. But in reality, the testing system that has taken place for there are how fine in adequacy. To improve these in adequacy, the proposed scheme of officer certification testing of nuclear installations and materials. Certification scheme is proposed to form the Professional Certification Institute (LSP) for personnel of nuclear installations and materials. The benefit of establishment LSP, is an accredited institution, so that all the testing process is done has been performed through the stages of assessment and established by competent authorities (Profession Certification National Agency), so that the implementation of quality control test working permit Nuclear Instalation and Materials officer is more effective and independent. Taking into account the inadequacy personnel testing done today and is considered benefit of LSP, the LSP establishment in the future.

Keywords: IBN Officer, Certification, Professional Certification Agency

1. PENDAHULUAN

Setiap instalasi nuklir memiliki karakteristik tertentu yang meliputi desain, daya, moda operasi, dan penggunaan yang berbeda, sehingga mengakibatkan perbedaan pada organisasi pengoperasi, yang salah satunya adalah kualifikasi dan kompetensi petugas mengingat peranannya dapat menentukan selamat atau tidaknya pengoperasian instalasi nuklir.

Berdasarkan Pasal 19 Undang-Undang Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran, bahwa setiap petugas yang mengoperasikan reaktor nuklir dan petugas tertentu di dalam instalasi nuklir lainnya dan di dalam instalasi yang memanfaatkan sumber radiasi pengion wajib memiliki izin. Izin yang dimaksud

merupakan Surat Izin Bekerja (SIB). SIB merupakan persetujuan tertulis dalam bentuk dokumen yang diberikan kepada petugas instalasi dan bahan nuklir untuk melaksanakan tugas sesuai dengan kualifikasi yang dimilikinya. Kedudukan petugas tersebut sangat penting mengingat peranannya dapat menentukan selamat atau tidaknya pengoperasian instalasi nuklir. Untuk memperoleh SIB, petugas tersebut harus menjalani pengujian untuk membuktikan kualifikasinya.

Sebagai pelaksanaan pasal 19 UU No. 10/1997 diterbitkan Peraturan Kepala (Perka) BAPETEN Nomor 6 Tahun 2013 tentang Izin Bekerja Petugas Instalasi dan Bahan Nuklir, yang berisi ketentuan tentang persyaratan untuk memperoleh SIB Petugas

Instalasi dan Bahan Nuklir. Pengembangan terhadap Peraturan Kepala tersebut adalah sertifikasi petugas instalasi dan bahan nuklir. Proses sertifikasi petugas instalasi dan bahan nuklir merupakan serangkaian pengujian yang dilakukan untuk memastikan kesesuaian terhadap persyaratan dan bahwa kompetensi yang dimiliki telah memenuhi standar kompetensi kerja nasional Indonesia (SKKNI) wajib yang ditetapkan. Proses sertifikasi akan memberikan jaminan bahwa petugas yang mengoperasikan reaktor nuklir atau petugas yang bekerja di instalasi nuklir mampu mengoperasikan reaktor nuklir atau instalasi nuklir dengan selamat. Proses sertifikasi tersebut seharusnya dilakukan oleh Lembaga Sertifikasi Profesi (LSP). Namun pada kenyataannya sampai saat ini proses sertifikasi dilakukan oleh Badan Pengawas. Oleh karena itu perlu pengembangan sistem sertifikasi petugas instalasi dan bahan nuklir.

Makalah ini dirumuskan dengan menjelaskan kelebihan dan kekurangan pembentukan LSP di masa mendatang. Hal tersebut bertujuan untuk menganalisis kelayakan dibentuknya lembaga sertifikasi profesi untuk petugas instalasi dan bahan nuklir di Indonesia.

2. POKOK BAHASAN

Standar kompetensi terhadap petugas dalam suatu organisasi dimaksudkan untuk memberikan jaminan dan kepercayaan kepada pihak luar bahwa jasa profesi yang dimiliki dan diberikan oleh petugas tersebut telah memenuhi persyaratan yang ditetapkan.

Kompetensi kerja adalah merupakan kemampuan kerja setiap individu yang mencakup aspek pengetahuan, keterampilan, dan sikap kerja yang sesuai dengan standar yang ditetapkan[2]. Untuk mendapatkan pengakuan dan jaminan bahwa seorang individu memiliki kompetensi sesuai dengan standar yang ditetapkan, maka perlu sertifikasi kompetensi kerja. Berdasarkan Peraturan Badan Nasional Sertifikasi Profesi (BNSP) Nomor 2 Tahun 2014 tentang Pedoman Pembentukan Lembaga Sertifikasi Profesi[3], yang dimaksud dengan sertifikasi kompetensi kerja adalah proses pemberian sertifikat kompetensi yang dilakukan secara sistematis dan objektif melalui uji kompetensi yang mengacu kepada standar kompetensi kerja nasional, standar internasional dan/atau standar khusus.

Petugas Instalasi dan Bahan Nuklir merupakan personil yang bertugas dalam pengoperasian suatu instalasi nuklir. Tanggungjawab personil tersebut tidak hanya penguasaan tugas dalam hal pengoperasian, namun juga terhadap keselamatan pengoperasian, pekerja dan lingkungan karena tugas yang dilakukan berhubungan dengan fasilitas nuklir, yang tentu saja didalamnya terdapat bahaya radiasi selain bahaya non nuklir lainnya. Dalam Perka BAPETEN No. 6/2013 [4], telah diatur mengenai jenis petugas beserta kompetensi yang harus dimiliki, ketentuan tentang persyaratan untuk memperoleh SIB, dan pelatihan yang harus diikuti. Dari Perka tersebut dapat dilihat bahwa kompetensi yang harus dimiliki oleh petugas instalasi dan bahan nuklir merupakan suatu keahlian khusus yang harus tersertifikasi. Menurut Ir. Surono, MPhi yang merupakan ketua komisi harmonisasi dan kelembagaan[5], sertifikasi profesi bertujuan untuk memastikan dan memelihara kompetensi yang telah didapat melalui proses pembelajaran baik formal, non formal, pelatihan kerja, ataupun pengalaman kerja. Karena menurut beliau, dalam dunia kerja suatu kompetensi harus dipelihara, bukan hanya pernah kompeten, namun kompeten dan selalu kompeten. Untuk itu diperlukan suatu lembaga sertifikasi yang telah terakreditasi oleh lembaga yang berwenang, dalam hal ini adalah Badan Nasional Sertifikasi Profesi (BNSP).

Berdasarkan Peraturan BNSP No. 2/2014, LSP merupakan lembaga pelaksana kegiatan sertifikasi kompetensi kerja yang mendapatkan lisensi dari BNSP, dimana lembaga tersebut harus

membuat skema sertifikasi. Yang dimaksud skema sertifikasi menurut peraturan BNSP adalah paket kompetensi dan persyaratan lain yang berkaitan dengan kategori jabatan atau keterampilan tertentu dari seseorang. Peraturan BNSP tersebut juga telah mengatur tentang ketentuan-ketentuan dalam pembentukan LSP. Pengembangan sistem sertifikasi petugas instalasi dan bahan nuklir berupa penyusunan skema sertifikasi yang akhirnya akan digunakan sebagai persyaratan untuk membentuk LSP yang independen. Menurut Ir. Surono, MPhi, skema sertifikasi profesi berisi persyaratan sertifikasi khusus yang berkaitan dengan kategori profesi yang ditetapkan dengan menggunakan standar dan aturan khusus yang sama, serta prosedur yang sama. Sedangkan menurut peraturan BNSP No. 1/2014 tentang Pedoman Penilaian Kesesuaian-Persyaratan Umum Lembaga Sertifikasi Profesi[6], skema sertifikasi untuk setiap kategori sertifikasi profesi berisi unsur-unsur berikut:

1. Lingkup sertifikasi dan unit kompetensi;
2. Uraian tugas dan pekerjaan;
3. Kompetensi yang dibutuhkan;
4. Kemampuan;
5. Pra-syarat; dan
6. Kode etik.

Skema sertifikasi petugas instalasi dan bahan nuklir yang merupakan pengembangan sistem dari sertifikasi petugas instalasi dan bahan nuklir tetap mengacu pada Perka BAPETEN No. 6/2013.

Menurut Perka BAPETEN No. 6/2013, kualifikasi petugas yang kompetensinya harus tersertifikasi adalah:

1. supervisor dan operator reaktor non daya;
2. supervisor dan teknisi perawatan reaktor non daya;
3. supervisor dan operator reaktor daya;
4. supervisor dan teknisi perawatan reaktor daya;
5. supervisor dan operator instalasi nuklir non reaktor; dan
6. pengurus dan pengawas inventori bahan nuklir.

3. METODE/METODOLOGI

Metode yang digunakan dalam penyusunan makalah ini adalah dengan studi literatur dan pengalaman pengujian yang telah dilakukan sampai saat ini.

4. HASIL DAN PEMBAHASAN

Pengembangan sertifikasi petugas instalasi dan bahan nuklir dilakukan dengan pembentukan LSP termasuk skema sertifikasi.

4.1. Proses Pengujian

Proses pengujian petugas instalasi dan bahan untuk semua kualifikasi dilakukan oleh BAPETEN. Tahapan yang dilakukan untuk proses tersebut adalah:

1. Pembentukan tim penguji yang personilnya berasal dari dalam BAPETEN
2. Evaluasi permohonan
3. Penyusunan soal
4. Pembentukan tim penguji yang personilnya berasal dari dalam BAPETEN
5. Pelaksanaan ujian
6. Evaluasi Hasil Pelaksanaan ujian
7. Penerbitan kartu Izin Bekerja

Kriteria calon penguji petugas instalasi dan bahan nuklir dilakukan dengan penyerahan daftar riwayat hidup, dan tidak selaku pengajar dalam diklat/pelatihan, dimana daftar nama calon tersebut telah ditentukan. Selain itu, untuk kompetensi, calon penguji harus memiliki pengalaman sesuai bidang kompetensi yang akan diuji paling singkat 5 (lima) tahun dan menguasai materi

yang akan diujikan paling sedikit 1 (satu) materi pengujian. Hal tersebut merupakan dasar dalam pembentukan tim penguji yaitu berdasarkan pada penilaian dari daftar riwayat hidup calon penguji yang telah ditentukan serta kompetensi yang dimiliki oleh calon penguji.

Metode pengujian yang digunakan dalam proses pengujian di atas berupa, ujian tertulis, ujian lisan, dan ujian praktikum. Soal ujian disusun oleh tim penguji yang kebanyakan diambil dari dokumen perizinan instalasi dan bahan nuklir serta materi pelatihan pemohon, sehingga soal yang diberikan lebih pada teori daripada aplikasi dan keahlian dilapangan. Bagi peserta dinyatakan lulus berdasarkan hasil penyelenggaraan ujian yang dievaluasi setelah pelaksanaan pengujian, BAPETEN akan menerbitkan Surat Izin Bekerja dan diserahkan kepada pemohon, bagi peserta yang dinyatakan tidak lulus berdasarkan hasil penyelenggaraan ujian akan dilakukan ujian ulang sesuai status (baru/Perpanjangan) pemohonannya. Adapun kelemahan dari proses pengujian yang dilakukan saat ini adalah:

1. Sistem pengujian masih dilakukan oleh BAPETEN dan melibatkan fasilitas pemohon untuk ujian praktikum, sehingga proses pengujian tidak independent.
2. Petugas yang lulus ujian tidak mendapatkan sertifikat, hanya mendapatkan Surat Izin Bekerja yang fungsinya mengizinkan petugas tersebut mengoperasikan fasilitasnya.
3. Tidak adanya pemeringkatan soal untuk petugas yang baru dan yang mengajukan perpanjangan.

Dengan dibentuknya LSP petugas instalasi dan bahan nuklir tersebut, diharapkan dapat menutupi kekurangan-kekurangan yang dihadapi selama ini. Karena berdasarkan tinjauan pustaka di atas, bahwa LSP selalu diaudit oleh assesor dari BNSP.

4.2. Pembentukan LSP

Dalam pembentukannya, LSP harus menyusun dan menetapkan skema sertifikasi untuk memenuhi permintaan pelanggan dan atau pemangku kepentingannya, yang kemudian diajukan ke BNSP untuk dimintakan lisensi. Skema sertifikasi dari LSP petugas instalasi dan bahan nuklir meliputi:

1. Struktur organisasi LSP termasuk tugas dan tanggungjawabnya
2. lingkup sertifikasi dan unit kompetensi
3. kompetensi yang dibutuhkan
4. persyaratan pemohon
5. pengalaman kerja
6. tim penguji meliputi kualifikasi, persyaratan, penilaian, dan kaji ulang
7. pelatihan meliputi lama pelatihan, jenis pelatihan, penilaian pelatihan, materi pelatihan
8. penyusunan soal
9. silabus pengujian
10. isi dan pemeringkatan pengujian termasuk untuk ujian ulang
11. penerbitan sertifikat

Butir nomor 2-5 telah tertuang dalam Perka BAPETEN No. 6/2013.

Kelebihan untuk sistem pengujian yang didapatkan dengan pembentukan LSP petugas instalasi dan bahan nuklir adalah:

1. LSP merupakan lembaga yang terakreditasi, sehingga semua proses pengujian yang dilakukan telah dilakukan penilaian dan melalui tahapan yang telah ditetapkan oleh lembaga yang berwenang (BNSP), sehingga pengendalian mutu penyelenggaraan ujian izin bekerja petugas IBN lebih efektif dan independent.
2. Memiliki penguji yang telah terakreditasi berdasarkan penilaian dan kajian ulang karena merupakan lembaga yang terakreditasi.

3. Soal yang disusun dinilai sesuai dengan kompetensi yang telah ditetapkan dalam skema sertifikasi.
4. Terdapat pemeringkatan pengujian, baik untuk level kualifikasi petugas maupun dalam hal kualifikasi dan rekualifikasi.
5. Dengan adanya LSP, lembaga pelatihan harus melakukan pemeringkatan pelatihan sesuai dengan level kualifikasi petugas maupun dalam hal kualifikasi dan rekualifikasi. Pemeringkatan tersebut termasuk untuk soal pengujian.
6. Memiliki spesimen uji (simulator) sendiri.
7. Penyampaian sertifikat kepada petugas yang dinyatakan lulus maupun tidak lulus. Sertifikat tersebut menerangkan bahwa petugas tersebut memiliki kompetensi atau tidak sesuai dengan bidang yang diuji. Sertifikat ini bertujuan untuk menyatakan bahwa seseorang telah memiliki kompetensi atau tidak, dengan keberlakuan secara nasional karena telah melalui beberapa tahapan ujian.

Selain dalam hal sistem pengujian, manfaat sertifikasi oleh lembaga yang terakreditasi adalah:

Bagi Instansi/Fasilitas:

1. Membantu instansi/fasilitas untuk meyakinkan kepada pemangku kepentingan bahwa produk/jasanya telah dibuat oleh tenaga-tenaga yang kompeten.
2. Membantu dalam penerimaan tenaga kerja dan mengembangkan tenaga berbasis kompetensi.
3. Membantu dalam pengembangan karir tenaga berbasis kompetensi dan meningkatkan produktivitas.

Bagi Tenaga kerja

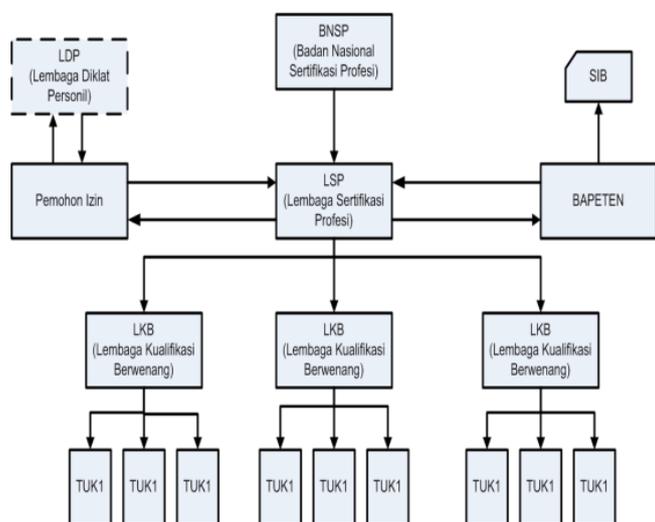
1. Membantu tenaga profesi meyakinkan kepada organisasi/kliennya bahwa dirinya kompeten dalam bekerja atau menghasilkan produk atau jasa dan meningkatkan percaya diri tenaga profesi.
2. Membantu tenaga profesi dalam merencanakan karirnya dan mengukur tingkat pencapaian kompetensi dalam proses belajar di lembaga formal maupun secara mandiri.
3. Membantu tenaga profesi dalam memenuhi persyaratan regulasi.
4. Membantu pengakuan kompetensi lintas sektor dan lintas negara.
5. Membantu tenaga profesi dalam promosi profesinya dipasar tenaga kerja.

Bagi Lembaga Pendidikan dan juga pelatihan.

1. Membantu memastikan link dan match antara kompetensi lulusan dengan tuntutan kompetensi dunia industri.
2. Membantu memastikan tercapainya efisiensi dalam pengembangan program diklat.
3. Membantu memastikan pencapaian hasil diklat yang tinggi.
4. Membantu dalam memastikan dan memelihara kompetensi peserta didik selama proses diklat.

Dengan semua kelebihan yang dimiliki dengan dibentuknya LSP petugas instalasi dan bahan nuklir, beberapa kelemahan yang harus di hadapi, yaitu:

1. BAPETEN belum memiliki regulasi dalam pembentukan LSP.
2. Memerlukan dana yang besar.
3. Dibutuhkan personil dan penguji yang menguasai setidaknya menguasai kompetensi dari petugas yang diuji.
4. Spesimen uji (simulator) yang dimiliki harus banyak disesuaikan dengan kualifikasi dari petugas instalasi dan bahan nuklir.



Gambar 1: Pembentukan LSP

Berdasarkan data dari BNSP terdapat 153 LSP yang telah tersertifikasi, yaitu beberapa diantaranya adalah sebagai berikut:

1. LSP logam dan mesin Indonesia.
2. LSP lembaga keuangan mikro.
3. LSP Minyak dan Gas (PPT MIGAS).
4. LSP Coating Indonesia.
5. LSP PERHAPI.

4.3. Hubungan LSP dengan BAPETEN

Konsep hubungan antara LSP dengan BAPETEN dan pemangku kepentingan yang lain dapat dilihat dari gambar berikut ini.

Dari konsep di atas, maka dapat digambarkan mengenai tanggungjawab dan wewenang dari lembaga-lembaga yang tertuang dalam Gambar 1 di atas, yaitu sebagai berikut:

4.3.1. Badan Nasional Sertifikasi Profesi

Badan Nasional Sertifikasi Profesi yang selanjutnya disebut BNSP memiliki tanggungjawab dan wewenang sebagai berikut:

1. Bertanggungjawab memberikan sertifikat akreditasi kepada LSP.
2. Melakukan surveilan dan audit kepada LSP.

4.3.2. Lembaga Sertifikasi Profesi

LSP memiliki tanggungjawab dan wewenang sebagai berikut:

1. Melaksanakan, mempromosikan, mengadministrasi permohonan sesuai dengan peraturan yang berlaku (Perka BAPETEN 6 Tahun 2013 dan standar internasional).
2. Menentukan personil dan peralatan pengujian di TUK (Tempat Ujian Kompetensi) dan harus selalu dipantau.
3. Boleh mendelegasikan pelaksanaan administrasi pengujian ke LKB (Lembaga Kualifikasi yang Berwenang).
4. Melaksanakan audit pelaksanaan pengujian yang dilakukan oleh LKB (jika didelegasikan).
5. Menerbitkan sertifikat kompetensi.
6. Bertanggungjawab untuk memastikan keamanan bahan pengujian (spesimen, kunci jawaban, bank soal, lembar ujian, soal ujian, dll).
7. Memastikan spesimen tidak dilakukan dalam pelatihan.

4.3.3. Lembaga Kualifikasi Berwenang

Lembaga Kualifikasi Berwenang yang selanjutnya disebut LKB memiliki tanggungjawab dan wewenang sebagai berikut:

1. Bertanggungjawab kepada LSP.
2. Tidak memihak kepada calon yang diuji.
3. Melaksanakan pengujian sesuai dengan persyaratan.
4. Menerapkan sistem manajemen pengujian yang telah disetujui oleh LSP.

5. Mempunyai sumber daya dan para ahli untuk menetapkan, memantau, dan mengendalikan TUK termasuk pengujian dan kalibrasi peralatan.
6. Menyiapkan dan mengawasi pengujian.
7. Memelihara rekaman.

4.3.4. Tempat Ujian Kualifikasi

Tempat Ujian Kualifikasi yang selanjutnya disebut TUK memiliki tanggungjawab dan wewenang sebagai berikut:

1. Bertanggungjawab langsung ke LKB atau LSP.
2. Menerapkan sistem manajemen yang telah disetujui oleh LSP.
3. Memiliki sumber daya untuk pengujian
4. Menyiapkan dan melakukan pengujian
5. Hanya menggunakan bahan pengujian (spesimen, kunci jawaban, bank soal, lembar ujian, soal ujian, dll) yang telah disetujui oleh LSP
6. Memelihara rekaman

4.3.5. Badan Pengawas Tenaga Nuklir

Badan Pengawas Tenaga Nuklir yang selanjutnya disebut BAPETEN memiliki tanggungjawab dan wewenang sebagai berikut:

1. Bertanggungjawab menginisiasi sistem sertifikasi yang selaras dengan standar internasional dengan cara membuat peraturan
2. Bersama dengan BNSP melaksanakan pembinaan kepada LSP, Pemohon Izin dan LDP (Lembaga Diklat Personil)
3. Menerbitkan izin bekerja untuk petugas instalasi dan bahan nuklir

4.3.6. Lembaga Pendidikan dan Pelatihan Personil

Lembaga Pendidikan dan Pelatihan Personil yang selanjutnya disebut LDP memiliki tanggungjawab dan wewenang sebagai berikut:

1. Melaksanakan pelatihan berdasarkan kurikulum dan silabus yang telah disahkan LSP.
2. Melaksanakan pengujian pelatihan.
3. Menerbitkan sertifikat pelatihan.

4.3.7. Pemohon Izin

Pemohon izin memiliki tanggungjawab dan wewenang sebagai berikut:

1. Melakukan pengajuan permohonan pelatihan ke LDP
2. Melakukan pengajuan permohonan sertifikasi kompetensi ke LSP
3. Melakukan pengajuan permohonan Izin Bekerja ke BAPETEN

Selama belum ada LSP, untuk meningkatkan kualitas pengujian petugas instalasi dan bahan nuklir, maka BAPETEN akan melakukan peningkatan dan pemeringkatan dari segi kualitas soal yaitu soal yang dibuat lebih mengarah pada kemampuan petugas dilapangan dan terdapat perbedaan soal antara kualifikasi dan rekualifikasi, melakukan audit terhadap setiap penyelenggaraan ujian, dan menyiapkan pembentukan infrastruktur melalui pembuatan peraturan penunjukan LSP.

5. KESIMPULAN

Berdasarkan hasil dan pembahasan di atas, dapat disimpulkan hal-hal sebagai berikut:

1. Sistem pengujian saat ini masih terdapat kekurangan antara lain pengujian untuk ujian tertulis lebih dominan aspek teori, dalam ujian praktikum masih tergantung pada fasilitas peserta uji, belum ada sertifikat hasil pengujian, belum ada sistem pemeringkatan kesulitan soal serta belum ada perbedaan soal pengujian baru dan perpanjangan.
2. Kelebihan untuk sistem pengujian dengan pembentukan LSP antara lain adanya lembaga independen terutama dalam hal

pengujian praktikum, terdapat pemeringkatan pengujian kualifikasi dan rekualifikasi, memiliki specimen uji (simulator) sendiri, dan terdapat sertifikat untuk petugas yang lulus pengujian.

3. Dengan mempertimbangkan ke-kurangan dari pengujian petugas yang dilakukan saat ini dan kelebihan LSP, maka pembentukan LSP dimasa mendatang layak untuk dipertimbangkan.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] **Republik Indonesia**, (1997); *UU No. 10 Tahun 1997 Tentang Ketenaganukliran*; Jakarta.

- [2] **Republik Indonesia**, (2013); *UU No. 13 Tahun 2013 tentang Ketenagakerjaan*; Jakarta.
- [3] **BNSP**, (2014); *Peraturan BNSP No. 2 Tahun 2014 Tentang Pedoman Pembentukan Lembaga Sertifikasi Profesi*; Jakarta.
- [4] **BAPETEN**, (2013); *Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 6 Tahun 2013 tentang Izin Bekerja Petugas Instalasi dan Bahan Nuklir*; Jakarta.
- [5] **Surono Mphil**, (2012); "Skema Sertifikasi Profesi".2012. <http://bnsf.go.id/assets/repositori/files/1.%20Apa%20itu%20Skema%20sertifikasi.pdf>
- [6] **BNSP**, (2014); *Peraturan BNSP No. 1 Tahun 2014 Tentang Pedoman Penilaian Kesesuaian-Persyaratan Umum Lembaga Sertifikasi Profesi*; Jakarta.

TANYA JAWAB

1. **Penanya: Yusri Heni**

Pertanyaan:

- a) Yang disajikan adalah kondisi ideal, tetapi kenyataannya lembaga diklat yang siap melaksanakana adalah pusdiklat batan dan badiklatbapeten. Dari sumber daya di luar belum siap. LSP yang kiranya memenuhi persyaratan tersebut dimana, dan lembaga mana?
- b) Apakah bapeten mempunyai LSP, karena lebih terpisah diluar pemegang izin. Mohon dijelaskan

Jawab:

- a) Sebagai pelaksana dari lembaga penilai kesesuaian kompetensi (LSP) secara ideal adalah asosiasi profesi. Namun jika yang di diperbandingkan adalah entitas tersebut harus independen. Untuk menjamin independensinya entitas tersebut harus tersertifikasi/terakreditasi sistem manajemennya. Contohnya adalah arpana memiliki lab uji independen yang terakreditasi NATA (badan akreditasi australia)
- b) 2.Kalau di indonesia UU No. 13 th 2003 tentang ketenagakerjaan, badan akreditasi untuk profesi adalah BNSP.

2. **Penanya: Sri Nitawati**

Pertanyaan:

- a) LSP adalah singkatan dari lembaga sertifikasi personil, bukan profesi

- b) Apa hubungan antara LSP dengan BNSP
- c) Bagaimana peranan LSP terhadap pekerja yang melakukan/ melaksanakan konstruksi PLTN apabila suatu saat indonesia membangun PLTN?

Jawab:

- d) Iya betul, LSP adalah lembaga sertifikasi personil
- e) Mengacu pada UU No. 13 th 2003, LSP harus di akreditasi oleh BNSP
- f) LSP yang telah ada harus lebih berupaya berkoordinasi kepada instansi teknis agar LSP dapat beroperasi.

3. **Penanya: Wiryono**

Pertanyaan:

- a) Sejauh mana kewenanganbapeten terhadap lembaga Diklat Personil trkait dengan pengendalian/pengaturan materi ajar/silabus
- b) Penjelasan terkait beberapa LSP tetapi hanya menghasilkan 1 (satu) tempat ujian kompetensi

Jawab:

- a) Setelah BAPETEN menunjuk LSP, selanjutnya LSP dibantu oleh para stakeholdernya (termasuk Bapeten) menyusun standar-standar/pedoman teknis sertifikasi
- b) LSP bisa memiliki beberapa lembaga sertifikasi yang berwenang, selanjutnya lembaga kualifikasi yang berwenang dapat memiliki TUK (Tempat Uji kompetensi) lebih dari satu



Seminar Keselamatan Nuklir 2015 Makalah Penyaji Bidang Instalasi dan Bahan Nuklir

Prosiding
Seminar
Keselamatan
Nuklir
2015

LEGAL STANDING POSISI BAPETEN SEBAGAI REGULATOR PEMANFAATAN TENAGA NUKLIR DALAM PENGAWASAN KEGIATAN PERTAMBANGAN BAHAN GALIAN NUKLIR/MINERAL RADIOAKTIF

Donni Taufiq

Direktorat Pengaturan Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir
d.taufiq@bapeten.go.id

ABSTRAK

LEGAL STANDING POSISI BAPETEN SEBAGAI REGULATOR PEMANFAATAN TENAGA NUKLIR DALAM PENGAWASAN KEGIATAN PERTAMBANGAN MINERAL RADIOAKTIF. Berdasarkan Pasal 2 UU 10/1997 bahan galian nuklir digolongkan sebagai bahan nuklir yang dikuasai oleh Negara dan pemanfaatannya diatur dan diawasi oleh Pemerintah. Dari Pasal 2 ini dapat diartikan bahwa pemanfaatan dalam hal ini adalah BATAN sebagai badan pelaksana dan pengawasan dari pemanfaatan tenaga nuklir adalah berada dalam kewenangan BAPETEN sebagai badan pengawas. BAPETEN sebagai regulator pemanfaatan tenaga nuklir harus berani melakukan terobosan hukum untuk mengatur pertambangan bahan galian nuklir/mineral radioaktif dengan tetap berpegang dengan ketentuan yang sudah ditetapkan dalam UU 10/1997. Legal Standing adalah suatu kedudukan hukum, atau pondasi bagi seseorang atau badan hukum dalam melakukan suatu perbuatan hukum. Dengan mengetahui legal standing posisi BAPETEN dalam kegiatan pengawasan ini diharapkan BAPETEN tidak menetapkan kebijakan yang melampaui kewenangannya (*Ultra Vires*) yang berpotensi untuk bisa digugatnya keputusan-keputusan tata usaha negara yang akan dikeluarkan oleh BAPETEN ke Pengadilan Tata Usaha Negara (PTUN) dan potensi digugatnya peraturan perundang-undangan di bawah Undang-Undang tentang pertambangan bahan galian nuklir/mineral radioaktif yang diinisiasi dan/atau dikeluarkan oleh BAPETEN ke Mahkamah Agung.

Kata kunci: Pertambangan, Bahan Galian Nuklir/Mineral Radioaktif, Hukum

ABSTRACT

LEGAL STANDING OF BAPETEN AS REGULATORY BODY OF NUCLEAR ENERGY UTILIZATION IN RADIOACTIVE MINERAL MINING ACTIVITIES. Under Article 2 of Law 10/1997, radioactive minerals, which are classified as nuclear materials, are utilized and regulated by the State. It can be interpreted that BATAN as the executing body is the only organization that can conduct the radioactive minerals mining activities, and its supervision is under the authority of BAPETEN as regulatory body. In terms of radioactive mining law, BAPETEN should be bold in making a breakthrough, while at the same time still comply with the existing regulations. Legal Standing is the foundation for a person or legal entity to perform a legal action. By knowing legal standing of BAPETEN as regulatory body of nuclear energy utilization, BAPETEN is expected not to set the policies beyond its authority (*Ultra Vires*), that has potential to be sued by public to Administration Court and Supreme Court.

Keywords: Mining, Radiactive Minerals, Legal

1. PENDAHULUAN

Indonesia dianugerahi Tuhan dengan berbagai macam sumber daya alam. Khusus untuk sumber daya mineral, dalam perut bumi Indonesia terdapat berbagai macam bentuk mineral termasuk diantaranya adalah bahan galian nuklir/mineral radioaktif yang memiliki nilai strategis sangat tinggi mengingat cadangan energi dari hasil tambang lain seperti batubara yang semakin menipis.

Pengaturan terkait pertambangan bahan galian nuklir/mineral radioaktif terdapat dalam 2 (dua) Undang-Undang yaitu Undang-Undang Nomor 4 tahun 2009 tentang Pertambangan Mineral dan Batubara (UU 4/2009)[1] dan Undang-Undang Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran (UU 10/1997) [2]. Dalam UU 10/1997 tidak ditemukan adanya terminologi pertambangan mineral radioaktif. Namun, mengingat rezim hukum pertambangan dalam UU 10/1997 mengacu ke Undang-Undang Nomor 11 Tahun 1967 tentang Ketentuan-Ketentuan Pokok Pertambangan (UU 11/1967),[3] dan dalam UU 11/1967

yang dikenal adalah terminologi bahan galian maka dapat diasumsikan bahwa yang dimaksud dengan mineral radioaktif dalam UU 4/2009 adalah bahan galian nuklir dalam UU 10/1997.

Berdasarkan Pasal 2 UU 10/1997 bahan galian nuklir digolongkan sebagai bahan nuklir yang dikuasai oleh Negara dan pemanfaatannya diatur dan diawasi oleh Pemerintah. Dari Pasal 2 ini dapat diartikan bahwa pemanfaatan dalam hal ini dijalankan oleh BATAN sebagai badan pelaksana dan pengawasan dari pemanfaatan tenaga nuklir adalah berada dalam kewenangan BAPETEN sebagai badan pengawas.

Dalam uraian ini akan dibahas tentang legal standing posisi BAPETEN terkait pengawasan terhadap kegiatan pertambangan mineral radioaktif mengingat kewenangan menerbitkan peraturan, perizinan, dan melaksanakan inspeksi sebagaimana ditetapkan dalam Pasal 14 ayat (2) UU 10/1997 juga dimiliki oleh Kementerian ESDM terhadap pertambangan mineral pada umumnya.

2. POKOK BAHASAN

Legal Standing adalah suatu kedudukan hukum, atau pondasi bagi seseorang atau badan hukum dalam melakukan suatu perbuatan hukum. Dalam hal ini untuk mengetahui sampai sejauh mana kewenangan BAPETEN dalam melakukan pengawasan terhadap kegiatan pertambangan bahan nuklir/mineral radioaktif. Sehingga dengan mengetahui legal standing posisi BAPETEN dalam kegiatan pengawasan ini diharapkan BAPETEN tidak melakukan hal-hal yang melampaui kewenangannya (Ultra Vires) yang berpotensi untuk bisa dibatalkannya keputusan-keputusan tata usaha negara yang akan dikeluarkan oleh BAPETEN oleh Pengadilan Tata Usaha Negara (PTUN) dan potensi digugat ke Mahkamah Agung peraturan perundang-undangan tentang pertambangan bahan galian nuklir/mineral radioaktif yang diinisiasi dan/atau dikeluarkan oleh BAPETEN.

Yang menjadi pertanyaan terkait posisi BAPETEN dalam kegiatan pengawasan pemanfaatan bahan galian nuklir ini adalah:

1. Bagaimana kewenangan pengawasan BAPETEN terhadap pertambangan bahan galian nuklir/mineral radioaktif mengingat pada dasarnya kewenangan yang sama juga dimiliki oleh Kementerian ESDM terhadap pertambangan mineral pada umumnya dan pada tahapan pertambangan mana kewenangan tersebut memiliki kekuatan hukum memaksa pemohon izin dan pemegang izin pertambangan bahan galian nuklir/mineral radioaktif?
2. Bagaimana dengan pengawasan mineral radioaktif lain yang merupakan hasil samping dari kegiatan pertambangan konvensional (contoh pertambangan timah yang dalam proses pemurniannya memiliki hasil samping berupa tin slag, ilmenit, dan mineral lain yang memiliki kandungan zat radioaktif dalam jumlah yang melampaui batas dari pengecualian izin)?
3. Mengingat adanya kekosongan hukum dalam pengaturan pertambangan bahan galian nuklir/mineral radioaktif, bagaimana kewajiban BAPETEN sebagai lembaga negara bantu (*auxiliary state organ*) dalam pengawasan pertambangan bahan galian nuklir/mineral radioaktif?

3. METODOLOGI PENELITIAN

Tulisan ini disusun dengan menggunakan kajian peraturan perundang-undangan khususnya UU 4/2009 dan UU 10/1997 serta peraturan perundang-undangan turunan dari kedua Undang-Undang tersebut. Kemudian dalam Bab IV.4 juga akan diulas mengenai teori-teori untuk mengisi kekosongan hukum dalam pengaturan pertambangan bahan galian nuklir/mineral radioaktif dikaitkan dengan teori lembaga negara bantu.

4. PEMBAHASAN

4.1. Kekuatan Mengikat Penjelasan Suatu Peraturan Perundang-Undang

Berdasarkan Pasal 34 ayat (2) UU 4/2009 pertambangan digolongkan atas pertambangan mineral radioaktif, pertambangan mineral logam, pertambangan mineral bukan logam, dan pertambangan batuan. Adapun dalam penjelasan Pasal tersebut dijelaskan bahwa yang dimaksud dengan pertambangan mineral radioaktif adalah pertambangan sebagaimana diatur dalam peraturan perundang-undangan di bidang ketenaganukliran.

Dalam Lampiran II angka 176 Undang-Undang Nomor 12 Tahun 2011 tentang Pembentukan Peraturan Perundang-undangan (UU 12/2011)[4] disebutkan bahwa penjelasan berfungsi sebagai tafsir resmi pembentuk Peraturan Perundang-undangan atas norma tertentu dalam batang tubuh. Oleh karena itu, penjelasan hanya memuat uraian terhadap kata, frasa, kalimat atau padanan

kata/istilah asing dalam norma yang dapat disertai dengan contoh. Penjelasan sebagai sarana untuk memperjelas norma dalam batang tubuh tidak boleh mengakibatkan terjadinya ketidakjelasan dari norma yang dimaksud. Dan dalam angka 177 disebutkan bahwa Penjelasan tidak dapat digunakan sebagai dasar hukum untuk membuat peraturan lebih lanjut dan tidak boleh mencantumkan rumusan yang berisi norma.

Maka, menurut Lampiran II UU 12/2011 ini penjelasan Pasal 34 ayat (2) UU 4/2009 bukanlah pendelegasian kewenangan tentang pengaturan mineral radioaktif dari UU 4/2009 ke UU 10/1997. Karena sifat penjelasan hanyalah memberikan tafsiran dari norma yang terkandung dalam suatu Pasal. Penjelasan tidak dapat berisi suatu rumusan norma baru atau memperluas/mempersempit/menambah norma yang terkandung dalam Pasal dalam batang tubuh suatu peraturan perundang-undangan. Yang mengikat sebagai norma dan dapat dijadikan suatu dasar hukum adalah Pasal-Pasal dalam batang tubuh peraturan perundang-undangan dan bukanlah penjelasannya.

Oleh karena itu mengenai pengaturan pertambangan bahan galian nuklir/mineral radioaktif tetap mengacu kepada UU 4/2009 dengan menyesuaikan objek pengaturan yang dimaksud dengan pertambangan mineral radioaktif adalah objek yang sama dengan apa yang diatur dalam UU 10/1997.

4.2. Kewenangan Pengawasan BAPETEN terhadap Pertambangan yang Tujuan Utamanya adalah Mengeksploitasi Bahan Galian Nuklir/Mineral Radioaktif

Yang termasuk dalam bahan galian nuklir adalah Uranium, Thorium, Radium, Monasit, dan lain sebagainya. Karena termasuk dalam golongan bahan nuklir menurut Pasal 2 UU 10/1997 maka pemanfaatannya diatur dan diawasi oleh Pemerintah. Dari Pasal 2 ini dapat diartikan bahwa pemanfaatan dalam hal ini dijalankan oleh BATAN sebagai badan pelaksana dan pengawasan dari pemanfaatan tenaga nuklir adalah berada dalam kewenangan BAPETEN sebagai badan pengawas.

UU 10/1997 mendefinisikan pemanfaatan sebagai kegiatan yang berkaitan dengan tenaga nuklir yang meliputi penelitian, pengembangan, penambangan, pembuatan, produksi, pengangkutan, penyimpanan, pengalihan, ekspor, impor, penggunaan, dekomisioning, dan pengelolaan limbah radioaktif untuk meningkatkan kesejahteraan rakyat. Untuk bisa menentukan sampai sejauh mana kewenangan BAPETEN harus dapat dimengerti adalah apakah penambangan yang dimaksud dalam definisi pemanfaatan itu sama atau berbeda dengan pertambangan.

Karena dalam hal pertambangan UU 10/1997 masih mengacu ke rezim UU 11/1967 maka perlu dilihat pengaturan dalam UU 11/1967 tersebut. Terminologi penambangan dalam batang tubuh UU 11/1967 hanya terdapat dalam Pasal 30. Secara tersirat dalam Pasal 30 tersebut disebutkan bahwa kegiatan penambangan adalah proses penggalian untuk mengambil bahan galian dari perut bumi. Pasal 30 UU 11/1967 berbunyi: "Apabila selesai melakukan penambangan bahan galian ada suatu tempat pekerjaan, pemegang kuasa pertambangan yang bersangkutan diwajibkan mengembalikan tanah sedemikian rupa, sehingga tidak menimbulkan bahaya penyakit atau bahaya lainnya bagi masyarakat sekitarnya."

Mengingat suatu peraturan perundang-undangan harus ada sifat keberlanjutannya (*sustainability*), maka tentunya wajib dilihat pula ketentuan UU 4/2009 sebagai pengganti UU 11/1967. UU 4/2009 mendefinisikan penambangan sebagai bagian kegiatan usaha pertambangan untuk memproduksi mineral dan/atau batubara dan mineral ikutannya. Jelas dari definisi ini penambangan hanyalah salah satu bagian dari kegiatan pertambangan secara keseluruhan.

UU 10/1997 membatasi kewenangan BAPETEN hanya terhadap segala kegiatan pemanfaatan tenaga nuklir. Melihat kembali definisi pemanfaatan, maka dapat disimpulkan bahwa kewenangan BAPETEN dalam kegiatan pertambangan bahan galian nuklir/mineral radioaktif adalah hanya sebatas pada kegiatan penambangannya saja.

Berdasarkan Pasal 4 ayat (2) UU 10/1997 untuk melaksanakan pengawasan pemanfaatan tenaga nuklir BAPETEN menyelenggarakan peraturan, perizinan, dan inspeksi. Pasal 4 inilah yang menjadi dasar justifikasi BAPETEN memberikan izin hanya terbatas pada tahap penambangan kepada pemohon izin dan pemegang izin usaha pertambangan bahan galian nuklir/mineral radioaktif.

Yang menjadi kegamangan hukum dalam hal ini adalah Peraturan Pemerintah Nomor 23 Tahun 2010 tentang Pelaksanaan Kegiatan Usaha Pertambangan Mineral dan Batubara (PP 23/2010) [5] juga tidak mengatur tentang Izin Usaha Pertambangan Eksplorasi (IUP Eksplorasi) dan Izin Usaha Pertambangan Operasi Produksi (IUP Operasi Produksi). PP 23/2010 hanya mengatur pemberian IUP Eksplorasi dan IUP Operasi Produksi untuk mineral logam, batubara, mineral bukan logam, dan batuan. Sehingga untuk IUP Eksplorasi dan IUP Operasi Produksi Mineral Radioaktif belum terdapat pengaturan yang lebih teknis.

Hal ini kemungkinan juga karena tidak jelasnya UU 10/1997 mengatur tentang perusahaan bahan galian nuklir. Berdasarkan Pasal 9 UU 10/1997 ditetapkan bahwa penyelidikan umum, eksplorasi, dan eksploitasi bahan galian nuklir hanya dilaksanakan oleh Badan Pelaksana. dan Badan Pelaksana dapat bekerja sama dengan Badan Usaha Milik Negara, koperasi, badan swasta, dan/ atau badan lain. Dalam penjelasannya 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. Mengingat setiap Badan Usaha dalam menjalankan roda usahanya pasti berorientasi untuk mendapatkan keuntungan ekonomi, maka dapat dikatakan ketentuan dalam Pasal 9 UU 10/1997 ini tidak mampu terap untuk kondisi saat ini.

4.3. Kewenangan Pengawasan BAPETEN terhadap Mineral Radioaktif dari Hasil Sampung Pertambangan Mineral Umum

Berdasarkan Pasal 92 UU 4/2009 disebutkan bahwa Pemegang IUP dan IUP Khusus berhak memiliki mineral, termasuk mineral ikutannya, atau batubara yang telah diproduksi apabila telah memenuhi iuran eksplorasi atau iuran produksi, kecuali mineral ikutan radioaktif. Ketentuan dari UU 4/2009 ini sejalan dengan ketentuan dalam Pasal 2 ayat (2) UU 10/1997 dimana bahan galian nuklir/mineral radioaktif sebagai salah satu golongan bahan nuklir dikuasai oleh Negara dan pemanfaatannya diatur dan diawasi oleh Pemerintah. Artinya adalah bahan galian nuklir/mineral radioaktif yang berasal dari hasil sampung pertambangan mineral umum harus dikembalikan ke Negara.

Permasalahannya adalah UU 10/1997 tidak mengatur secara eksplisit tentang bahan galian nuklir/mineral radioaktif yang berasal dari hasil sampung pertambangan mineral umum ini. Padahal hasil sampung dari pertambangan mineral umum ini memiliki potensi bahaya yang sangat besar.

Berdasarkan Pasal 15 huruf b UU 10/1997 fungsi pengawasan BAPETEN ditujukan untuk menjamin keselamatan dan kesehatan pekerja dan anggota masyarakat serta perlindungan terhadap lingkungan hidup. Mengingat sifat dan potensi bahaya dari bahan galian nuklir/mineral radioaktif itu sendiri, dan belum adanya pengaturan yang terperinci terhadap bahan galian nuklir/mineral radioaktif dari hasil sampung pertambangan umum ini

maka BAPETEN dapat menginisiasi pengawasan dalam bentuk penerbitan peraturan dan inspeksi. Adapun dalam bentuk perizinan, sebagaimana dalam penjelasan sebelumnya, adalah tidak dimungkinkan karena UU 4/2009 dan UU 10/1997 sudah membatasi hanya dalam perizinan penambangan saja.

BAPETEN sudah pernah menerbitkan izin penyimpanan bahan galian nuklir/mineral radioaktif dari hasil sampung pertambangan mineral logam, dalam hal ini timah. Dan pada prakteknya menjadi tidak sesuai dengan yang diharapkan karena pemegang izinnya kemudian mengalami kesulitan finansial sehingga bahan galian nuklir/mineral radioaktif yang disimpan oleh pemegang izin menjadi hilang karena kecurian/

Sebenarnya pemberian izin terhadap penyimpanan bahan galian nuklir/mineral radioaktif yang secara peraturan perundang-undangan sudah ditetapkan menjadi milik negara tidaklah tepat. Dalam UU 10/1997 memang diatur bahwa penyimpanan adalah salah satu bentuk pemanfaatan tenaga nuklir. Namun, sebagai regulator BAPETEN juga tidak sepatutnya menerapkan ketentuan menyimpan ini secara zakelijk. Perlu diingat pemegang izin dalam hal ini tidak memiliki keuntungan ekonomi dari bahan galian nuklir/mineral radioaktif yang mereka simpan, karena secara hukum bahan galian nuklir/mineral radioaktif tersebut sudah direduksi sampai dengan tidak ada nilai ekonomisnya sama sekali kecuali dimanfaatkan oleh negara. Akan lebih tepat kalau pemegang izin penyimpanan tersebut pada awal pengajuan IUP Operasi Produksi men-declare bahwa pertambangan mineral logam yang mereka lakukan menghasilkan bahan galian nuklir/mineral radioaktif sebagai hasil samping. Dan BAPETEN bekerja sama dengan Kementerian ESDM dari awal menyediakan produk hukum registrasi untuk mempermudah pengawasan BAPETEN. Dengan adanya registrasi dari awal pengajuan IUP Operasi Produksi maka BAPETEN sudah mengetahui tentang adanya potensi bahaya radiasi dari kegiatan pertambangan tersebut.

Dalam hal ini adalah kewajiban Negara yang secara konstitusional sudah ditetapkan sebagai penguasa atas kekayaan alam yang dikandung bumi Indonesia untuk mengamankan hasil samping tersebut. Banyak pendapat yang muncul bahwa BATAN sebagai badan pelaksana yang ditetapkan UU 10/1997 adalah satu-satunya lembaga negara yang berkewajiban untuk mengamankan bahan galian nuklir/mineral radioaktif tersebut. Namun, mengingat berdasarkan Pasal 15 huruf b salah satu tujuan pengawasan adalah menjamin keselamatan dan kesehatan pekerja dan anggota masyarakat serta perlindungan terhadap lingkungan hidup, maka BAPETEN juga memiliki kewajiban yang sama untuk mengamankan kekayaan negara tersebut.

4.4. Pengisian Kekosongan Hukum dalam Pengaturan Pertambangan Bahan Galian Nuklir/Mineral Radioaktif

Seperti yang sudah dijelaskan di atas, sampai saat ini belum ada Peraturan Pemerintah pelaksana UU 4/2009 ataupun UU 10/1997 yang mengatur ketentuan IUP Operasi Produksi pertambangan bahan galian nuklir/mineral radioaktif. Sepertinya ada kegamangan hukum dalam penafsiran ketentuan mineral radioaktif dalam UU 4/2009. Sementara jika ditarik dari UU 10/1997 ada kegamangan hukum dalam pelaksanaan perusahaan bahan galian nuklir/mineral radioaktif yang hak eksklusifnya dimiliki BATAN sebagai badan pelaksana.

Dalam hal ini BAPETEN sebagai regulator pemanfaatan tenaga nuklir harus berani melakukan terobosan hukum dengan tetap berpegang dengan ketentuan yang sudah ditetapkan dalam UU 10/1997. Menurut Paul Scholten, hukum itu merupakan suatu sistem yang terbuka (*open systeem van het recht*). Bahwa dengan pesatnya kemajuan dan perkembangan teknologi dan kebutuhan zaman, menyebabkan aturan harus lebih dinamis.[6]

Berhubungan dengan itulah menimbulkan konsekuensi, bahwa BAPETEN sebagai lembaga negara bantu (*auxiliary state organ*) dalam pengawasan pemanfaatan tenaga nuklir harus dapat dan bahkan berkewajiban memenuhi kekosongan yang ada dalam sistem hukum asalkan tidak melampaui kewenangan yang sudah ditetapkan peraturan perundang-undangan (*Ultra Vires*).

Negara dalam hal ini diwakilkan oleh BAPETEN harus hadir dalam setiap sendi pemanfaatan tenaga nuklir. Negara tidak boleh membiarkan masyarakatnya berada di bawah ancaman radiasi dan teror keamanan dari bahan galian nuklir/mineral radioaktif yang tidak terdeteksi dan terdata secara jelas.

BAPETEN bisa menafsirkan secara ekstensif Pasal 16 UU 10/1997 bahwa dalam rangka memperhatikan keselamatan, keamanan, dan ketenteraman, kesehatan pekerja dan anggota masyarakat, serta perlindungan terhadap lingkungan hidup, BAPETEN bisa mengeluarkan produk hukum baru di luar perizinan dalam hal pengawasan pertambangan bahan galian nuklir/mineral radioaktif.

Misalnya saja rekomendasi teknis bagi keluarnya IUP Operasi Produksi yang akan dikeluarkan Kementerian ESDM, registrasi deklarasi hasil samping bahan galian nuklir/mineral radioaktif dari pertambangan mineral umum, dan bahkan menyediakan safehouse bagi hasil samping bahan galian nuklir/mineral radioaktif dari pertambangan mineral umum.

Apabila ketentuan-ketentuan dalam UU 10/1997 ditafsirkan secara restriktif tentunya pengaturan tentang pertambangan bahan galian nuklir/mineral radioaktif akan terus kesulitan mencari dasar hukum dan pengaturannya juga tidak akan memiliki daya paksa sampai diamandemennya UU 10/1997.

5. KESIMPULAN DAN SARAN

Dari penjelasan singkat di atas dapat ditarik kesimpulan sebagai berikut:

1. Pengawasan pertambangan bahan galian nuklir/mineral radioaktif tetap mengacu kepada Undang-Undang Nomor 4 Tahun 2009 tentang Pertambangan Mineral dan Batubara;
2. Kewenangan BAPETEN sebagai regulator pemanfaatan tenaga nuklir dalam kegiatan pertambangan bahan galian nuklir/

mineral radioaktif hanya pada tahapan penambangan;

3. Dengan menafsirkan secara ekstensif terhadap ketentuan dalam Pasal 16 Undang-Undang Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran, BAPETEN bisa mengeluarkan produk hukum baru di luar perizinan dalam hal pengawasan pertambangan bahan galian nuklir/mineral radioaktif, yaitu rekomendasi teknis dan registrasi.
4. Negara tidak boleh absen dalam mengawasi pertambangan bahan galian nuklir/mineral radioaktif dan hasil samping pertambangan mineral umum yang mengandung bahan galian nuklir/mineral radioaktif mengingat potensi bahaya yang ditimbulkan. Untuk itu BAPETEN harus berani melakukan terobosan hukum dengan tetap tidak melampaui kewenangan yang sudah ditetapkan peraturan perundang-undangan (*Ultra Vires*)

DAFTAR PUSTAKA

- [1] **Republik Indonesia**, (2009); *Lembaran Negara Republik Indonesia Tahun 2009 Nomor 4, Undang-Undang Nomor 4 Tahun 2009 tentang Pertambangan Mineral dan Batubara*;
- [2] **Republik Indonesia**, (1997); *Lembaran Negara Republik Indonesia Tahun 1997 Nomor 23, Undang-Undang Nomor 10 tahun 1997 tentang Ketenaganukliran*;
- [3] **Republik Indonesia**, (1967); *Lembaran Negara Republik Indonesia Tahun 1967 Nomor 22, Undang-Undang Nomor 11 Tahun 1967 tentang Ketentuan-Ketentuan Pokok Pertambangan*;
- [4] **Republik Indonesia**, (2011); *Lembaran Negara Republik Indonesia Tahun 2011 Nomor 82, Undang-Undang Nomor 12 Tahun 2011 tentang Pembentukan Peraturan Perundang-Undangan*;
- [5] **Republik Indonesia**, (2010); *Lembaran Negara Republik Indonesia Tahun 2010 Nomor 29, Peraturan Pemerintah Nomor 23 Tahun 2010 tentang Kegiatan Usaha Pertambangan Mineral dan Batubara*;
- [6] **Nonet, Philippe dan Selznick, Philip**, (2008); *Hukum Responsif*, terj. Raisul Muttaqien, Nusa Media, Bandung, 2008.

TANYA JAWAB

1. **Penanya:** Rohani Angelia N

Pertanyaan:

- a) Apa peran batan dan bapeten dalam pengawasan dan pemanfaatan mineral ikutan dari timah?

Jawab:

- a) Yang bertanggungjawab pada pengawasan dan pemanfaatan adalah bapetenbekerjasama dengan pemda dan perusahaan.



Seminar Keselamatan Nuklir 2015 Makalah Penyaji Bidang Instalasi dan Bahan Nuklir

Prosiding
Seminar
Keselamatan
Nuklir
2015

PEMBELAJARAN KEJADIAN TAK BIASA PADA REAKTOR NON DAYA MELALUI IRSRR (*INCIDENT REPORTING SYSTEM FOR RESEARCH REACTOR*) DAN PENERAPANNYA DI INDONESIA

Liliana Yetta Pandi

Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir, BAPETEN, Jl. Gajah Mada No. 8 Jakarta 10120
p.liliana@bapeten.go.id

ABSTRAK

PEMBELAJARAN KEJADIAN TAK BIASA PADA REAKTOR NON DAYA MELALUI IRSRR (*INCIDENT REPORTING SYSTEM FOR THE RESEARCH REACTOR*) DAN PENERAPANNYA DI INDONESIA. Banyak kejadian tak biasa yang terjadi pada reaktor non daya dan telah dilakukan tindakan perbaikannya. Dari pengalaman kejadian/insiden dan tindakan korektifnya dapat dijadikan pembelajaran, oleh karena itu IAEA menyediakan sarana IRSRR (*Incident Reporting System for Research Reactor*) untuk Negara Anggota. IRSRR merupakan sarana saling berbagi informasi dalam hal mengatasi kejadian tak biasa pada reaktor non daya. Melalui IRSRR, organisasi pengoperasi reaktor non daya dapat memperoleh pembelajaran dari kejadian tak biasa pada reaktor non daya dan cara mengatasinya dari reaktor yang serupa. Pada makalah ini membahas tentang IRSRR dan kategori yang dengan kejadian tak biasa yang akan dilaporkan, dan penerapan IRSRR di Indonesia.

Kata kunci: reaktor non daya, kejadian tak biasa, pembelajaran, IRSRR

ABSTRACT

LESSON LEARNED OF UNUSUAL EVENT ON RESEARCH REACTOR THROUGH IRSRR (INCIDENT REPORTING SYSTEM FOR THE RESEARCH REACTOR) AND ITS IMPLEMENTATION IN INDONESIA. Many events/incidents that occur in research reactors and corrective action has been taken. From experience events/incidents and its corrective action can be used as lesson learned, therefore, IAEA provides the IRSRR (Incident Reporting System for Research Reactor) for Member States. IRSRR is a means of sharing information in terms of overcoming event/incident on research reactors. Through IRSRR, operating organization of research reactor can obtain the lesson learned of the events/incidents on research reactors and how to overcome them from a similar reactor. In this paper discusses IRSRR and categories of events/incidents will be reported and implementation of IRSRR in Indonesia.

Keyword: research reactor, events/incident, lesson learned, IRSRR

1. PENDAHULUAN

Saat ini Indonesia memiliki 3 reaktor non daya dan telah berumur di atas tiga puluh tahun. Banyak kejadian tak biasa yang telah dihadapi dan di atasi oleh pengoperasi reaktor. Kejadian tak biasa dan tindakan perbaikannya merupakan pembelajaran bagi pengoperasi reaktor lain sehingga kejadian tak biasa tidak terulang di reaktor lain yang serupa atau dapat mempelajari cara mengatasinya. Sehubungan dengan pembelajaran kejadian tak biasa dan tindakan perbaikannya maka IAEA menyediakan sarana IRSRR (*Incident Reporting System for Research Reactor*). IAEA mengembangkan kegiatan pertukaran informasi tentang kejadian tak biasa pada reaktor non daya dan tindakan korektifnya melalui pertemuan antar Negara Anggota (yang diwakili oleh koordinator nasional dan koordinator lokal) dan juga melalui situs IRSRR. Tujuan penulisan makalah ini adalah agar organisasi pengoperasi dapat melakukan pembelajaran kejadian tidak biasa dan tindakan korektifnya dari negara lain untuk reaktor yang serupa dan dapat melakukan pertukaran informasi kejadian tak biasa yang berhubungan dengan keselamatan.

2. POKOK BAHASAN

2.1. Dasar dan Tujuan IRSRR

IRSRR merupakan sistem berbasis web (*web-based*) yang sederhana, efisien dan efektif untuk pertukaran pembelajaran

penting dari pengalaman operasi reaktor non daya yang diperoleh dari Negara Anggota IAEA. Tujuan IRSRR adalah untuk meningkatkan keselamatan reaktor non daya melalui pertukaran informasi kejadian tak biasa yang terkait dengan keselamatan, dan untuk memastikan umpan balik yang tepat pada kejadian tak biasa pada reaktor non daya di seluruh dunia untuk membantu mencegah terjadinya atau terulangnya kejadian tak biasa atau insiden.

Pengumpulan sistematis dan evaluasi dari pengalaman operasi dengan kejadian tak biasa merupakan satu cara yang sangat bermanfaat untuk meningkatkan keselamatan. Suatu analisis kejadian tak biasa yang tepat dapat mengidentifikasi akar penyebab (*root cause*) dan memberikan pelajaran yang berharga untuk dipelajari oleh operator reaktor atau perancang reaktor.[1, 2]. Kejadian tak biasa dalam IRSRR adalah kejadian yang tidak biasa terkait dengan keselamatan termasuk insiden dan kecelakaan.

Pelaporan semua kejadian yang terjadi pada reaktor non daya, seperti yang didefinisikan dalam izin operasi, atau seperti yang disyaratkan oleh badan pengawas, atau seperti yang diuraikan dalam laporan analisis keselamatan. Kejadian tak biasa yang menyangkut peralatan eksperimen dan sampel iradiasi produksi radioisotop perlu juga dipertimbangkan.

IRSRR mengumpulkan, menjaga dan menyebarkan laporan kejadian tak biasa yang diterima dari anggota IAEA yang berpartisipasi dalam sistem IRSRR. Kejadian tak biasa yang dilaporkan IRSRR harus signifikansi terhadap keselamatan bagi masyarakat internasional dalam hal penyebab dan pelajaran.

Sebagai contoh, peristiwa yang memiliki konsekuensi potensial yang serius dalam hal keselamatan sebagai pendahuluan untuk kejadian-kejadian yang lebih serius. IRSRR berdasarkan komitmen sukarela dari Negara Anggota, sehingga manfaat dari pertukaran informasi IRSRR bergantung pada Negara Anggota, yang bertanggung jawab untuk memilih kejadian untuk dilaporkan ke IRSRR.

IAEA merekomendasikan bahwa setiap negara anggota menunjuk koordinator nasional (dari badan pengawas) dan koordinator lokal (dari organisasi pengoperasi). Setiap koordinator harus profesional, berpengalaman dengan reaktor non daya. IRSRR ini didasarkan pada prinsip bahwa setiap peserta akan memberikan informasi yang akurat tentang pengalaman dengan kejadian yang tidak biasa/tak biasa dalam reaktor non daya sehingga informasi tersebut tersedia untuk semua peserta lainnya. Kejadian yang tidak biasa terkait dengan keselamatan yang signifikan atau signifikan pada komunitas reaktor non daya diidentifikasi oleh koordinator nasional atau lokal dan dikirim ke IAEA. Pada tahun 2002 IRSRR ini tersedia pada situs IAEA. Selain menerima, menyimpan dan mendistribusikan informasi, IAEA mempersiapkan pelaporan berkala tentang kegiatan IRSRR dan mengatur pertemuan berkala untuk meninjau dan mengevaluasi materi yang tersedia pada kejadian yang tidak biasa/tak biasa.

2.2. Mekanisme Pembahasan dan Pelaporan Kejadian tak Biasa

Kejadian tak biasa dengan signifikan keselamatan atau kepentingan umum pada komunitas reaktor non daya diidentifikasi oleh koordinator nasional atau lokal dan diseleksi untuk pengirimannya ke IAEA. Jika koordinator nasional atau lokal mempertimbangkan suatu kejadian tak biasa yang signifikan keselamatannya tinggi, laporan pendahuluan dikirim ke IAEA segera mungkin. Laporan dapat disiapkan oleh koordinator nasional atau lokal tetapi untuk memastikan kualitas yang sama, koordinator nasional melakukan pemeriksaan kualitas sebelum pengiriman informasi ke IAEA. Laporan disiapkan sebagai dokumen tertulis dan juga diapkan secara elektronik untuk informasi komputer.

IAEA akan memproses laporan untuk penyimpanan dan pengiriman komputer yang tepat. Informasi yang tersimpan dalam pangkalan data (database) IRSRR yang dibuat tersedia bagi peserta sesuai dengan persyaratan yang rahasia dari koordinator nasional yang memasok laporan. Tanpa persyaratan khusus, semua laporan kejadian terbatas yakni hanya untuk penggunaan pejabat dalam komunitas reaktor non daya. Di samping menerima, menyimpan dan mendistribusikan informasi, IAEA menyiapkan laporan berkala kegiatan IRSRR dan mengorganisir pertemuan berkala untuk mereview dan mengevaluasi materi kejadian tak biasa yang tersedia.

2.3. Kategori Kejadian tak biasa yang Dilaporkan

Kejadian tak biasa/insiden yang dilaporkan ke IRSRR disebabkan oleh kategori berikut [1,5]:

1. Pelepasan zat radioaktif atau paparan radiasi yang tidak terantisipasi.
2. Degradasi penghalang dan sistem yang terkait dengan keselamatan.
3. Defisiensi desain, konstruksi, operasi (termasuk perawatan dan pengujian berkala), jaminan kualitas atau evaluasi keselamatan, termasuk piranti eksperimen dan fasilitas produksi radioisotop.
4. Masalah umum dari kepentingan keselamatan.
5. Tindakan yang berkonsekuensi/penting (*consequential actions*).
6. Kejadian yang berpotensi dari kepentingan keselamatan.
7. Pengaruh kejadian eksternal tak biasa apakah dari ulah manusia atau alam.

Kejadian tak biasa yang memenuhi salah satu atau lebih kriteria berikut dapat dipertimbangkan untuk pelaporan IRSRR [1, 6]:

1. Kejadian tak biasa yang mengidentifikasi pembelajaran yang memberikan komunitas reaktor non daya internasional untuk mencegah terulangnya kejadian serupa atau untuk menghindari terjadinya kejadian tak biasa yang lebih berat dalam persyaratan keselamatan; atau
2. kejadian tak biasa adalah kejadian yang secara potensial penting atau berat dalam persyaratan dari implikasi keselamatan atau apakah kejadian yang berpotensi mengurangi pertahanan berlapis secara signifikan; atau
3. kejadian tak biasa merupakan akibat dari kejadian serupa yang sebelumnya telah dilaporkan ke IRSRR, tetapi merupakan identifikasi pembelajaran yang baru.

IRSRR lebih memberikan informasi teknis mengenai akar penyebab kejadian (*cause analysis*) dan tidak dipublikasikan untuk masyarakat umum, hal ini berbeda dengan sistem pelaporan INES (*International Nuclear Event Scale*). INES memberikan informasi umum untuk media dan masyarakat mengenai urutan dampak yang ditimbulkan suatu kejadian berdasarkan analisis konsekuensi (*consequence analysis*).

3. METODOLOGI

Metodologi yang digunakan dalam penulisan makalah ini adalah sebagai berikut:

1. Melakukan tinjauan pustaka terkait dengan IRSRR.
2. Melakukan diskusi dengan fasilitas reaktor terkait penerapan IRSRR di Indonesia.

4. PEMBAHASAN

Dalam penerapan IRSRR di Indonesia, Indonesia telah menentukan koordinator nasional dan koordinator lokal. Koordinator nasional yang menjadi penghubung ke IAEA dalam hal pengiriman laporan melalui sistem elektronik atau melalui situs IRSRR, Koordinator nasional adalah dari BAPETEN. Koordinator lokal adalah dari pengoperasi non daya masing-masing (TRIGA 2000, KARTINI dan RSG GA Siswabessy).

Sebelum laporan kejadian atau insiden dilaporkan ke IAEA dilakukan pertemuan antara koordinasi nasional dan koordinator lokal. Pada pertemuan tersebut, dilakukan pembahasan tentang kejadian tak biasa mana yang akan dilaporkan ke IAEA sesuai format pelaporan. Format pelaporan dapat dilihat pada **Tabel 1**.

Adapun format pelaporan yang terdapat pada **Tabel 1** berisi:

1. Pengisian Lembar Pelaporan.
2. Uraian Narasi.
3. Investigasi Kejadian tak biasa dan Analisis/Kajian Keselamatan.
4. Investigasi Kasus dan Tindakan koreksi.
5. Pembelajaran.
6. *Guide Word*.

Laporan ditulis dalam bahasa Inggris. Jika perlu, gambar dapat digabungkan. Penggunaan akronim dan simbol harus dihindarkan. Direkomendasikan untuk menggunakan satuan SI.

Aspek atau pertimbangan yang dimasukkan pada uraian kejadian:

1. Status reaktor non daya sebelum kejadian.
2. Bagaimana operator mengetahui kejadian.
3. Tindakan operator terkait dengan kejadian.
4. Sistem, komponen atau perangkat eksperimen yang terkait dengan kejadian.
5. Konsekuensi langsung dari kejadian, termasuk informasi yang mempengaruhi SSK reaktor.
6. Diagram atau gambar yang terkait kejadian; dan
7. Kejadian tak biasa lain yang mungkin terkait dengan kejadian.

Karena banyak variasi dalam desain dan konfigurasi reaktor non daya di dunia, hal ini berguna untuk memberikan uraian singkat dan/atau informasi latar belakang dari sistem yang terpengaruh.

Indikasi defisiensi yang berkaitan dengan keselamatan diuraikan dalam pelaporan.

Investigasi dilakukan untuk menentukan akar penyebab kejadian dan kajian konsekuensi keselamatan dan implikasi kejadian. Khususnya, aspek dan investigasi difokuskan pada:

1. Tiap pelanggaran batas keselamatan, pengesetan sistem keselamatan atau kondisi batas untuk keselamatan pengoperasian reaktor non daya.
2. Tiap pelanggaran persyaratan inspeksi berkala atau persyaratan administratif.
3. Analisis, termasuk perhitungan, untuk menentukan penyebab kejadian.
4. Review prosedur.
5. Kajian status dan sistem yang penting untuk keselamatan yang dipengaruhi/rusak.
6. Kajian kepentingan keselamatan dari kejadian dan apakah kejadian lebih parah pada kondisi alternatif yang layak.
7. Kajian dari kontribusi faktor manusia pada kejadian.

Tabel 1: Format Pelaporan [1]

IRSRR number *	Date of receipt *
Title	
Country	Date of incident: Type of reporting: Preliminary Main Follow-up: Follow-up expected:Yes/No
Research Reactor Name:	Power/daya:
Research Reactor code:	Designer/pendesain:
Reactor Type:	Start of operation/mulai operasi:
* To be completed by IAEA/Dilengkapi oleh IAEA	
Title:	
Abstract	
Narative Description	
Abnomal Event Investigation and Safety Assessment	
Cause Investigation and Corrective Action	
Lesson Learned	
Guide Word	

Investigasi penyebab dan tindakan korektif/perbaikan yang disampaikan dalam pelaporan adalah:

1. Hasil invstigasi penyebab yang diinvestigasi.
2. Tindakan korektif yang memperhatikan peralatan yang gagal/rusak/dipengaruhi.
3. Tindakan untuk mencegah terjadinya kejadian mendatang yang serupa (misal modifikasi desain, merevisi prosedur atau program pengujian berkala, pelatihan personil, perubahan batasan dan kondisi operasi).
4. Tindakan surveilans

Pembelajaran yang dilaporkan sesuai dengan klasifikasi:

1. Desain dan konstruksi
2. Analisis keselamatan
3. Batasan dan kondisi operasi
4. Perawatan dan pengujian berkala
5. Prosedur
6. Pemanfaatan
7. Proteksi radiasi
8. Perencanaan kedaruratan
9. Jaminan kualitas/mutu

10. Pelatihan dan kualifikasi personil

11. Peralatan

Pada pelaporan diberi kode tentang kejadian tak biasa yang tertuang dalam daftar Guide Word. Guide Word merupakan cara yang disederhanakan untuk mencari dan mendapat informasi kejadian secara komputer. Daftar ini diperoleh dengan pemberian kode numerik pada sistem khusus, akar penyebab, konsekuensi, dan lain-lain yang secara umum mengkarakteristik kejadian reaktor penelitian.

koordinasi nasional dan koordinator lokal memilih kode guide word yang sesuai dari daftar kata-kata yang berkaitan yang benar-benar mendeskripsikan parameter-parameter penting kejadian yang dilaporkan. Jika lebih dari satu kode yang digunakan untuk mendeskripsikan sebuah parameter khusus (seperti yang sering terjadi) harus dipilih semua kode yang sesuai. Pentabelan parameter kejadian dan pengkodean dapat dilihat pada **Gambar 1** di bawah ini. Untuk keperluan pengkodean parameter kejadian atau deskripsi yang diperlihatkan pada **Gambar 1** dibagi menjadi sembilan kelompok besar yang meliputi:

1. Kategori pelaporan
2. Status plant sebelum kejadian
3. Sistem yang gagal/terpengaruh
4. komponen yang gagal/terpengaruh
5. Penyebab Kejadian
6. Pengaruh terhadap operasi
7. Karakteristik kecelakaan
8. Kegagalan atau kesalahan
9. Tindakan pemulihan

	Parameter Kejadian	Kode
1	Kategori pelaporan	000000 000000 000000
2	Status instalasi sebelum kejadian	000000 000000 000000
3	Sistem yang rusak/terpengaruh	000000 000000 000000
4	Komponen yang rusak gagal/ terpengaruh	000000 000000 000000
5	Penyebab Kejadian	000000 000000 000000
6	Dampak terhadap Operasi	000000 000000 000000
7	Karakteristik Kejadian	000000 000000 000000
8	Sifat Kerusakan Kegagalan atau Kesalahan	000000 000000 000000
9	Sifat Tindakan Pemulihan	000000 000000 000000

Gambar 1: Parameter Kejadian dan Kode [1, 3]

Kategori kejadian tak biasa yang berpotensi pada keselamatan yang signifikan keselamatan diperuntukan untuk memasukkan kejadian pada keadaan yang berbeda atau intensitas yang lebih besar yang dapat mempunyai kepentingan keselamatan. Misalnya:

1. Kejadian yang mempunyai konsekuensi tidak penting tetapi dipertimbangkan untuk pendekatan situasi nyaris/near miss atau tanda dari kejadian yang lebih serius.
2. Suatu kejadian yang mengidentifikasi satu kegagalan penyebab umum yang penting.

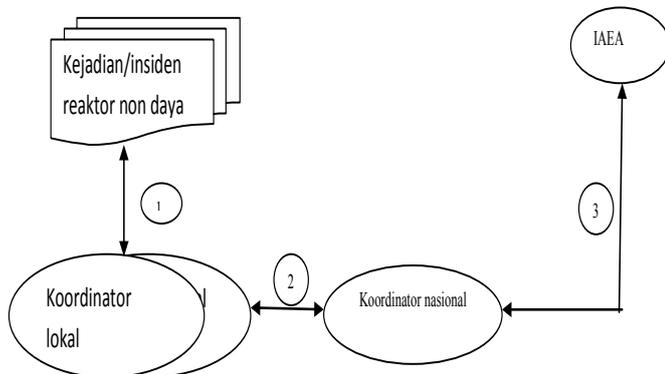
Mekanisme pembahasan dan pelaporan kejadian tak biasa reaktor non daya di Indonesia dapat dilihat pada **Gambar 2** di bawah ini.

Pada **Gambar 2** menjelaskan tentang mekanisme pembahasan dan pelaporan kejadian yang akan disampaikan IAEA sebagai berikut:

1. Pembahasan kejadian tak biasa yang akan disampaikan ke BAPETEN nasional pada pertemuan yang dikoordinir oleh koordinator nasional.
2. Pembahasan dan pelaporan kejadian tak biasa yang telah

dibahas dengan koordinator lokal disampaikan ke IAEA melalui pertemuan yang dikoordinir oleh IAEA maupun melalui situs IRSRR dilakukan di fasilitas oleh koordinator lokal.

3. Pembahasan dan pelaporan kejadian tak biasa disampaikan oleh koordinator lokal dan koordinator



Gambar 2: Mekanisme Pembahasan dan Pelaporan Kejadian tak biasa Reaktor Non Daya di Indonesia [4]

Koordinator nasional dan/atau koordinator lokal yang hadir dalam pertemuan yang diselenggarakan oleh IAEA mendesiminasikan informasi kejadian tak biasa/insiden reaktor non daya dan tindakan korektifnya dari reaktor non daya yang serupa yang diperoleh dari pelaporan yang disampaikan oleh Negara Anggota kepada koordinator nasional dan/atau koordinator lokal. Desiminasi informasi ini terbatas untuk pengoperasi reaktor non daya dan badan pengawas. Desiminasi ini dilakukan dalam pertemuan koordinasi koordinator nasional dan koordinator lokal.

Sejak tahun 2006 sampai saat ini koordinator nasional dan koordinator lokal telah mengumpulkan laporan kejadian tak biasa, baik untuk pangkalan data di BAPETEN (untuk kejadian yang dilaporkan ke IAEA) maupun pangkalan data IAEA. Untuk pelaporan kejadian tak biasa yang dilaporkan ke IAEA telah disepakati bersama antara koordinator nasional dan koordinator lokal. Pangkalan data ini diharapkan dapat menyediakan informasi berharga mengenai pengalaman pengoperasian reaktor yang berharga dalam mengevaluasi prioritas keselamatan reaktor baik bagi pihak pengoperasi reaktor maupun BAPETEN.

Sebagai contoh Indonesia mendapat pembelajaran dari kejadian, penyebab kejadian dan tindakan perbaikan dari bocornya tabung berkas reaktor di Bangladesh. Penyebab kejadian bocornya tabung berkas pada reaktor di Bangladesh adanya kerusakan korosi dalam bentuk pengausan logam dan lubang di permukaan bagian bawah dalam pipa aluminium. Noda cokelat terdapat pada permukaan pipa SS, tapi tidak ada lubang atau tanda pengausan logam. Dilakukan analisis endapan yang dikumpulkan dari dalam tabung berkas dengan EDX (*Energy Dispersive X-ray*) menunjukkan adanya oksigen, karbon, timbal, silikon dan aluminium. Sifat rapuh dan kerosok dari beberapa serpihan menunjukkan adanya hidroksida di dalamnya. Analisis menunjukkan bahwa kerusakan dalam hal korosi telah dimulai pada antarmuka Al-SS dan soket SS yang digunakan untuk menutupi celah yang melingkar antara SS dan Al pipa. Telah dilakukan perbaikan untuk berkas tabung reaktor yang bocor ini dengan mendesain dan memasang

clamp/penjepit pada tabung berkas yang bocor. Pembelajaran yang diperoleh dari kejadian ini tidak adanya inspeksi rutin terhadap tabung berkas neutron dan prosedur perawatan tidak mensyaratkan adanya inspeksi rutin terhadap tabung berkas neutron [5].

5. KESIMPULAN

Dari pembahasan di atas dapat diperoleh kesimpulan bahwa:

1. IRSRR adalah sarana untuk saling berbagi informasi dan merupakan sistem yang cukup efektif dan efisien dalam hal bertukar pengalaman dan pembelajaran dari kejadian tak biasa pada reaktor non daya.
2. Mekanisme pengiriman laporan kejadian tak biasa yang dilakukan oleh Indonesia sudah memenuhi pedoman IRSRR yang diterbitkan oleh IAEA.
3. Untuk menghindari terjadinya kecelakaan atau untuk melakukan perbaikan pada kejadian tidak biasa yang sama pada reaktor yang serupa, koordinator nasional mengumpulkan dan menganalisis data kejadian tak biasa dari internasional (yang diperoleh dari pertemuan dengan IAEA maupun dari situs IRSRR-IAEA) dan pertemuan dengan koordinator lokal, seperti kejadian tabung berkas bocor pada reaktor Bangladesh.
4. IRSRR telah diterapkan di Indonesia, dan Indonesia (baik koordinator nasional maupun koordinator lokal) telah berpartisipasi dengan mengirimkan laporan kejadian tak biasa dalam pertemuan yang diselenggarakan oleh IAEA maupun ditampilkan pada situs IRSRR-IAEA.
5. Diharapkan manajemen pengoperasi mempunyai budaya terbuka bila kejadian tak biasa ini diketahui oleh Negara Anggota, karena laporan kejadian tak biasa ini tidak dipublikasikan untuk umum tetapi untuk komunitas pengoperasi dan pengawas reaktor non daya di bawah naungan IAEA.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] IAEA, (2000); *Guide on Incident Reporting System for Research Reactors*; Vienna.
- [2] IAEA, (1989); *Systems for Reporting Unusual Events in Nuclear Power Plants, Safety Series No. 93*; Vienna.
- [3] Mariatmo, A., Edison, Sukmana, J., (2006); *Sistem Pelaporan Kejadian di RSG-GAS, Prosiding Seminar Keselamatan Nuklir, ISSN: 1412-3258, BAPETEN, Jakarta.*
- [4] Dewanto, P. dan Himawan, D., (2012); *FINAS sebagai Sarana Pembelajaran bagi Badan Pengawas dan Fasilitas Instalasi Nuklir Non Reaktor di Indonesia, Prosiding Seminar Keselamatan Nuklir 2012, ISSN 1412-3258, hlm. 97-106, Jakarta.*
- [5] A. Ali, (2015); *Leakage in the Beam Port Tube of BAEC TRIGA Research Reactor of Bangladesh, Technical Meeting Incident Reporting Systems for Research Reactor; Bulgaria(laporan IRSRR).*
- [6] IAEA, (-); *Incident Reporting System for Research Reactors (IRSRR), <http://www-ns.iaea.org/tech-areas/research-reactor-safety/irsrr-home.asp>.*
- [7] El-sheikh, B. M., (2013); *Nuclear Reactors Event Reporting: The Egyptian Approach, and Challenges, New York Science Journal, 6(3), p. 21.*

TANYA JAWAB1. **Penanya:** *Veronica Tuka*Pertanyaan:

- a) Apakah Indonesia sebagai member state melaporkan secara rutin atau setiap tahun ke IAEA?

Jawab:

- a) Indonesia melaporkan kejadian dalam rangka IRRSR kepada IAEA tidak setiap tahun, tetapi apabila ada kejadian yang dapat dijadikan pembelajaran untuk memberstate IAEA, maka kejadian tersebut dilaporkan oleh koordinator nasional (Bapeten)

2. **Penanya:** *Budi Rohman*Pertanyaan:

- a) Bagaimana cara mengumpulkan informasi dari fasilitas agar tidak ada retensi untuk memberikan info kejadian untuk dijadikan laporan dalam IRSRR !

Jawaban:

- a) Bapeten memohon informasi pada koordinator lokal untuk memberikan informasi kejadian yang telah ada tindakan korektifnya, dan sekarang ini koordinator lokal mulai terbuka dalam memberikan informasi.

3. **Penanya:** *Djarwanti RPS*Pertanyaan:

- a) Syarat apa (yang dimaksud) kejadian tak biasa yang dapat di sharing kan sebagai pembelajaran?
b) Bagaimana dengan instalasi produksi radioisotop, apakah formulir isian untuk sharing sama dengan IRSRR?

Jawaban:

- a) Kejadian tak biasa yang dapat di sharing sebagai pembelajaran adalah kejadian yang sudah ada tindakan korektifnya, sehingga dapat dijadikan pembelajaran untuk instalasi yang serupa untuk kejadian yang sama.
b) Untuk formulir pembelajaran bagi instalasi produksi radioisotop dapat digunakan formulir FINA

4. **Penanya:** *Daddy Setyawan*Pertanyaan:

- a) Terkait format laporan apakah ada perubahan yang bisa dilakukan? Seperti evaluasi bentuk laporan setiap periode tertentu?

Jawaban:

Terkait format laporan IRSRR masih seperti yang ditentukan oleh IAEA.

Untuk pembelajaran IRSRR yang akan datang, Bapeten akan memasukkan unsur ITO (Individual Technology dan Organization).



Seminar Keselamatan Nuklir 2015 Makalah Penyaji Bidang Instalasi dan Bahan Nuklir

Prosiding
Seminar
Keselamatan
Nuklir
2015

TANTANGAN PENERAPAN *CODE OF CONDUCT ON SAFETY OF THE RESEARCH REACTOR*

Liliana Yetta Pandi

Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Keselamatan Instalasi dan Bahan Nuklir - Badan Pengawas Tenaga Nuklir, Jl. Gajah Mada No. 8, Jakarta 10120, Indonesia
p.liliana@bapeten.go.id

ABSTRAK

TANTANGAN PENERAPAN *CODE OF CONDUCT ON SAFETY OF THE RESEARCH REACTOR*. *Code of Conduct on the Safety of Research Reactor* (selanjutnya ditulis CoC) diadopsi oleh Dewan Gubernur IAEA dan disahkan oleh Konferensi Umum pada tahun 2004. Penyusunan CoC berlangsung selama beberapa tahun dan diikuti surat kepada Direktur Jenderal keselamatan reaktor non daya dari *International Nuclear Safety Advisory Group* (INSAG). CoC ini merupakan instrumen legal internasional yang tidak mengikat yang dirancang untuk menjadi pedoman bagi Negara, antara lain, pengembangan dan harmonisasi kebijakan, undang-undang dan peraturan tentang keselamatan reaktor non daya. CoC ini berisi panduan tentang praktik terbaik yang diarahkan ke Negara, kepada badan pengawas dan organisasi pengoperasi. Karena bersifat yang tidak mengikat, CoC tidak termasuk mekanisme untuk implementasi berdasarkan proses ratifikasi dan partisipasi dalam pertemuan formal yang menerapkan Konvensi Keselamatan Nuklir dan Konvensi Gabungan. Meskipun demikian, proses untuk pertukaran informasi dan bentuk peer review yang sedang dipertimbangkan oleh Negara Anggota. Status bersifat tidak mengikat dari CoC dan akibatnya mekanisme lebih informal untuk implementasi mungkin menjadi keuntungan dalam pendekatan bertingkat untuk berbagai jenis reaktor non daya, status reaktor dan isu-isu keselamatan yang dihadapi. Beberapa tantangan harus dihadapi dalam penerapan CoC. Dalam makalah ini menyajikan tentang tantangan dalam penerapan CoC dengan melakukan studi literatur. Tujuan penulisan makalah ini adalah untuk mengetahui tantangan yang dihadapi dalam penerapan CoC di Indonesia, tantangan yang dihadapi adalah belum menyusun peraturan yang rinci tentang pemadaman reaktor yang diperpanjang dan faktor manusia. Peraturan yang sudah ada masih bersifat umum.

Kata kunci: *Code of Conduct*, penerapan, reaktor non daya.

ABSTRACT

THE CHALLENGE OF CODE OF CONDUCT ON THE SAFETY OF RESEARCH REACTOR IMPLEMENTATION. *Code of Conduct on the Safety of Research Reactors* (hereinafter written CoC) was adopted by the IAEA Board of Governors and endorsed by the General Conference in 2004. The development of the CoC take for several years and followed a letter by the International Nuclear Safety Advisory Group (INSAG) to the Director General of the research reactor safety. This CoC is international legal instruments that are not binding designed to serve as guidelines for the State, among others, the development and harmonization of policies, laws and regulations on research reactor safety. CoC provides guidance on best practices that are directed to the State, to the regulatory body and the operating organization. Because CoC is not binding nature, the CoC does not include mechanisms for implementation based on the process of ratification and participation in formal meetings that implement the Convention on Nuclear Safety and the Joint Convention. However, the process for the exchange of information and forms of peer review that is being considered by the Member States. Status of the CoC is non-binding and consequently more informal mechanisms for implementation may be an advantage in a graded approach to various types of research reactors, their status and safety issues faced. Some Challenges shall be faced to CoC implementation. This paper presents the challenges in the implementation of the CoC by studying literature. The purpose of this paper is to investigate the challenges faced in the implementation of the CoC in Indonesia, the challenge is not established the detail regulations on extended reactor shutdown and human factors. The existing regulations govern the extended shutdown and human factor are still common.

Keyword: *Code of Conduct*, implementation, research reactor.

1. PENDAHULUAN

Penyusunan CoC berdasarkan pada surat yang dikirim oleh International Nuclear Safety Advisory Group (INSAG) kepada Direktur Jenderal IAEA pada bulan November 1998 dan April 2000. Dalam surat tersebut, INSAG mendapatkan isu-isu yang menarik perhatian misalnya bertambahnya usia reaktor non daya; jumlah reaktor non daya yang tidak beroperasi, namun belum didekomisioning; dan jumlah reaktor non daya di negara-negara yang tidak memiliki otoritas regulasi yang tepat. Laporan INSAG menunjukkan bahwa, pengeluaran bahan bakar dari reaktor non daya yang tidak dicakup pada konvensi keselamatan internasional. INSAG menyarankan bahwa protokol Konvensi Keselamatan Nuklir diperluas untuk mencakup reaktor non daya.

Pada September 2000, Konferensi Umum IAEA mengeluarkan resolusi yang meminta "Sekretariat untuk terus bekerja pada pilihan pemeriksaan untuk memperkuat pengaturan keselamatan nuklir internasional untuk reaktor non daya sipil, dengan mempertimbangkan masukan dari INSAG". Pada bulan Mei 2001 suatu kelompok kerja yang diselenggarakan oleh sekretariat merekomendasikan penyusunan CoC yang jelas akan menetapkan atribut yang diinginkan untuk pengelolaan keselamatan reaktor non daya sebagai salah satu unsur rencana aksi internasional tentang keselamatan reaktor non daya. Rekomendasi tersebut diambil oleh Dewan Gubernur dan disahkan oleh Konferensi Umum pada bulan September 2001. Selanjutnya, pertemuan terbuka untuk penyusunan CoC dilakukan pada tahun 2002 dan

2003. CoC diadopsi oleh Dewan Gubernur IAEA Pada Maret 2004 dan disahkan di korenferensi umum pada tahun 2004.

Tujuan penulisan makalah untuk mengkaji apakah penerapan CoC telah diterapkan di Indonesia dan tantangan yang dihadapi oleh Indonesia dalam penerapan CoC.

2. POKOK BAHASAN

CoC adalah instrumen legal internasional yang tidak mengikat. Sifat non-mengikat CoC dinyatakan dengan jelas dalam teks-nya. Pada Pembukaan/Pendahuluan CoC menyatakan bahwa Negara anggota IAEA “memutuskan bahwa CoC menjadi hendaknya menjadi pedoman bagi Negara untuk, antara lain, pengembangan dan harmonisasi kebijakan, undang-undang dan peraturan tentang keselamatan reaktor non daya” [1,2]. CoC sendiri mengacu pada penerapan pedoman CoC dan terdiri dari pernyataan “hendaknya.” Negara Anggota telah sangat menekankan sifat tidak mengikat dari CoC. Resolusi Konferensi Umum pada tahun 2004 mendorong negara anggota untuk menerapkan pedoman CoC untuk pengelolaan reaktor non daya; dan meminta sekretariat untuk terus membantu negara anggota dalam pelaksanaan CoC dan terkait pedoman keselamatan dalam sumber daya yang tersedia.

Struktur CoC terdiri dari pendahuluan, ruang lingkup dan definisi, batang tubuh CoC menetapkan pedoman untuk peran negara, peran badan pengawas dan operan rganisasi pengoperasi, serta untuk peran IAEA. CoC menganjurkan penggunaan standar keselamatan IAEA, penggunaan pendekatan bertingkat yang bterkait dengan bahaya, dan bahwa, jika dalam kesulitan, Negara dapat berkomunikasi tentang kesulitan dan bantuan yang diperlukan pada IAEA. Peran utama Negara adalah menyiapkan undang-undang dan peraturan; membangun dan mendukung badan pengawas; memastikan sistem untuk pendanaan operasi, pemadaman yang diperpanjang dan dekomisioning yang selamat; meninjau keselamatan reaktor non daya yang ada; dan memastikan pengelolaan yang selamat dari setiap reaktor non daya pada pemadaman yang diperpanjang (*extended shutdown*) [1].

Badan pengawas dan organisasi pengoperasi memiliki ketentuan yang berhubungan dengan: penilaian dan verifikasi keselamatan; sumber daya keuangan dan manusia; jaminan mutu; faktor manusia; proteksi radiasi; kesiapsiagaan darurat; tapak; desain, konstruksi dan komisioning; operasi, perawatan, modifikasi dan utilisasi; pemadaman yang diperpanjang; dan dekomisioning. Peran IAEA adalah untuk menyebarkan CoC dan informasi terkait secara luas; membantu negara anggota dalam penerapan CoC; dan mengumpulkan dan menyebarkan informasi yang berkaitan dengan keselamatan reaktor non daya, memberikan layanan keselamatan review, mengembangkan dan menetapkan standar teknis yang relevan dan menyediakan penerapan standar tersebut atas permintaan setiap Negara.

Pada CoC menguraikan Peran Badan Pengawas yaitu [1,2]:

1. melaksanakan proses penerbitan izin, inspeksi dan pengkajian pengawasan, menegakkan peraturan yang berlaku, meninjau dan mengkaji laporan/dokumen keselamatan dari organisasi pengoperasi;
2. mewajibkan organisasi pengoperasi menyiapkan laporan analisis keselamatan dan mendapatkan izin tapak, konstruksi, komisioning, operasi, modifikasi, pemadaman reaktor yang diperpanjang, dan dekomisioning;
3. mewajibkan organisasi pengoperasi untuk melakukan tinjauan keselamatan berkala pada selang waktu yang telah ditetapkan oleh badan pengawas;
4. mewajibkan organisasi pengoperasi untuk menunjukkan telah memiliki sumber daya keuangan dan manusia yang cukup;
5. mewajibkan pelatihan bagi operator dan pengguna fasilitas eksperimen;

6. mewajibkan organisasi pengoperasi menyiapkan program jaminan mutu yang efektif di seluruh tahapan reaktor non daya;
7. mewajibkan organisasi pengoperasi mempertimbangkan faktor manusia sepanjang umur reaktor non daya;
8. mewajibkan dosis radiasi terhadap para pekerja dan masyarakat termasuk dosis lepasan ke lingkungan, berada di dalam batasan dosis nasional yang telah ditetapkan;
9. menetapkan kriteria untuk intervensi dalam keadaan kedaruratan, dan mewajibkan tersedianya program kesiapsiagaan yang memadai;
10. menetapkan kriteria untuk penentuan tapak bagi reaktor non daya;
11. mewajibkan agar desain menyediakan pertahanan berlapis dan keragaman serta redundansi dalam sistem keselamatan, konstruksi dilaksanakan sesuai dengan ketentuan, standar, spesifikasi, dan kriteria yang berlaku, dan program komisioning dilaksanakan oleh organisasi pengoperasi untuk memastikan bahwa reaktor telah memenuhi persyaratan desain;
12. mewajibkan organisasi pengoperasi menetapkan batasan dan kondisi operasi untuk reaktor non daya;
13. mewajibkan organisasi pengoperasi untuk mengklasifikasi modifikasi sesuai dengan bobot keselamatannya, dan memperbarui rekaman modifikasi dan perubahan pada reaktor non daya;
14. menetapkan persyaratan untuk pengelolaan limbah radioaktif yang dihasilkan dari reaktor non daya;
15. menetapkan kriteria keselamatan bagi reaktor non daya yang berada dalam status pemadaman yang diperpanjang, apabila perlu; dan
16. menetapkan kriteria untuk pelepasan dari kendali pengawasan bagi reaktor non daya yang telah didekomisioning.

3. METODOLOGI

Makalah ini disusun dengan melakukan studi kajian terhadap peraturan dan dokumen perizinan yang ada saat ini.

4. PEMBAHASAN

Peran badan pengawas diuraikan dengan jelas dalam CoC. Tantangan regulasi pertama adalah bagaimana CoC yang bersifat tidak mengikat dapat membantu meningkatkan keselamatan reaktor non daya? Hal ini dapat dilakukan dari pernyataan praktik terbaik internasional dalam keselamatan nuklir dengan membentuk penyusunan standar keselamatan reaktor non daya. CoC akan memiliki dampak yang luas terhadap keselamatan reaktor non daya yang diharapkan oleh negara anggota berkomitmen untuk berpartisipasi dalam menerapkan pedoman CoC dan ada mekanisme negara anggota berbagi pengalaman dan pembelajaran. Komunitas keselamatan dan radiasi perlindungan nuklir internasional menjadi terbiasa dengan gagasan review meeting yang terdapat proses yang relatif formal yang memerlukan penyerahan laporan negara, pertanyaan yang diajukan oleh negara-negara lain terhadap laporan dan peer review. Proses ini diadopsi dari Konvensi Keselamatan Nuklir dan Konvensi Gabungan pada Keselamatan Pengelolaan Bahan Bakar Bekas dan Keselamatan Pengelolaan Limbah Radioaktif.

Pada review meeting ketiga dari Konvensi Keselamatan Nuklir (sekitar 27 negara telah secara sukarela melaporkan reaktor non daya dalam laporan nasional mereka), Para Pihak menyampaikan resolusi sebagai berikut: “Setelah dipertimbangkan dampak positif dan manfaat dari proses review konvensi keselamatan nuklir untuk peningkatan keselamatan nuklir, para Pihak pada Konvensi keselamatan nuklir meminta Direktur Jenderal IAEA untuk mengadakan pertemuan bagi semua negara anggota yang akan

diundang. Tujuan dari pertemuan adalah untuk membahas cara terbaik untuk memastikan penerapan yang efektif dari CoC.”

Pada Desember 2005, perwakilan dari 31 negara membahas cara untuk memastikan penerapan CoC yang efektif. Pertemuan ini mengakui pentingnya pertukaran informasi sebagai bagian dari kerjasama internasional untuk meningkatkan dan menyelaraskan keselamatan reaktor non daya di seluruh dunia. Pada pertemuan ini juga menerima bahwa diperlukan fleksibilitas dalam mekanisme pertukaran informasi tentang keselamatan reaktor non dari laporan negara secara formal.

Pertemuan Desember 2005 sepakat bahwa harus ada pertemuan berkala untuk membahas topik yang berkaitan dengan penerapan CoC di negara-negara anggota. Pertemuan bertukar pengalaman dan pembelajaran, mengidentifikasi praktik yang baik dalam menerapkan CoC dan mendiskusikan rencana mendatang untuk penerapan CoC dalam hal meningkatkan keselamatan reaktor non daya. Pertemuan juga harus membahas kesulitan yang mungkin sedang dihadapi dan bantuan internasional atau IAEA yang mungkin dapat membantu mengatasi kesulitan-kesulitan tersebut dan memungkinkan negara untuk pemenuhan yang ada dalam CoC. Pada pertemuan Desember 2005 ini menyarankan bahwa ada pembahasan pada pertemuan berkala yang diambil dari dokumen/laporan yang diserahkan oleh negara anggota. Ditekankan bahwa dokumen/laporan yang diserahkan oleh negara harus bersifat informal, diajukan untuk tujuan pembahasan, dan tidak dianggap sebagai laporan nasional formal. Pada akhirnya, sifat tidak mengikat dari CoC dan konsekuensi dari kurangnya formalitas dalam mekanisme untuk bertukar informasi tentang penerapan CoC dapat menyebabkan keuntungan bagi negara Anggota [3].

Pada pertemuan tahun 2014, diwakili oleh 54 delegasi negara anggotapada pertemuan, Tiga puluh tiga delegasi mewakili organisasi operasi, dan 21 mewakili pemerintah atau badan pengatur. Tiga puluh tujuh negara anggota mempresentasikan tentang penerapan CoC di negaranya. Partisipasi besar dalam pertemuan internasional ini dan di pertemuan regional menunjukkan pengakuan yang meningkat dari CoC sebagai dokumen pedoman utama untuk pengelolaan reaktor non daya yang selamat. IAEA menyimpulkan bahwa wawasan dari penilaian diri dan analisis informasi dari sumber lain yang tersedia untuk Sekretariat IAEA menunjukkan bahwa, meskipun kemajuan penerapan CoC telah dicapai, beberapa bidang memerlukan perhatian lanjutan yaitu: [4]

1. Program inspeksi badan pengawas;
2. Pertimbangan faktor manusia dalam berbagai tahap umur hidup reaktor non daya;
3. pengkajian ulang Keselamatan yang berfokus pada penentuan tapak, analisis bahaya internal dan eksternal, dan kesiapsiagaan darurat;
4. manajemen penuaan;
5. pemutakhiran dokumen keselamatan;
6. Keselamatan pemadaman reaktor yang diperpanjang (*extended shutdown*), termasuk keputusan nasional tepat dari masa depan reaktor tersebut;
7. Perencanaan Dekomisioning dan pendanaan.

Beberapa tantangan regulasi dalam penerapan CoC yang menetapkan pedoman dalam tiga bagian utama: peran negara, peran badan pengawas dan peran organisasi operasi. Ketiganya perlu terlibat dalam diskusi tentang pelaksanaan CoC. Perbedaan dalam peran ini merupakan tantangan regulasi untuk BAPETEN. Pemerintah hanya memiliki kelompok keahlian keselamatan nuklir kecil dan dapat memanfaatkan BAPETEN dalam menerapkan beberapa peran negara. Tantangan peraturan umum lainnya adalah penerapan pendekatan bertingkat. CoC menyatakan bahwa terdapat banyak desain reaktor non daya yang berbeda dan tingkat daya mengakibatkan berbagai potensi bahaya, negara harus mengadopsi pendekatan bertingkat terhadap aplikasi pedoman CoC

ini sesuai dengan potensi bahaya, dengan tetap mempertahankan budaya keselamatan nuklir yang kuat. Pendekatan bertingkat Badan pengawas mungkin diterapkan pada peraturan untuk organisasi pengoperasi. Hal ini tidak hanya pada daya reaktor yang perlu diperhatikan, tetapi program utilisasi reaktor non daya. Perhatian terhadap budaya keselamatan nuklir yang kuat yang dipertahankan dalam pendekatan bertingkat perlu dipertimbangkan dengan cermat untuk arti praktis. Suatu tantangan lain adalah badan pengawas menetapkan kriteria untuk keselamatan reaktor non daya pada pemadaman yang diperpanjang.

Isu pemadaman reaktor diperpanjang merupakan isu yang kontroversial yang dibahas pembahasan dalam penyusunan CoC. Suatu Reaktor harus beroperasi dengan program pemanfaatan, atau harus di bawah program dekomisioning. Namun, seperti yang ditunjukkan oleh INSAG dalam rekomendasi, ada warisan reaktor non daya di negara anggota dalam keadaan tidak beroperasi tetapi tidak didekomisioning dan tidak di bawah pengawasan badan pengawas. Kondisi Status reaktor di dunia pada tahun 2014 yaitu 700 reaktor non daya, yang terdiri dari 234 reaktor yang dalam kondisi beroperasi, 142 reaktor dalam kondisi padam (*shutdown*), 13 reaktor dalam kondisi *shutdown* sementara dan 298 reaktor yang didekomisioning [4]. Tampaknya para perancang CoC menyadari untuk keselamatan pemadaman reaktor diperpanjang agar ditangani secara langsung. Tekad Negara dan ketersediaan sumber daya untuk badan pengawas dan organisasi untuk mengatasi pemadaman yang diperpanjang perlu didorong. Tentu saja, topik ini pemadaman yang diperpanjang harus didorong untuk dijadikan prioritas dalam pembahasan. Penerapan pedoman CoC yang terkait dengan dekomisioning juga harus menjadi prioritas.

Terdapat kebutuhan untuk peningkatan penerapan CoC yang terkait dengan pemadaman reaktor diperpanjang. Oleh karena itu, pertemuan 2014 merekomendasikan agar Sekretariat mempertimbangkan untuk para pengambil keputusan dari Negara Anggota yang memiliki reaktor non daya pada kondisi pemadaman reaktor diperpanjang untuk membuat keputusan nasional tentang masa depan reaktor tersebut.

Pada pertemuan tahun 2014, IAEA menyarankan agar dibuat suatu kriteria atau ketentuan yang mengatur pemadaman reaktor yang diperpanjang sesuai dengan kriteria yang ada dalam Technical Document (TecDoc) IAEA tentang *Extended Shutdown for Research Reactor* [4,5].

Peran BAPETEN sebagai badan pengawas seperti yang diuraikan di atas telah dilakukan, namun dalam hal pemadaman reaktor yang diperpanjang, BAPETEN tidak mengatur secara eksplisit tetapi dinyatakan secara umum dalam peraturan Kepala BAPETEN No. 2 tahun 2011 tentang Ketentuan Keselamatan Operasi Reaktor Non Daya [6]. Demikian juga untuk faktor manusia BAPETEN tidak mengatur secara rinci, hal ini diatur secara umum dalam Bab IV Manajemen Keselamatan dan keamanan Instalasi Nuklir, Bagian IV Faktor Manusia Pasal 64 ayat (1) Peraturan Pemerintah No. 54 tahun 2012 menetapkan pemegang izin harus memastikan faktor manusia diterapkan melalui analisis keandalan manusia dan program pendidikan dan pelatihan [7].

Untuk pendekatan bertingkat, BAPETEN menerapkannya dalam hal menelaah dokumen perizinan dengan kondisi dan status reaktor non daya yang ada di Indonesia.

5. KESIMPULAN

Penerapan CoC pada Keselamatan Reaktor non daya menawarkan kesempatan yang penting untuk mengatasi isu-isu tentang keselamatan reaktor non daya. Ada tantangan regulasi, tetapi sifat tidak mengikat CoC dan mekanisme yang informal pertemuan berkala menawarkan kesempatan untuk merespon secara luas dan efektif untuk masalah yang dihadapi.

Ada beberapa hal yang merupakan tantangan dalam penerapan CoC, misal pemadaman reaktor yang diperpanjang dan faktor manusia. Untuk pemadaman reaktor yang diperpanjang sebenarnya telah diatur dalam peraturan di BAPETEN walau masih secara umum, sedangkan untuk faktor manusia telah diatur secara umum tentang faktor manusia. Dalam hal pendekatan bertingkat, BAPETEN telah menerapkannya dalam menelaah dokumen perizinan.

BAPETEN hendaknya menyusun peraturan yang rinci tentang pemadaman reaktor yang diperpanjang dan faktor manusia.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] **IAEA**, (2006); *Code of Conduct on the Safety of Research Reactors*; Vienna.
- [2] **Pandi, L.Y.**, (2015); *Penerapan Code of Conduct on the Safety of Research Reactor di Indonesia*, *Buletin Pengelolaan Reaktor Nuklir*, ISSN 0216-2695, Vol. XII, No. 1, hlm. 40-48; Tangerang.

- [3] **J. Loy**, (2006); *Implementation of the Code of Conduct on the Safety of Research Reactors, Prosiding Effective Nuclear Regulatory Systems Facing Safety and Security Challenges*, p. 129; Moscow.
- [4] **IAEA**, (2014); *Summary Meeting Report International Meeting On Application Of The Code Of Conduct On The Safety Of Research Reactors*; Vienna.
- [5] **A. M. Shokr**, (2014); *IAEA Activities on Research Reactor Safety, International Meeting on Application of the Code of Conduct on the Safety of Research Reactors*, IAEA; Vienna.
- [6] **BAPETEN**, (2011); *Peraturan Kepala BAPETEN No. 2 tahun 2011 tentang Ketentuan Keselamatan Operasi Reaktor Non Daya*, BAPETEN; Jakarta.
- [7] **Republik Indonesia** (2012); *Peaturan Pemerintah No. 54 tahun 2012, Keselamatan dan Keamanan Instalasi Nuklir*; Jakarta.

TANYA JAWAB

1. **Penanya:** Moh. Daroni (RS. Medistra)

Pertanyaan:

Bagaimana Peranan BAPETEN dalam implementasi pengawasan reaktor no daya di Indonesia persiapan ijin untuk tapak?

Jawaban:

Untuk persiapan ijin tapak, BAPETEN telah menerbitkan Peraturan Kepala BAPETEN terkait evaluasi tapak yang dilakukan oleh pemohon ijin. Evaluasi tapak ini merupakan sebagian isi dari *code of conduct*.

2. **Penanya:** Manda F

Pertanyaan:

Bagaimana bapeten dalam hal ini direktorat pengaturan dalam menghadapi tantangan penerapan code of conduct tsb !

Jawaban:

Direktorat pengaturan dalam menghadapi tantangan COC harus lebih rinci lagi dalam menetapkan kriteria pemadaman reaktor untuk jangka waktu yang lebih dari 2 tahun. Demikian juga untuk kriteria analisis keandalan manusia



KAJIAN KESELAMATAN NEUTRONIK *BULK SHIELDING* REAKTOR RISET MENGGUNAKAN PROGRAM KOMPUTER SCALE

Agus Waluyo

BAPETEN Jalan Gajah Mada No 8 Jakarta Pusat
a.waluyo@bapeten.go.id

ABSTRAK

KAJIAN KESELAMATAN NEUTRONIK *BULK SHIELDING* REAKTOR RISET MENGGUNAKAN PROGRAM KOMPUTER SCALE. Fasilitas *Bulk Shielding* pada reaktor riset sangat penting fungsinya untuk kelangsungan operasi dari reaktor tersebut. Salah satu fungsi dari *bulk shielding* adalah sebagai penyimpanan sementara bahan bakar bekas dari reaktor riset sebelum bahan bakar tersebut disimpan di tempat penyimpanan sementara atau pada saat proses pengisian ulang bahan bakar. Ketika mendesain atau memodifikasi *bulk shielding* harus memperhatikan beberapa aspek keselamatan, seperti aspek neutronik, aspek termohidrolik dan aspek radiologi. Untuk aspek neutronik, desain *bulk shielding* harus memastikan bahwa bahan bakar bekas yang disimpan di dalam *bulk shielding* tersebut dalam kondisi sub kritis. Sedangkan untuk aspek termohidrolik, desain dari *bulk shielding* harus bisa memindahkan panas yang berasal dari bahan bakar bekas ke lingkungan. Sedangkan untuk aspek radiologi, desain *bulk shielding* harus mampu menjaga paparan di sekitar *bulk shielding* di bawah ambang batas paparan radiasi yang ditentukan oleh badan pengawas. Dalam kajian ini, dikhususkan untuk mengkaji keselamatan desain dari *bulk shielding* dari aspek neutronik menggunakan program komputer SCALE. Dari kajian tersebut di dapat hasil bahwa kekritisan untuk desain *bulk shielding* adalah $0,42944 \pm 0,00025$, dimana hasil tersebut masih di bawah batas nilai k_{ef} maksimum yang dipersyaratkan yaitu 0,90. Dari hasil perhitungan ini dapat disimpulkan bahwa desain *bulk shielding* tersebut dari aspek neutronik telah memenuhi aspek keselamatan.

Kata Kunci: *bulk shielding*, neutronik, SCALE.

ABSTRACT

NEUTRONIC SAFETY ASSESSMENT OF RESEARCH REACTOR BULKSHIELDING USING SCALE COMPUTER CODE. *Bulk shielding facility at research reactor is very important for the reactor operations continuity. The functions of bulk shielding are as temporary storage of spent fuel prior to stored in interim storage and temporary storage while refueling process occurred. Designing or modifying the bulk shielding require several safety aspect, i.e neutronic, thermalhydraulik and radiological aspects as well. Neutronic aspects, the bulk shielding design must ensure the spent fuel is in the sub critical condition. Thermal hydraulik, the bulk shielding design should be able to transfer heat from the spent fuel to the ambient. And, radiological aspects, the bulkshielding design should be able to keep radiation below the threshold specified by regulatory body. This study, focus only on assessing the safety of the bulk shielding design from the neutronic aspects using SCALE computer code. The result of criticality for bulk shielding is $0,42944 \pm 0,00025$, which it is below the safety margin required 0,90. From the result of calculation, it can be concluded that bulk shielded design is compliance with safety of neutronic aspects.*

Keywords: *bulk shielding*, neutronik, SCALE.

1. PENDAHULUAN

1.1. Latar Belakang

Fasilitas *bulk shielding* pada suatu reaktor riset mempunyai fungsi sangat penting untuk kelangsungan operasi reaktor tersebut. Salah satu fungsi dari *bulk shielding* adalah untuk penyimpanan sementara bahan bakar bekas dari reaktor riset sebelum bahan bakar tersebut disimpan di tempat penyimpanan sementara atau pada saat pengisian ulang bahan bakar nuklir. Oleh karena itu dalam mendesain atau memodifikasi *bulk shielding* harus memperhatikan beberapa aspek keselamatan, antara lain aspek neutronik, aspek termohidrolik dan juga aspek radiologi. Apabila merujuk ke Peraturan Kepala BAPETEN No. 3 Tahun 2010 tentang Desain Sistem Penanganan dan Penyimpanan Bahan Bakar Nuklir Untuk reaktor daya, desain suatu *bulk shielding* harus memenuhi persyaratan sebagai berikut [1]:

1. mempertahankan kondisi subkritis Bahan Bakar Nuklir dengan faktor multiplikasi efektif (k_{ef}) paling besar 0,90;
2. mempertahankan integritas Bahan Bakar Nuklir;

3. mempertahankan pendinginan Bahan Bakar Nuklir teriradiasi;
4. mempertahankan pemurnian air pendingin;
5. memastikan proteksi radiasi dan keselamatan dalam batasan yang berlaku; dan
6. mencegah pelepasan zat radioaktif ke lingkungan.

Oleh karena itu perlu dilakukan kajian keselamatan terhadap desain *bulk shielding* untuk membuktikan bahwa desain dari *bulks shielding* tersebut memenuhi ketentuan-ketentuan yang ada di Perka BAPETEN No. 3/2010.

Kajian keselamatan terhadap desain *bulk shielded* pada penelitian kali ini dikhususkan pada aspek neutronik. Kajian keselamatan terhadap desain *bulk shielding* dalam kajian ini menggunakan program SCALE-KENO VI. SCALE-KENO VI digunakan dalam kajian ini karena program ini sangat handal untuk perhitungan neutronik dan telah digunakan oleh US-NRC untuk evaluasi perizinan untuk PLTN terutama untuk aspek neutronik reaktor. Selain itu SCALE-KENO VI juga telah dibandingkan dengan hasil eksperimen maupun dengan program lain yang sejenis seperti MCNP seperti yang ditunjukkan pada **Tabel 1** yang menunjukkan

data perbandingan perhitungan k_{ef} antara eksperimen, MCNP dan SCALE untuk perhitungan kekritisan reaktor HTTR. Dari **Tabel 1** dapat dilihat bahwa hasil dari perhitungan dengan menggunakan SCALE dengan eksperimen maupun dengan MCNP tidak terlalu jauh beda, untuk SCALE yang menggunakan energi kontinyu (CE) perbedaannya dengan eksperimen adalah $\pm 0,0144$, sedangkan untuk SCALE yang menggunakan multigroup (MG) perbedaan dengan eksperimen $\pm 0,012669$.

Tabel 1: Perbandingan K_{eff} antara eksperimen, MCNP dan juga SCALE pada HTTR [2]

Konfigurasi kritis	Eksperimen	Hasil MCNP	SCALE 6.1 (CE)	SCALE 6.1 (MG)
19 kolom	1,0048	1,0276 (1)	1,01931(10)	1,01753 (8)
21 kolom	1,0040	1,0297 (1)	1,02539 (9)	1,02323 (9)
24 kolom.FS	1,0035	1,0249(1)	1,02120 (9)	1,01868 (8)
24 kolom,F23	1,0032	1,0287(1)	1,02066 (9)	1,01827 (9)
27 kolom	1,0029	1,0218(1)	1,01711(10)	1,01445 (9)
30 kolom	1,0025	1,0229(1)	1,01847 (9)	1,01510 (8)

*Untuk pustaka tampang lintang yang digunakan untuk MCNP maupun SCALE adalah ENDF/B-VII

*1,01931 (10) dibaca sebagai $1,01931 \pm 0,00010$.

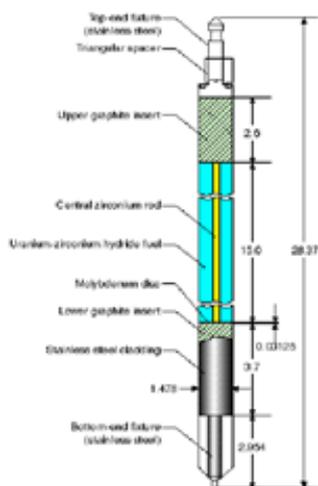
1.2. Tujuan

Tujuan dari kajian ini adalah mengetahui apakah desain dari *bulk shielding* telah memenuhi aspek keselamatan neutronik atau belum. Salah satu parameter yang akan dicari dalam kajian ini adalah faktor multiplikasi efektif (k_{ef}) dari desain *bulk shielding*. Apabila k_{ef} dari desain *bulk shielding* reaktor riset tersebut masih di bawah 0,90 maka desain dari *bulk shielding* tersebut telah memenuhi aspek keselamatan neutronik. Dalam penelitian ini akan menggunakan program SCALE, dimana penelitian ini berbeda dengan penelitian sebelumnya yang menggunakan MCNP untuk menghitung kekritisan *bulk shielding*.

2. TEORI

2.1. Deskripsi bahan bakar bekas

Desain dari model *bulk shielding* yang ada dalam kajian ini merupakan *bulk shielding* dari salah satu reaktor riset yang berjenis TRIGA. Bahan bakar nuklir bekas yang disimpan di dalam *bulk shielding* mempunyai geometri dan spesifikasi seperti ditunjukkan pada **Tabel 2**, dan gambar bahan bakar bekas bisa dilihat pada **Gambar 1**.



Gambar 1: Bahan Bakar Bekas Reaktor TRIGA [3]

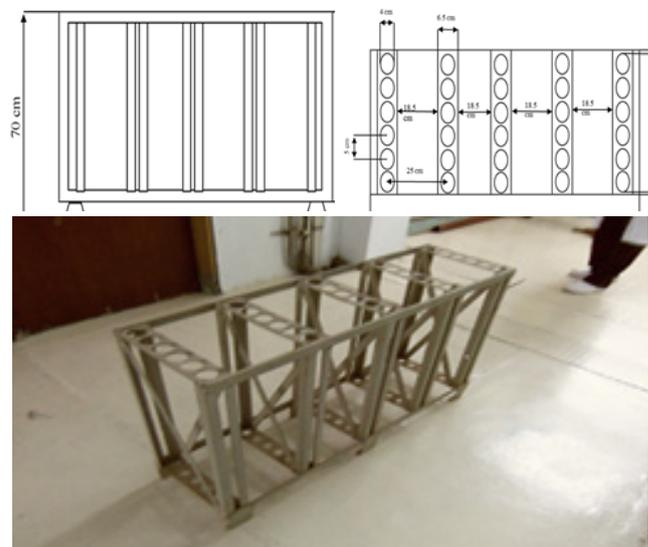
Tabel 2: Spesifikasi Bahan Bakar Bekas [3]

Komponen	Ukuran (cm)	Bahan	Densitas (g/cm)
Elemen bahan bakar			
Diameter luar	3,81		
Panjang elemen	72,14		
Bahan bakar			
Komposisi bahan		U-ZrH	6,0
Diameter luar	3,56		
Diameter dalam	0,64		
Tinggi aktif	38,1		
Batang Zr			
Diameter	0,64	Zr	6,5
Tinggi	38,1		
Reflektor Aksial			
Diameter	3,56	Grafit	1,6
Tinggi bagian atas	6,6		
Tinggi bagian bawah	9,4		
Racun dapat bakar			
Tebal	0,079	Molibdenum	10,2
Cladding			
Tebal	0,05	SS-304	7,9
Tutup atas dan bawah			
Tinggi tutup atas		SS-304	7,9
Tinggi tutup bawah	10,41		
	7,62		

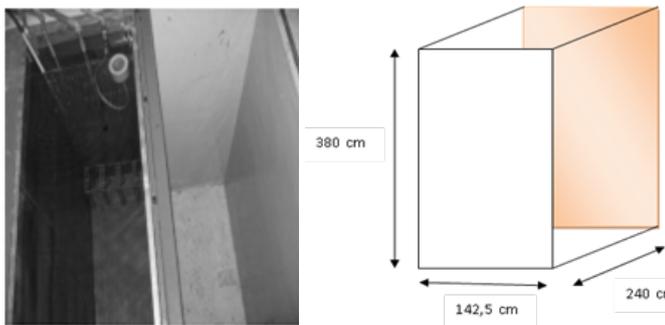
Bahan bakar nuklir bekas memiliki panjang total 75 cm dengan panjang aktif 38 cm, seperti ditunjukkan pada **Gambar 1**. Di ujung atas dan di ujung bawah bahan bakar diletakkan grafit sepanjang masing-masing 6,6 cm dan 9,39 cm yang berfungsi sebagai reflektor aksial. Di antara ujung bawah batang bahan bakar dan grafit disisipkan racun dapat bakar yang berupa cakram Molibdenum (Mo) dengan tebal 0,127 cm dan berdensitas 10,2 g/cm³. Material kelongsong bahan bakar berupa SS-304 dengan diameter luar 3,7 cm dan tebal 0,05 cm.

2.2. Deskripsi Bulk Shielding

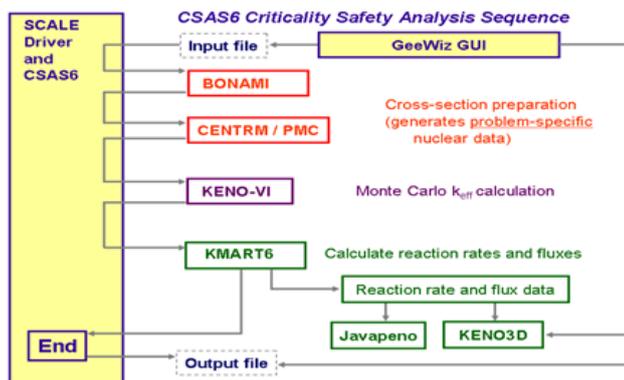
Bulk shielding berbentuk kotak dengan ukuran panjang 2,4 m, lebar 1,425 m dan kedalaman 3,8 m. Material dinding *bulk shielding* berupa aluminium dengan ketebalan 6 mm sedangkan kerangkanya terbuat dari besi. Level air permukaan rata rata 15 cm di bawah bibir tangki. Bahan bakar bekas ditempatkan pada suatu rak di *bulk shielding* untuk mencegah guncangan dan kemungkinan bahan bakar menumpuk menjadi satu waktu terjadi gempa. Geometri dari rak didesain sedemikian rupa sehingga bisa mencegah terjadi kekritisan. Gambar dan geometri dari rak bisa dilihat pada **Gambar 2**. Sedangkan untuk *bulk shielding* ukuran dan geometri bisa dilihat pada **Gambar 3**.



Gambar 2: Rak bahan bakar bekas di *bulk shielding* [7]



Gambar 3: Ukuran dan geometri *bulk shielding*



Gambar 4: Alur perhitungan keselamatan kekritisan dengan menggunakan Keno VI [4]

Tabel 3: Data tampang lintang untuk analisis kekritikalitas [4]

Nama	Deskripsi	Sumber utama dari data
v5-44 (44 groupndf5)	ENDF/B-V 44 grup energi neutron	Penyederhanaan dari 238 grup ENDF/B-V
v5-238 (44 groupndf4)	ENDF/B-V 23 grup energi neutron	Data ENDF/B-V
v6-238	ENDF/B-VI 238 grup energi neutron	ENDF/B-VI edisi 8
v7-238	ENDF/B-VII 238 grup energi neutron	ENDF/B-VII edisi 0
ce_v6_endf	ENDF/B-VI.8 energi kontinyu	ENDF/B-VI edisi 8
ce_v7_endf	ENDF/B-VII.0 energi kontinyu	ENDF/B-VII edisi 0

2.3. Program SCALE

Program SCALE dikembangkan oleh *Oak Ridge National Laboratory* (ORNL), merupakan alat yang sangat mudah digunakan untuk melakukan perhitungan keselamatan kekritisan, fisika reaktor, karakteristik dari bahan bakar bekas, perisai radiasi, dan juga analisis sensitivitas dan ketidakpastian. Di dalam kajian ini, menggunakan salah satu modul program yang digunakan untuk melakukan perhitungan kekritisan maupun fisika reaktor yaitu KENO VI. Alur perhitungan analisis kekritisan dengan menggunakan KENO VI dapat dilihat pada Gambar 4.

Dari Gambar 4 dapat dilihat bahwa langkah pertama untuk perhitungan adalah memasukkan input file melalui GeeWiz GUI. GeeWiz GUI ini memudahkan dalam penyusunan input file untuk SCALE karena tampilan yang *user friendly*. Setelah input file tahap berikutnya adalah perhitungan tampang lintang dari material yang digunakan didalam model. Untuk perhitungan tampang lintang material menggunakan modul program Bonami dan Centrim/

PMC. Untuk data tampang lintang ada beberapa pustaka yang digunakan di dalam SCALE, seperti ditunjukkan pada Tabel 3. Tahap berikutnya adalah perhitungan k_{ef} . Untuk perhitungan k_{ef} ini menggunakan modul program Keno VI, dimana perhitungan k_{ef} menggunakan metode monte carlo.

2.4. Analisis Kekritisan

Analisis ini terutama membahas mengenai populasi neutron di dalam suatu geometri. Salah satu besaran penting dalam analisis kekritisan adalah apa yang disebut “faktor multiplikasi”, yang disimbolkan dengan huruf ‘k’, juga sering disebut faktor-k. Faktor multiplikasi dirumuskan sebagai berikut [5]

$$k = \frac{N_{(t=t_1)}}{N_{(t=t_{-1})}} \quad (1)$$

Dimana:

k = faktor multiplikasi

$N_{(t=t_1)}$ = populasi neutron pada suatu generasi

$N_{(t=t_{-1})}$ = populasi neutron pada generasi sebelumnya.

Berdasarkan nilai faktor multiplikasi terdapat 3 jenis keadaan suatu populasi neutron, yaitu:

- $k > 1$ disebut keadaan super kritis, dimana populasi neutron terus bertambah.
- $k = 1$ disebut keadaan kritis, dimana populasi neutron tidak berubah (konstan).
- $k < 1$ disebut keadaan subkritis, dimana populasi neutron terus berkurang.

3. MODEL PERHITUNGAN

Penelitian ini bertujuan untuk menghitung k_{ef} dari desain *bulk shielding* dari suatu reaktor riset jenis TRIGA. Asumsi-asumsi yang digunakan didalam perhitungan ini adalah:

1. Bahan bakar nuklir yang disimulasikan merupakan bahan bakar baru dan berjumlah 90 buah (spesifikasi dapat dilihat pada Tabel 2).
2. Rak bahan bakar nuklir bekas saling menempel (jumlah rak 3 dan geometri dapat dilihat pada Gambar. 2)
3. Pustaka tampang lintang yang digunakan didalam SCALE ini adalah ENDF VII 238 group.

Perhitungan kekritisan dengan menggunakan program SCALE-KENO VI ada beberapa tahap, antara lain:

1. Penyusunan komposisi material dari desain *bulk shielding*.
2. Penyusunan geometri dari desain *bulk shielding*.
3. Running program

4. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hal pertama kali yang dilakukan pada saat menjalankan program SCALE-KENO VI adalah mengevaluasi geometri keluaran dari program SCALE dengan geometri dari model sebenarnya. Gambar 5 dan 6 berikut ini menunjukkan geometri keluaran dari program SCALE-KENO.

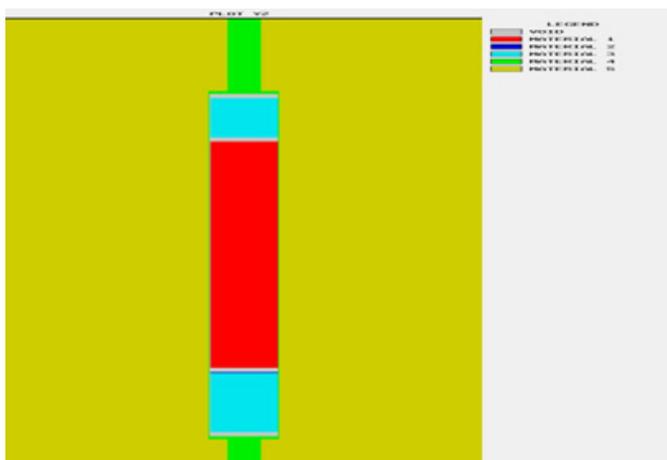
Gambar 5 menunjukkan pemodelan geometri dari bahan bakar nuklir. Warna merah pada Gambar 5 di atas menunjukkan material U-ZrH, sedangkan warna abu abu menunjukkan material grafit yang ada di bawah dan di atas material U-ZrH. Sedangkan warna hijau menunjukkan material kelongsong dari bahan bakar yang terbuat dari SS-304. Susunan bahan bakar nuklir yang telah dimasukkan ke *bulk shielding* dapat dilihat pada Gambar 6. Untuk pemodelan kekritisan dari *bulk shielding*, rak tempat bahan bakar tidak dimodelkan, hanya saja bahan bakar disusun dengan jarak yang sama dengan bahan bakar apabila ditempatkan didalam

rak, hal ini dilakukan hanya untuk penyederhanaan model dan pengaruh dari rak bahan bakar tidak terlalu signifikan terhadap perhitungan kekritisan *bulk shielding*.

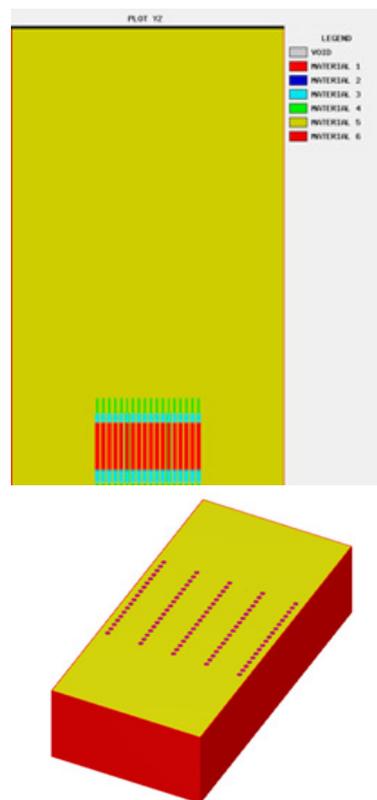
Dalam perhitungan kekritisan dari bulk shielding reaktor riset menggunakan program SCALE-KENO VI didapat hasil seperti ditunjukkan pada **Gambar 7** dan **Gambar 8**:

Dari **Gambar 7** dapat dilihat sebaran harga k_{ef} per generasi dan juga dapat dilihat bahwa untuk generasi 400 sampai dengan 500 sebaran untuk harga k_{ef} relatif stabil, sehingga dapat dikatakan harga k_{ef} telah konvergen. Dari **Gambar 7** tersebut diperoleh bahwa estimasi k_{ef} terbaik untuk desain bulk shielding untuk reaktor riset TRIGA adalah $0,42944 \pm 0,00025$. Hasil tersebut di bawah k_{ef} yang ditentukan di Perka BAPETEN No. 3/2010 yaitu 0,90. Sehingga bisa disimpulkan bahwa desain dari bulk shielding tersebut dari aspek neutronik telah memenuhi aspek keselamatan.

Hasil perhitungan k_{ef} untuk desain *bulk shielding* dengan menggunakan SCALE-KENO VI apabila dibandingkan dengan perhitungan k_{ef} dengan menggunakan MCNP menunjukkan hasil yang tidak jauh beda. **Tabel 3** berikut ini menunjukkan perbandingan hasil antara SCALE dan MCNP. Perbedaan hasil antara SCALE-KENO VI dengan MCNP ini terjadi karena pustaka material yang dipakai untuk SCALE-KENO VI adalah memakai 238 grup energi, sedangkan untuk MCNP memakai energi kontinyu.



Gambar 5: Pemodelan Gemoteri Bahan Bakar Nuklir



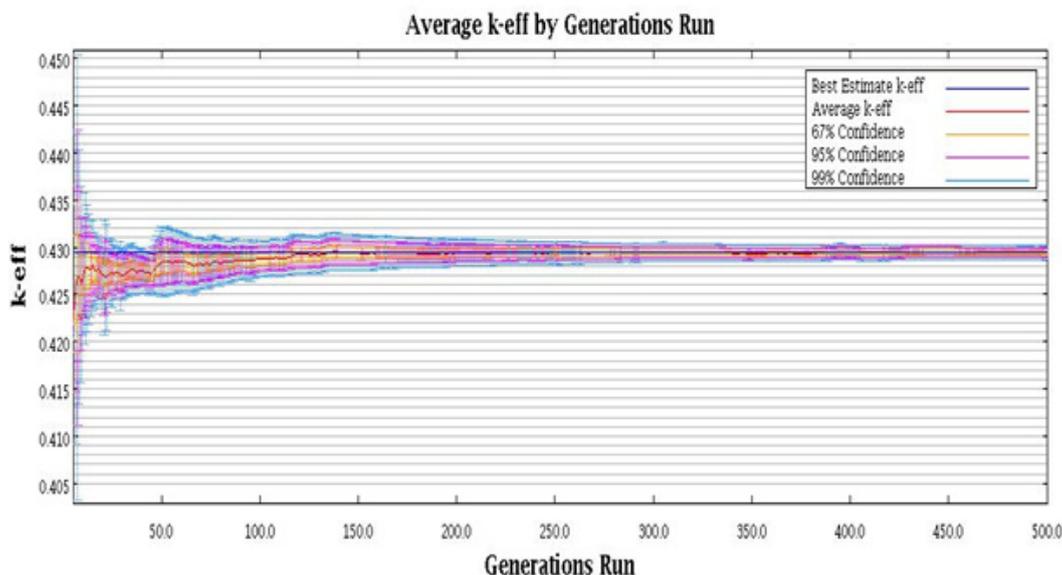
Gambar 6: Pemodelan Geometri Bulk Shileding yang telah diiisi Bahan Bakar Nuklir

Tabel 4: Perbandingan Hasil SCALE-KENO VI dengan MCNP

Hasil SCALE-KENO VI	Hasil MCNP [6]	Perbedaan terhadap MCNP
0,42944	0,42305	1,51%

5. KESIMPULAN

Dari kajian tersebut diperoleh hasil bahwa kekritisan untuk desain *bulk shielding* adalah $0,42944 \pm 0,00025$, dimana hasil tersebut masih di bawah k_{ef} yang dipersyaratkan yaitu 0,90. Dari hasil perhitungan tersebut dapat disimpulkan bahwa desain dari *bulk shielding* tersebut dari aspek neutronik telah memenuhi aspek keselamatan



Gambar 7: Rata-rata k_{ef} per generasi

UCAPAN TERIMA KASIH

Kami mengucapkan terima kasih kepada Dr. Ismail dan Dr. Azizul Khakim yang telah membantu saran dan prasaran dalam penyusunan kajian ini. Dan juga tidak lupa kami sampaikan terima kasih banyak kepada teman-teman P2STPIBN-BAPETEN yang telah membantu secara teknis maupun non teknis dalam penyusunan kajian ini.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] **BAPETEN**, (2010); *Peraturan Kepala BAPETEN No. 3 Tahun 2010 tentang Desain sistem Penanganan dan Penyimpanan Bahan Bakar Nuklir Untuk Reaktor Daya*; Jakarta.
- [2] **G. Ilas, D. Ilas, R. P. Kelly dan E. E. Sunny**, (2012); *Validation of SCALE for High Temperature Gas-Cooled Reactor Analysis, Oak Ridge: U.S.NRC.*
- [3] **M. Ravnik**, (-); "Description of TRIGA Reactor," [Online]. Available: <http://www.rcp.ijs.si/ric/description-a.html>. [Diakses 18 September 2014].
- [4] **S. Bowman**, (2008); *KENO-VI Primer: A Primer for Criticality Calculation with SCALE/KENO VI Using GeeWiz*, Oak Ridge: Oak Ridge National Laboratory.
- [5] **A. W. S. Pramuditya**, (2005); "www.scribd.com," [Online]. Available: <http://www.scribd.com/doc/25692769/28/Teori-Transport-Neutron>. [Diakses 18 September 2014].
- [6] **A. Khakim**, (2013); "Analisis Subkritikalitas Bulk Shielding Reaktor kartini," dalam *Pertemuan Ilmiah-Penelitian Dasar Ilmu pengetahuan dan Teknologi Nuklir PTAPB-BATAN*; Yogyakarta.
- [7] **PTAPB-BATAN**, (2012); *Kajian Ilmiah tentang Modifikasi Tempat Penyimpanan Bahan Bakar Bekas di Bulk Shielding Reaktor Kartini*, Yogyakarta.

TANYA JAWAB

1. **Penanya:** Haendra S

Pertanyaan:

Apa yang menjamin mutu hasil perhitungan seleksi tingkat keyakinan dapat diperoleh?

Jawaban:

Untuk menjamin mutu hasil dari perhitungan in, maka perlu dibandingkan dengan hasil perhitungan dengan program lain. Dari hasil perhitungan dan perbandingan dengan program MCNP didapat hasil yang tidak jauh berbeda.

2. **Penanya:** Nurman

Pertanyaan:

Apa latar belakang dan tujuan penelitian

Jawaban:

Latarbelakang dari penelitian ini adalah verifikasi perhitungan dari pemohon izin terkait aspek keselamatan neutronik dan dibandingkan dengan ketentuan yang ada dalam Perka.



KAJIAN KESELAMATAN MATERIAL BEJANA AQUEOUS HOMOGENEOUS REACTOR (AHR) DENGAN MENGGUNAKAN PROGRAM ANSYS

Dedi Hermawan¹ dan Nofrijon Sofyan²

¹Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir - BAPETEN

²Program Studi Teknik Metalurgi Dan Material, Fakultas Teknik, Universitas Indonesia

d.hermawan@bapeten.go.id

ABSTRAK

KAJIAN KESELAMATAN MATERIAL BEJANA AQUEOUS HOMOGENEOUS REACTOR (AHR) DENGAN MENGGUNAKAN PROGRAM ANSYS. Technetium-99m, yang dihasilkan melalui molybdenum-99, merupakan radioisotop terbanyak digunakan di dunia kedokteran nuklir. Untuk memproduksi Mo⁹⁹, sekarang ini sedang dikembangkan reaktor nuklir jenis *aqueous homogeneous reactor* (AHR). Meskipun penelitian terkait AHR telah banyak dilakukan, belum begitu banyak referensi yang membahas tentang aspek materialnya, padahal aspek material merupakan salah satu hal yang penting untuk diperhatikan dalam mendisain AHR. Dalam hal ini, salah satu hal yang perlu untuk diteliti adalah berhubungan dengan integritas struktural bejana AHR yang diakibatkan oleh stress akibat adanya tekanan serta suhu operasi reaktor. Desain dari bejana harus mampu menahan kondisi pengoperasian normal, kondisi kecelakaan atau abnormal yang mungkin, serta mempertimbangkan adanya cacat retak yang mungkin ada pada bejana. Penelitian ini dilakukan melalui simulasi komputer metode finite elemen (FEM) dengan bantuan software ANSYS. Hasil simulasi pada AHR menunjukkan bahwa tekanan dan suhu pada bejana sangat berpengaruh pada stress material bejana. Semakin tinggi tekanan dan suhu pada bejana maka akan semakin tinggi juga stress yang diterima oleh material bejana. Dari seluruh simulasi yang dilakukan, nilai ekuivalen (von-Mises) stress yang dihasilkan masih di bawah nilai *yield strength material* bejana AHR sehingga integritas bejana masih terjaga.

Kata kunci: Bejana, *aqueous homogeneous reactor*, ANSYS, ekuivalen (von-Mises)

ABSTRACT

MATERIAL SAFETY ASSESSMENT OF AQUEOUS HOMOGENEOUS REACTOR (AHR) VESSEL BY USING ANSYS CODE. Technetium-99m, which is generated from the decay of molybdenum-99, is the most commonly used medical radioisotope in the world. To produce molybdenum-99, nuclear reactor types namely *aqueous homogeneous reactor* (AHR) are being developed by many researcher. Although many AHRs-related research have been done, references that discuss the aspects of the material are rarely available. At the same time, material is one of important aspects to consider in designing AHR. In this case, one thing that needs to be investigated in relation to the structural integrity of AHR vessels is the stress caused by the pressure and temperature of the reactor operation. The design of vessels needs to consider many aspects such as normal operating conditions and also a possibility of accident or abnormal conditions. This research was performed through a computer simulation by using finite element method (FEM) available in ANSYS. The simulation results shows that pressure and temperature in the vessel affect the stress of the vessel material. Higher pressure and temperature in the vessel also makes the stress of the vessel material higher. However the equivalent (von-Mises) stress obtained from all of the simulation are still below the yield strength of the AHR vessel material so that the integrity of the vessel is maintained.

Keywords: Vessel, *aqueous homogeneous reactor* (AHR), ANSYS, equivalent (von-Mises).

1. PENDAHULUAN

Sekarang ini kebutuhan akan technetium 99m (Tc^{99m}), yang merupakan radioisotop terbanyak digunakan di dunia kedokteran nuklir, semakin meningkat setiap tahunnya. Sebagian besar Tc^{99m} dihasilkan melalui isotop induknya yaitu molybdenum-99 melalui proses iradiasi target yang mengandung material fisil U²³⁵ pada reaktor penelitian. Setelah proses iradiasi, Mo⁹⁹ kemudian dipisahkan dari target melalui suatu proses tertentu untuk memisahkannya dari produk fisi dan aktinida [1].

Selain cara iradiasi target, sekarang ini sedang dikembangkan suatu reaktor nuklir yang disebut dengan *Aqueous Homogeneous Reactor* (AHR) dimana bahan bakarnya berupa larutan (uranium sulfat atau uranium nitrat) dan dicampurkan secara homogen dengan moderatornya (air atau air berat). AHR dikembangkan dengan fungsi utama untuk memproduksi Mo⁹⁹ [2].

Sampai saat ini, telah banyak penelitian yang dilakukan tentang reaktor jenis AHR ini terutama yang difokuskan pada keselamatan kekritisan dan kapasitas produksi Mo⁹⁹ dari AHR [3], analisis desain dan karakteristik keselamatannya [4], analisis perubahan reaktivitas pada AHR [5] dan lainnya. Namun demikian, penelitian terkait dengan keselamatan reaktor ini apabila ditinjau dari aspek material belum banyak dilakukan. Padahal aspek material merupakan salah satu hal yang penting untuk diperhatikan dalam desain.

Terkait dengan aspek material, terdapat salah satu komponen penting yang tak dapat digantikan dalam setiap reaktor nuklir yaitu bagian bejana tekan reaktor. Pada AHR, bejana reaktor terbuat dari material austenitic stainless steel [4]. Bagian ini sangat berperan penting bagi keselamatan reaktor itu sendiri karena berfungsi sebagai tempat berlangsungnya reaksi nuklir serta juga berfungsi untuk membatasi dan melindungi isi reaktor dari lingkungan sekitar. Apabila pemilihan ataupun desain dari bejana ini tidak benar, maka dapat mengakibatkan kebocoran atau kerusakan

lainnya dan berpotensi untuk membahayakan pekerja, masyarakat dan lingkungan [6].

Salah satu hal yang membutuhkan kajian mendalam adalah integritas struktural bejana reaktor yang diakibatkan oleh stress yang ditimbulkan oleh adanya tekanan serta suhu operasi reaktor. Hal ini sangat penting untuk diteliti karena stress yang timbul pada material bejana dapat menyebabkan kegagalan apabila tidak didesain dengan benar. Selain itu, desain dari bejana juga harus mempertimbangkan kondisi pengoperasian dari reaktor tersebut baik pada kondisi normal ataupun pada kondisi kecelakaan/abnormal yang mungkin terjadi. Hal ini untuk menjaga agar pada kondisi kecelakaan yang diasumsikan pun, bejana dapat berfungsi sebagaimana yang diharapkan.

Pada makalah ini dipaparkan mengenai integritas struktural bejana AHR dengan menggunakan simulasi ANSYS pada beberapa kondisi pengoperasian AHR, diantaranya pada kondisi normal, kecelakaan dan juga pada pembebanan maksimum. Pada berbagai kondisi tersebut, akan digunakan berbagai suhu dan tekanan yang berbeda dan kemudian akan disimulasikan dampaknya pada integritas bejana AHR.

Parameter yang akan digunakan untuk melihat keselamatan bejana AHR adalah nilai equivalent (von-Mises) stress yang dihasilkan dari simulasi ANSYS sebagai akibat dari suatu kondisi pengoperasian pada AHR. Apabila nilai equivalent (von-Mises) stress yang dihasilkan melebihi nilai yield stress dari material tersebut, maka integritas bejana tersebut tidak dapat dipertahankan.

2. LANDASAN TEORI

2.1. Bejana AHR

Bejana suatu reaktor nuklir merupakan salah satu komponen kritis dalam setiap desain ataupun pembangunan suatu reaktor nuklir. Hal ini dikarenakan bejana ini tidak didesain untuk diganti selama umur pengoperasian reaktor tersebut sehingga bejana tersebut harus dapat bertahan selama puluhan tahun dalam kondisi terkena paparan radiasi, beban panas, beban tekanan, korosi ataupun lainnya. Bejana reaktor telah dipertimbangkan untuk dapat dioperasikan oleh para operator reaktor dengan aman dan selamat sampai waktu 60 tahun [7].

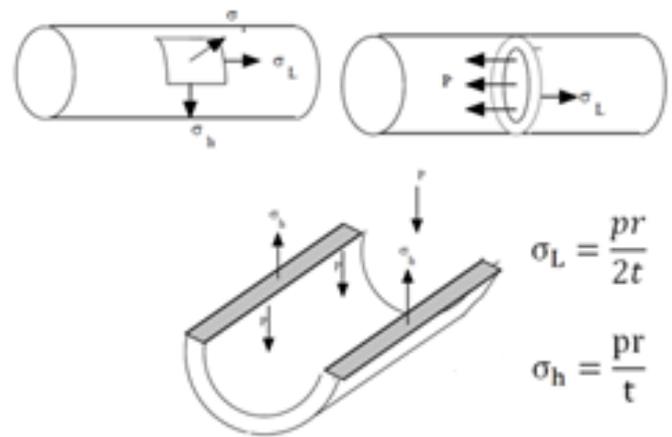
Material bejana pada AHR biasanya terbuat dari jenis austenitic stainless steel dengan ketebalan yang lebih rendah bila dibandingkan dengan reaktor nuklir lainnya. Hal ini dikarenakan pada AHR, tekanan dan suhu operasi yang ada tidak terlalu tinggi, sehingga yang diperlukan adalah untuk menahan proses fisi serta melindungi agar larutan dalam reaktor tidak terlepas ke lingkungan.

Austenitic stainless steel memiliki beberapa keunggulan bila dibandingkan dengan material lainnya seperti [8]:

1. ketahanan korosi yang sangat baik
2. ketahanan panas yang baik
3. ketangguhan yang baik
4. kekuatan rendah hingga moderat
5. keuletan dan mampu bentuk yang baik
6. mampu las baik
7. non magnetic

2.2. Stress Pada Bejana

Berbagai beban yang diterima oleh bejana reaktor seperti beban tekanan, beban suhu serta beban radiasi akan dapat mempengaruhi ataupun mengubah karakteristik dari material bejana reaktor. Apabila tidak dipertimbangkan pada tahap desain, maka perubahan karakteristik ini akan dapat menyebabkan kegagalan fungsi bejana tersebut dan akhirnya menimbulkan bahaya kecelakaan yang lebih besar.



Gambar 1: Stress pada Bejana Tekan Silinder

Sebagai contoh sederhana adalah bejana tekan berbentuk silinder tertutup akan menghasilkan stress seperti pada Gambar 1 berikut [9].

Pada bejana tekan di atas, dengan jari-jari bejana (r), tekanan (p) dan ketebalan bejana (t), akan menghasilkan dua buah stress ke arah keliling (σ_h) dan juga stress ke arah memanjang (σ_L). Kedua stress ini akan sangat tergantung pada tekanan dan geometri bejana tersebut.

Selain tekanan, suhu juga memiliki pengaruh yang signifikan pada sifat suatu material. Semakin tinggi suhu suatu material, maka biasanya akan menimbulkan perubahan pada sifat material tersebut. Hal ini disebabkan karena pada suhu yang lebih tinggi, maka struktur material tersebut akan memiliki energi yang lebih tinggi dibandingkan dengan pada suhu yang lebih rendah. Selain itu, suhu juga akan berpengaruh pada sifat mekanik material tersebut. Contohnya kekuatan tarik suatu material akan menurun seiring dengan meningkatnya suhu material tersebut [10].

Material yang digunakan dalam reaktor nuklir akan mengalami paparan terhadap radiasi neutron dan akan berpengaruh pada karakteristik material tersebut. Contohnya adalah perubahan mikrostruktur pada austenitic stainless steel akibat iradiasi neutron akan dipengaruhi oleh suhu iradiasi, fluence neutron, flux dan spektrum energi [11].

3. METODOLOGI

Kajian keselamatan ini dilakukan dengan menggunakan bantuan simulasi komputer metode finite elemen dengan bantuan software ANSYS 15 terutama ANSYS *Design Modeler* untuk membuat pemodelan serta ANSYS *Workbench* dan ANSYS *Mechanical* untuk simulasi yang dilakukan.

3.1. Variasi Penelitian

Simulasi pada penelitian ini terbagi menjadi beberapa bagian yaitu:

1. Operasi normal
 - AHR dioperasikan dengan kondisi:
 - a) Suhu operasi reaktor adalah 80°C
 - b) Tekanan operasi reaktor adalah pada tekanan atmosfer.
2. Kondisi kecelakaan (abnormal)

Dalam sistem keselamatan AHR, terdapat suatu sistem keselamatan yang akan bekerja (secara otomatis ataupun manual) untuk mengembalikan suatu kondisi kecelakaan/abnormal ke kondisi normal atau padam. Kondisi ini biasanya tidak akan terlalu jauh dari kondisi pengoperasian normal untuk mencegah terjadinya kecelakaan yang lebih parah.

Pada bagian ini akan disimulasikan beberapa kondisi di atas pengoperasian normal yaitu sebagai berikut:

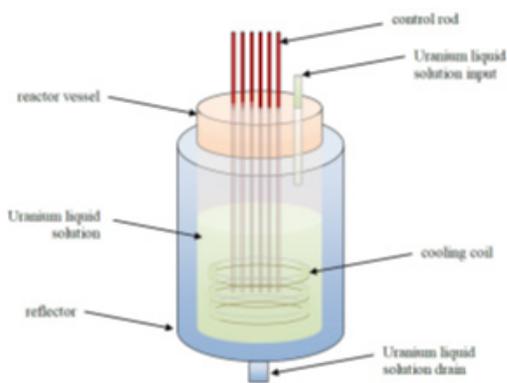
- Suhu reaktor adalah 90° C dan 100° C
 - Tekanan operasi reaktor adalah 1.5 atm dan 2 atm
3. Kondisi maksimum pembebanan terhadap bejana AHR.

Kondisi yang disimulasikan merupakan perkiraan kondisi pada bejana AHR untuk menunjukkan kelakuan bejana pada kondisi yang sangat jauh dari kondisi pengoperasian normal AHR. Simulasi dilakukan dengan kondisi sebagai berikut:

- Suhu reaktor adalah 150° C
- Tekanan operasi reaktor adalah 25 dan 35 atm

3.2. Geometri dan Spesifikasi Pemodelan

Bejana AHR yang akan disimulasikan mengikuti desain yang terdapat pada **Gambar 2**. Data-data rinci parameter reaktor tersebut dapat dilihat pada **Tabel 1** berikut [3].



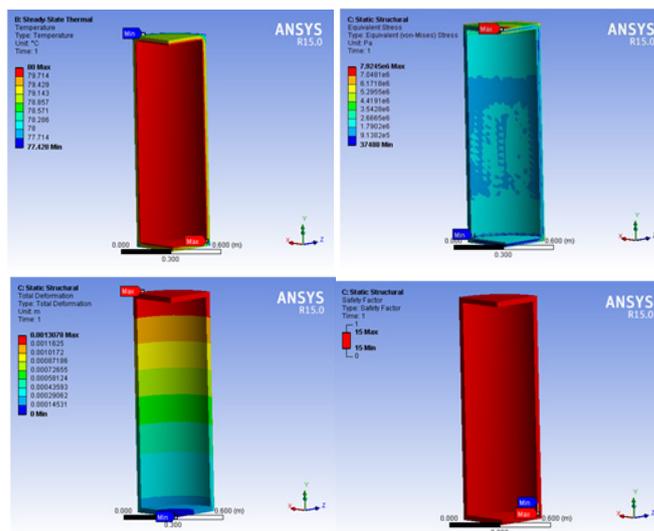
Gambar 2: Desain AHR [3]

Tabel 1: Desain dan Parameter AHR

Parameter	Nilai
Daya Reaktor	200 kW (thermal)
Pengkayaan U ²³⁵	19.75 wt. %
Konsentrasi Bahan Bakar	250 gram U/liter
Bentuk Kimia	Larutan UO ₂ (NO ₃) ₂
Volume Larutan	130 liter
Suhu Larutan	80° C
Tekanan	Atmosfer
Tinggi Bejana	122 cm
Diameter Bejana (dalam)	56 cm
Bejana Reaktor	Stainless steel
Ketebalan Bejana	3 cm
Reflektor	Beryllium (radial)
Ketebalan Reflektor	30 cm
Jumlah Batang Kendali	6
Batang Kendali	B4C
Diameter Batang Kendali	2.8 cm
Panjang Batang Kendali	122 cm
Diameter Koil Pendingin	50 cm
Diameter Pipa Koil Pendingin (dalam)	2.5 cm
Ketebalan Pipa Koil Pendingin	2 mm
Cairan Pendingin	H ₂ O



Gambar 3: Kondisi Batas dan Pembebanan: Suhu 80° C dan Tekanan 1 atm



Gambar 4: Hasil Simulasi: Suhu 80° C dan Tekanan 1 atm, Kontur Suhu Bejana, Equivalent (von-Mises) Stress Bejana dan Total Deformation Bejana, Safety Factor Bejana

Dari desain yang ada pada **Tabel 1.**, pemodelan yang dilakukan dibatasi pada bejana AHR dengan kondisi geometri bejana dan beban yang simetri sebesar 90° atau seperempat bagian bejana penuh. Penyederhanaan ini tidak akan mengurangi keakuratan hasil simulasi karena kondisi yang simetri dan memberikan keuntungan dimana waktu penyelesaian simulasi akan menjadi semakin cepat.

4. HASIL DAN PEMBAHASAN

Pada penelitian ini, dilakukan kajian terhadap keselamatan material bejana AHR pada beberapa kondisi yaitu pada kondisi pengoperasian normal, pada kondisi asumsi kecelakaan atau abnormal dan kondisi maksimum pembebanan bejana. Secara umum, pembebanan yang diberikan terdiri dari dua jenis yaitu beban suhu dan juga beban tekanan. Hasil simulasi yang ditampilkan adalah berupa kontur suhu, equivalent (von-Mises) stress, total deformasi dan juga safety factor.

Salah satu contoh hasil simulasi yang dilakukan pada kondisi pengoperasian normal AHR yaitu pada kondisi suhu 80° C dan tekanan 1 atm dapat dilihat pada **Gambar 3** sedangkan hasil simulasi dapat dilihat pada **Gambar 4** berikut.

Dari simulasi yang dilakukan dapat dilihat dari beberapa parameter yaitu:

- Distribusi suhu

Dari **Gambar 4** dapat dilihat bahwa panas yang berasal dari bejana sebesar 80° C akan dialirkan secara konveksi alamiah melalui dinding luar bejana. Suhu di permukaan luar bejana AHR adalah sebesar 77.428° C. Perbedaan yang cukup sedikit

antara permukaan dalam dan luar ini dikarenakan pembuangan panas dilakukan melalui mekanisme konveksi alamiah

2. Equivalent (von-Mises) stress

Nilai equivalent (von-Mises) stress maksimal adalah 7.924 MPa yang terdapat pada bagian tengah atas bejana.

3. Total deformation

Pada **Gambar 4** dapat dilihat bahwa nilai deformasi total terbesar yang terjadi pada bejana adalah 1,3 mm.

4. Safety factor

Safety factor merupakan pembagian antara nilai yield stress material dengan equivalent (von-Mises) stress. Nilai ini menunjukkan seberapa jauh nilai keselamatan yang ada dibandingkan dengan yield stress material tersebut. Pada kondisi pembebanan operasi normal, nilai safety factor yang diperoleh adalah sebesar 15.

Dari seluruh simulasi yang telah dilakukan, dihasilkan berbagai nilai yang terkait dengan integritas material bejana AHR. Rekapitulasi dari semua simulasi yang dilakukan pada penelitian ini dapat dilihat pada **Tabel 2**.

Dari **Tabel 2** dapat dilihat bahwa tekanan dan suhu pada bejana AHR sangat berpengaruh pada stress material bejana AHR. Semakin tinggi tekanan dan suhu pada bejana maka akan semakin tinggi juga stress yang diterima oleh material bejana tersebut. Meskipun demikian dapat dilihat bahwa simulasi yang dilakukan menghasilkan nilai keselamatan yang baik dan menunjukkan bahwa bejana memiliki integritas keselamatan yang tinggi baik pada kondisi pengoperasian normal ataupun pada kondisi yang diasumsikan kecelakaan atau abnormal.

Bahkan pada kondisi yang sangat jauh dari kondisi pengoperasian normal AHR, dapat dilihat bahwa integritas bejana masih dapat dipertahankan. Dari hasil simulasi yang dilakukan, salah satu kondisi terparah dimana integritas bejana AHR masih tetap terjaga adalah pada kondisi suhu bejana 150° C dan tekanan 35 atm. Pada kondisi ini nilai Equivalent (von-Mises) Stress Maksimal pada bejana adalah 210.18 MPa yang hampir mendekati nilai yield stress material bejana AHR. Meskipun demikian, kondisi ini sangatlah tidak mungkin terjadi karena sebenarnya apabila terjadi sedikit saja pelampauan kondisi operasi normal AHR maka akan menyebabkan teraktuasinya sistem keselamatan AHR untuk mengembalikan kondisi AHR ke kondisi yang aman.

Hal ini sangat penting untuk dijaga karena apabila nilai stress yang diterima oleh suatu material melebihi nilai yield stress material tersebut, maka material tersebut akan mengalami perubahan bentuk atau berdeformasi secara tetap sehingga dapat berubah fungsi dari desain awalnya.

5. KESIMPULAN

Dari hasil penelitian yang telah dilakukan tentang kajian keselamatan material bejana AHR, dapat diambil beberapa kesimpulan sebagai berikut:

1. Simulasi menunjukkan bahwa integritas bejana AHR tetap terjaga pada berbagai macam kondisi pengoperasian normal ataupun pada kondisi kecelakaan yang diasumsikan.
2. Pada pengoperasian normal, nilai equivalent (von-Mises) stress tertinggi pada bejana adalah 7.928 MPa.
3. Kondisi kecelakaan atau abnormal terparah yang diasumsikan adalah dengan kondisi suhu bejana 100° C dan tekanan 2 atm dan menghasilkan equivalent (von-Mises) 14.593 MPa. Nilai equivalent (von-Mises) ini masih jauh di bawah nilai yield strength SS 304 sehingga integritas bejana masih terjaga.
4. Kondisi maksimum yang dapat diterima oleh material bejana sebelum mengalami yield adalah pada kondisi suhu dan bejana AHR 150° C dan 35 atm yang menghasilkan equivalent (von-Mises) stress sebesar 210.18 MPa dengan safety factor sebesar 1.0229.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] **T. Mahmood dan M. Iqbal**, (2012); "Optimization study and neutronic design calculations of LEU fuelled homogeneous aqueous solution nuclear reactors for the production of short lived fission product isotopes", *Annals of Nuclear Energy* 42, 175-178.
- [2] **Y. Li, H. Wua, et.al**, (2010); "FMSR: A code system for in-core fuel management calculation of aqueous homogeneous solution reactor", *Nuclear Engineering and Design* 240, 763-770.
- [3] **Nurkamali, A. Isnaeni**, (2013); "Criticality and Mo⁹⁹ Production Capacity Analysis of Aqueous Homogeneous Reactor Using MCNP and ORIGEN Computer Code" *Research Summary*, King Abdul Aziz University, Kingdom of Saudi Arabia.
- [4] **M.V. Huisman**, (2013); "Medical Isotope Production Reactor", *Master Thesis*, Delft University of Technology.
- [5] **F. J. Souto and R. H. Kimpland**, (2004); "Reactivity analysis of solution reactors for medical-radioisotope production", *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B* 213, 369-372.
- [6] **S. Bajorek, et.al**, (2010); "Aqueous Homogeneous Reactor Technical Panel Report", *Brookhaven National Laboratory*.
- [7] **A. Ballesteros, et.al**, (2012); "The role of pressure vessel embrittlement in the long term operation of nuclear power plants", *Nuclear Engineering and Design* 243, PP 63-68.
- [8] **B. Suharno**, (2013); "Desain & Pemilihan Material Tahan Korosi"; Universitas Indonesia.
- [9] **C. Kaminski**, (2005); "Stress Analysis & Pressure Vessels"; University of Cambridge.
- [10] **D. Priadi, I. Setyadi dan E. S. Siradj**, (2003); "Pengaruh Kecepatan Dan Temperatur Uji Tarik Terhadap Sifat Mekanik Baja S48c", *Makara, Teknologi*, Vol. 7, hal 21-26.
- [11] **US-NRC**, (2008); "Crack Growth Rates and Fracture Toughness of Irradiated Austenitic stainless steels in BWR Environments, NUREG/CR-6960 ANL-06/58.

Tabel 2: Rekapitulasi Simulasi

No.	Jenis Simulasi	Suhu Bejana (°C)	Tekanan Bejana (atm)	Suhu dinding terluar (°C)	Equivalent (von-Mises) Stress Maksimal (MPa)	Deformasi Total (mm)	Safety Factor Minimum
1	Operasi Normal	80	1	77.428	7.928	1.3078	15
2	Asumsi kecelakaan/ abnormal	90	1.5	86.961	11.259	1.5424	15
3		100	1.5	96.493	11.657	1.7619	15
4		100	2	96.493	14.593	1.7788	14.733
5	Pembebanan	150	25	144.36	151.46	3.6524	1.4195
6	Maksimum	150	35	144.36	210.18	3.9894	1.0229

TANYA JAWAB1. **Penanya:** *Nanang T.E*Pertanyaan:

- a) Apakah kajian yang dilakukan dapat memberikan rekomendasi terhadap karakteristik material yang lebih baik?
- b) Bagaimana perubahan karakteristik seiring dengan umur operasi dan pengaruh radiasi?

Jawaban:

- a) Hasil kajian dapat memberikan gambaran mengenai beban yang diterima oleh material pada saat pengoperasian AHR

sehingga dapat diketahui apakah material tersebut dapat berfungsi sebagaimana mestinya. Pada kajian ini dapat dilihat bahwa material yang ada telah mencukupi fungsi yang ada sehingga diperlukan rekomendasi lainnya.

- b) Meskipun pada kajian ini kedua faktor tersebut tidak diperhitungkan, namun faktor umur pengoperasian serta radiasi akan berpengaruh pada karakteristik material. Pengaruh dari kedua faktor tersebut akan berbeda terhadap material yang satu dan lainnya sehingga membutuhkan penelitian lainnya.



Seminar Keselamatan Nuklir 2015 Makalah Penyaji Bidang Instalasi dan Bahan Nuklir

Prosiding
Seminar
Keselamatan
Nuklir
2015

KAJIAN KESELAMATAN FASILITAS PEMISAHAN RADIOISOTOP YANG BERBASISKAN AQUEOUS HOMOGENEOUS REACTOR (AHR)

Dedi Hermawan

Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir - BAPETEN
d.hermawan@bapeten.go.id

ABSTRAK

KAJIAN KESELAMATAN FASILITAS PEMISAHAN RADIOISOTOP YANG BERBASISKAN AQUEOUS HOMOGENEOUS REACTOR (AHR). Aqueous Homogeneous Reactor merupakan suatu reaktor nuklir dengan bahan bakar larutan dan dicampurkan secara homogen dengan moderatornya yang sedang dikembangkan sebagai sarana produksi isotop bagi dunia kedokteran. Untuk melakukan fungsinya memproduksi radioisotop, AHR yang berfungsi sebagai penghasil radioisotop akan membutuhkan suatu fasilitas pemisahan radioisotop. Secara umum, fasilitas pemisahan radioisotop yang terhubung dengan AHR, akan terdiri dari beberapa bagian yaitu seperti bagian ekstraksi, bagian pengelolaan limbah dan gas, bagian pemisahan iodin, bagian pemurnian, bagian pengiriman dan bagian penghubungnya. Dari hasil kajian diperoleh beberapa hal yang perlu diperhatikan terkait keselamatan pada fasilitas pemisahan radioisotop dari AHR. Paparan radiasi yang tinggi dari larutan bahan bakar yang akan memasuki fasilitas pemisahan radioisotop akan membutuhkan ruangan berperisai untuk menahan atau mengurangi paparan terhadap pekerja. Penggunaan material terutama pada pemipaan harus yang memiliki ketahanan terhadap korosi ataupun terhadap radiasi. Selain itu juga perlu diperhatikan adalah potensi kebocoran ataupun kejenuhan penjerap dari gas iodin dan produk fisi lainnya. Perlu juga diperhatikan terkait limbah yang berpotensi dihasilkan dari fasilitas ini seperti larutan bahan bakar yang telah tidak dapat dipakai, material penjerap gas-gas produk fisi, pipa-pipa ataupun material proses lainnya.

Kata kunci: Aqueous homogeneous reactor, fasilitas pemisahan radioisotop, paparan radiasi, ekstraksi

ABSTRACT

SAFETY ASSESSMENT OF RADIOISOTOPE SEPARATION FACILITY BASED ON AQUEOUS HOMOGENEOUS REACTOR (AHR). Aqueous Homogeneous Reactor is a nuclear reactor with fuel solution and homogeneously mixed with a moderator and being developed as a means to produce medical isotopes. To perform its function of producing radioisotopes, AHR will require radioisotope separation facility. In general, radioisotope separation facilities connected with AHR, will consist of several parts, such as extraction section, waste and gas management section, iodine separation section, purification section, delivery section and also the connecting sections. Results of the assessment shows that several safety related things needs to be considered for the radioisotopes separation facility of AHR. Exposure to high radiation from the fuel solution that will enter radioisotopes separation facilities will need a shielded room to hold or reduce exposure to workers. The use of materials particularly on the piping must be resistant to corrosion or against radiation. The potential leak or absorption gas saturation of iodine and other fission products also needs to be considered. It should also be noted related waste generated from this facility such as fuel solution, absorption materials, fission product gases, pipes or other process materials.

Keywords: Aqueous homogeneous reactor, radioisotope separation facility, radiation exposure, extraction

1. PENDAHULUAN

Aqueous Homogeneous Reactor (AHR) merupakan salah satu jenis reaktor nuklir dengan bahan bakar yang berupa larutan (uranium sulfat atau uranium nitrat) dan dicampurkan secara homogen dengan moderatornya (air ringann atau air berat). Saat ini AHR sedang dikembangkan oleh beberapa negara sebagai sarana produksi isotop bagi dunia kedokteran yaitu molybdenum-99 [1].

Dalam melakukan fungsinya memproduksi radioisotop, AHR yang berfungsi sebagai penghasil radioisotop, akan membutuhkan suatu fasilitas pemisahan radioisotop. Pada fasilitas produksi radioisotop ini, larutan bahan bakar yang telah mengalami proses fisi di AHR, akan diambil kandungan radioisotopnya melalui suatu proses kimia tertentu. Proses produksi radioisotop melalui metode ini memiliki berbagai keunggulan bila dibandingkan dengan metode yang banyak dilakukan sekarang ini yaitu metode iradiasi target di reaktor riset. Oleh sebab itu, untuk memproduksi

radioisotop akan membutuhkan dua buah instalasi nuklir yaitu jenis reaktor non daya (AHR) serta instalasi nuklir non reaktor (fasilitas pemisahan radioisotop) yang saling terkait antara satu dan lainnya.

Sampai saat ini, telah banyak penelitian yang dilakukan tentang reaktor jenis AHR ini terutama yang difokuskan pada keselamatan kekritisan dan kapasitas produksi Mo⁹⁹ dari AHR [2], analisis desain dan karakteristik keselamatannya [3], analisis perubahan reaktivitas pada AHR [4] dan lainnya. Namun demikian, penelitian terkait dengan aspek keselamatan dari fasilitas pemisahan radioisotop ini sendiri belum banyak dilakukan. Padahal fasilitas pemisahan radioisotop ini juga membutuhkan perhatian karena akan menangani dan memisahkan larutan bahan bakar yang telah teriradiasi dari AHR.

Untuk itu perlu dilakukan suatu kajian terkait keselamatan pada fasilitas pemisahan radioisotop untuk memisahkan larutan bahan bakar yang berasal dari AHR.

2. LANDASAN TEORI

2.1. Aqueous Homogeneous Reactor (AHR)

Pada umumnya, instalasi produksi radioisotop dengan menggunakan AHR terdiri dari dua instalasi yang saling berhubungan yaitu antara AHR sebagai fasilitas pembuat radioisotop (reaktor non daya) serta fasilitas pemisahan radioisotop dari bahan bakar (instalasi nuklir non reaktor). Pada fasilitas pemisahan radioisotop, larutan bahan bakar yang telah mengalami proses fisi akan diambil kandungannya dan kemudian akan diumpungkan kembali ke dalam AHR untuk mengalami proses fisi berikutnya. Tentu saja sebelum memasuki AHR, larutan bahan bakar tersebut disesuaikan kembali konsentrasi bahan fisil ataupun sifat fisika dan kimianya.

Teras dari AHR terdiri dari bahan bakar cair yang homogen dan biasanya terbuat dari uranyl nitrat ataupun uranyl sulfat dengan pengkayaan rendah ataupun tinggi. Ketika dioperasikan, semua produk fisi (termasuk Mo^{99}) akan terakumulasi pada larutan bahan bakar, dan setelah beberapa hari maka larutan bahan bakar dapat dipompa atau dialirkan ke instalasi pemisahan radioisotop untuk diambil kandungannya Mo^{99} [5]. Setelah melalui proses pengambilan Mo^{99} , larutan bahan bakar dapat dialirkan kembali ke dalam reaktor (setelah disesuaikan kandungan bahan fisil ataupun lainnya) untuk kembali menjadi bahan bakar AHR.

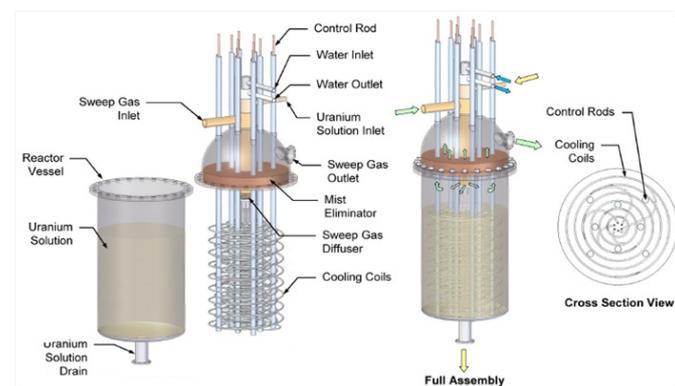
Salah satu contoh dari desain AHR yang dikembangkan oleh Babcock & Wilcock dari Amerika Serikat dapat dilihat pada **Gambar 1** berikut.

Pada gambar tersebut dapat dilihat bahwa larutan bahan bakar terdapat pada suatu bejana dengan beberapa sistem pendukungnya seperti sistem pendingin, batang kendali reaktor, sistem pengaturan gas hasil fisi dan lainnya. Pada gambar dapat dilihat bahwa setelah mengalami proses fisi di AHR, larutan akan dikeluarkan melalui lubang di bawah bejana untuk kemudian memasuki fasilitas pemisahan radioisotop.

2.2. Fasilitas Pemisahan Radioisotop Pada AHR

Sebagai fasilitas produksi radioisotop, maka AHR terhubung dengan suatu fasilitas pemisahan radioisotop yang berfungsi untuk mengambil atau mengekstrak radioisotop dari larutan bahan bakar AHR dan juga dari gas hasil produk fisi.

Secara umum, informasi terkait fasilitas pemisahan radioisotop yang berasal dari AHR masih sangat sedikit yang tersedia. Meskipun demikian, secara prinsip, proses pemisahan yang berasal dari AHR dapat didekati dengan proses pemisahan radioisotop Mo^{99} yang dihasilkan melalui proses fisi. Yang membedakan adalah pada produksi dengan jalur proses fisi di reaktor riset, target yang berupa padatan dilarutkan terlebih dahulu sebelum dipisahkan, sedangkan pada AHR target sudah dalam bentuk larutan sehingga dapat langsung dipisahkan.



Gambar 1: Desain Medical Isotope Production System (MIPS) [6]

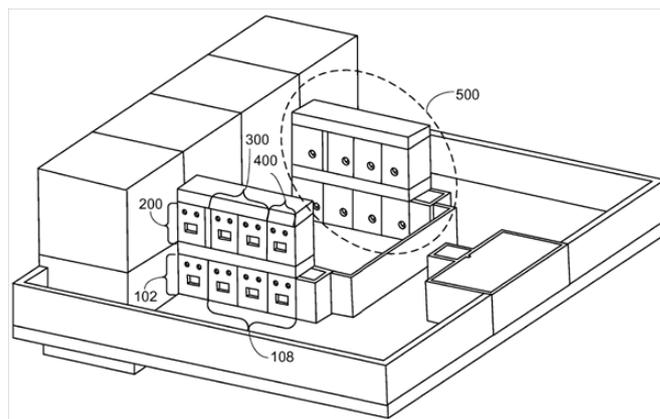
Meskipun demikian, terdapat beberapa patent terkait penggunaan AHR untuk produksi radioisotop termasuk juga desain serta proses yang ada pada fasilitas pemisahan radioisotop. Informasi dari patent-patent tersebut dapat digunakan untuk menggambarkan desain serta proses yang akan dilakukan pada fasilitas pemisahan AHR.

Salah satu patent yang cukup lengkap terkait fasilitas pemisahan radioisotop adalah patent dengan nomer US 8,449,850 B2 pada tanggal 28 Mei 2013 terkait Metode dan Peralatan untuk Ekstraksi dan Pengolahan Molybdenum-99 oleh Daniel E. Glen et al. dari perusahaan Babcock & Wilcox Amerika Serikat [7]. Pada patent ini dijelaskan tentang desain proses ekstraksi serta pemurnian Mo^{99} termasuk juga sistem pemindahan larutan bahan bakar yang telah teriradiasi yang mengandung iodin, molybdenum serta produk fisi lainnya. Pada desain tersebut, larutan bahan bakar yang digunakan merupakan uranium berpengkayaan rendah yang terlarut dalam asam nitrat serta menggunakan kembali larutan bahan bakar tersebut yang telah teriradiasi sebagai bahan bakar sehingga sangat mengurangi jumlah limbah yang dihasilkan.

Pada **Gambar 2** dapat dilihat skema dari fasilitas pemisahan radioisotop yang terhubung dengan AHR yang terdiri dari berbagai bagian seperti bagian ekstraksi (102), bagian pengelolaan limbah dan gas (108), bagian pemisahan iodin (200), bagian pemurnian (300), bagian pengiriman (400) dan bagian penghubungnya (500) [7].

Secara umum, proses yang terjadi pada fasilitas pemisahan radioisotop AHR dimulai dari pemindahan larutan bahan bakar (sekitar 180-260 liter) dari kolom pendingin (114) menuju bagian sel ekstraksi (102) melalui tekanan nitrogen ataupun secara vakum. Larutan bahan bakar pada kolom pendingin sebelumnya berasal dari AHR yang telah mengalami proses iradiasi dan pendinginan di kolom pendingin. Larutan bahan bakar tersebut merupakan larutan jenuh gas sehingga akan mengeluarkan gas yang sewaktu pemindahannya. Oleh sebab itu, bagian sel ekstraksi dilengkapi dengan ventilasi yang langsung berhubungan dengan bagian pengelolaan gas (108). Larutan bahan bakar kemudian dilewatkan ke kolom ekstraksi yang telah berisi penjerap dengan suatu kecepatan dan waktu jenuh tertentu, dan kemudian dialirkan ke bagian pengelolaan bahan bakar (108).

Bagian umpan reagen seperti udara, air, asam dan basa digunakan untuk keperluan pembersihan ataupun pengeringan di kolom ekstraksi. Hal ini dapat dilakukan dengan cara mengalirkan HNO_3 atau air ke kolom ekstraksi untuk menghilangkan residu asam pada penjerap, dan kemudian mengalirkan udara bertekanan ke kolom ekstraksi untuk mengeringkan penjerap sebagai persiapan proses elusi. Pada tahap ini maka produk yang di antaranya Mo^{99} telah berada di penjerap yang kering pada kolom ekstraksi.



Gambar 2: Skema Fasilitas Pemisahan Radioisotop Pada AHR [7]

Pengambilan produk dilakukan dengan mengalirkan NaOH ke dalam penjerap dalam kolom ekstraksi sehingga produk terlarut dan dialirkan ke sistem pemurnian. Pada tahap ini, harus dipertimbangkan kemampuan penjerap untuk melakukan proses ekstraksi kembali. Apabila akan digunakan kembali, maka penjerap dibersihkan dan dikeringkan terlebih dahulu ataupun apabila tidak digunakan kembali maka harus diganti dengan penjerap lainnya.

Karena larutan bahan bakar yang dialirkan pada sistem ekstraksi merupakan larutan bahan bakar yang memiliki tingkat radiasi tinggi, maka bagian-bagian 102, 104 serta 108, 112 harus diberi perisai untuk menahan atau mengurangi paparan radiasi yang ada. Selain itu, pekerja mengendalikan proses dengan cara membuka ataupun menutup katup pada setiap proses.

Setelah tahap ekstraksi, proses selanjutnya dari pemisahan radioisotop merupakan proses pemurnian yang terdiri dari proses pemisahan iodine dan pemurnian radioisotop. Hasil elusi pada tahap ekstraksi dipindahkan ke bagian pemisahan iodine melalui pipa stainless steel dengan cara dipompa ataupun metode tekanan/vakum.

Hasil elusi ini kemudian mengalami proses pengasaman agar memiliki pH tertentu dan dialirkan ke material penangkap iodine untuk memindahkan I_2 , IO_3 serta IO_4^- , dan kemudian dialirkan kolom konsentrasi yang terdiri dari alumina ataupun TiO_2 dan sisanya dialirkan ke tangki limbah asam.

Produk molybdenum serta pengotor lainnya sekarang ini terdapat pada kolom konsentrasi yang kemudian dielusi kembali dengan NaOH dan kemudian dialirkan ke bagian pemurnian.

Pada bagian pemurnian, larutan kemudian dialirkan ke kolom ekstraksi sebagai media penjerap radioisotop dan sisanya dialirkan ke bagian limbah. Pada kolom ekstraksi ini, diidentifikasi kontaminan yang tersisa dengan menggunakan spektrometer gamma. Berdasarkan proses yang ada, kontaminan yang mungkin ada pada tahapan ini adalah iodine, ruthenium, antimony, zirkonium serta tellurium. Setelah itu, dengan menggunakan NaOH, produk dilarutkan, dibersihkan, dikeringkan dipindahkan ke bagian pengiriman produk.

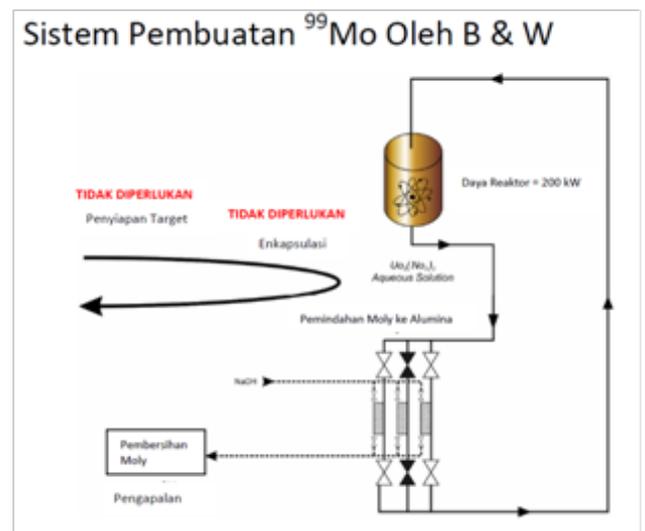
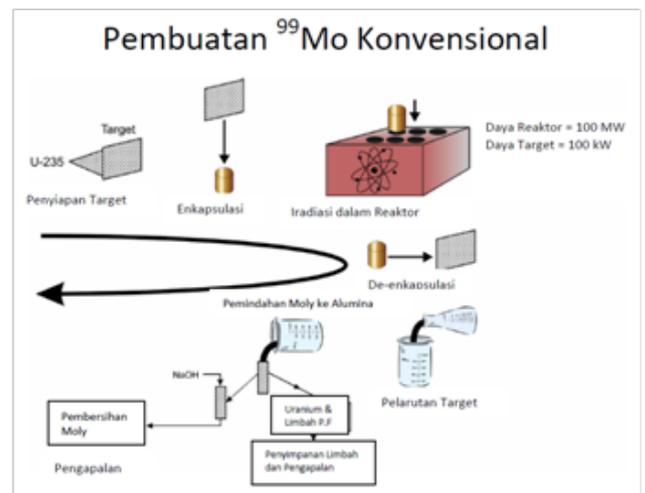
Pada bagian pengiriman produk, dilakukan perubahan produk menjadi produk akhir Na_2MoO_4 dalam bejana yang kemudian disaring yang menghasilkan produk akhir yang siap diuji dan dipasarkan.

3. METODOLOGI

Metode kajian yang dilakukan pada penyusunan makalah ini adalah dengan cara studi pustaka terhadap berbagai dokumen terkait dengan AHR baik yang berasal dari IAEA ataupun negara lainnya. Kajian pada makalah ini hanya dibatasi pada aspek keselamatan pada fasilitas pemisahan radioisotop untuk memisahkan radioisotop yang diproduksi pada AHR.

4. HASIL DAN PEMBAHASAN

Pada AHR, meskipun memiliki perbedaan yang mendasar, tetap dapat dianalogikan serupa dengan proses produksi radioisotop Mo^{99} konvensional. Perbedaan yang mendasar adalah bentuk dan metode iradiasi target yang pada AHR, target merupakan larutan homogen yang bertindak sebagai bahan bakar reaktor itu sendiri. Dengan demikian pada AHR, telah terjadi penyederhanaan proses dibandingkan pada proses yang telah ada. Hal ini dapat dilihat pada **Gambar 3** berikut. Secara konvensional, untuk membuat Mo^{99} , diperlukan beberapa tahapan seperti penyiapan target, pemasukan ke dalam kapsul untuk kemudian diiradiasi di reaktor riset, pengambilan target dari kapsul, pelarutan target serta pemisahannya secara kimia.



Gambar 3: Perbandingan Proses di AHR dengan Proses Fisi di Reaktor [8]

Sedangkan pembuatan Mo^{99} dengan menggunakan AHR telah menyederhanakan proses dibandingkan dengan metode konvensional.

Setelah mengalami proses fisi di reaktor, larutan bahan bakar hanya perlu untuk dipisahkan secara kimia pada suatu fasilitas pemisahan radioisotop.

Penyederhanaan proses ini akan memberikan beberapa keuntungan, yang diantaranya adalah mempercepat proses produksi, mengurangi tingkat kesalahan yang mungkin ada pada proses serta mengurangi volume limbah. Selain itu, penggunaan ulang larutan bahan bakar setelah pengambilan radioisotop di fasilitas pemisahan radioisotop akan meningkatkan sisi ekonomis, penanganan serta banyaknya limbah yang dihasilkan. Pada fasilitas pemisahan radioisotop, larutan bahan bakar yang telah diambil radioisotopnya akan dikondisikan ulang sebelum dimasukkan kembali ke AHR sebagai bahan bakar AHR.

Meskipun demikian, perlu diperhatikan beberapa hal terkait keselamatan pada proses pemisahan radioisotop dari AHR yang diantaranya adalah:

1. Paparan Radiasi

Pada proses konvensional, sebagian besar proses dilakukan di dalam hotcell yang membatasi paparan radiasi bagi pekerja. Pada instalasi pemisahan radioisotop AHR, karena target sudah berbentuk larutan, maka larutan dari AHR akan dialirkan ke fasilitas pemisahan melalui pipa-pipa. Perlu dilakukan analisis keselamatan terkait proses pemindahan ini karena yang dipindahkan merupakan larutan uranium

dengan tingkat radiasi tinggi yang apabila tidak diperhatikan berpotensi memberikan paparan radiasi yang lebih bagi para pekerja. Pada fasilitas pemisahan radioisotop, proses-proses dilakukan didalam ruangan yang berperisai untuk menahan atau mengurangi paparan terhadap pekerja.

2. Pemindahan larutan

Selain itu juga perlu diperhatikan material pipa yang digunakan. Pemipaan ini akan banyak terdapat pada AHR dan fasilitas pemisahan radioisotop sehingga membutuhkan pemilihan komponen pipa yang tepat. Hal ini karena larutan bahan bakar bersifat asam sehingga akan meningkatkan kemungkinan korosi dan ataupun kebocoran. Hal ini akan menimbulkan permasalahan apabila tidak diperhatikan dengan baik. Perlu dipilih material yang tahan korosi sekaligus juga tahan terhadap paparan radiasi. Selain itu perlu diperhatikan pengendalian proses menggunakan katup-katup oleh operator. Penggunaan katup tersebut juga harus dipertimbangkan sebagai salah satu alat untuk memutus aliran larutan proses di saat terjadi suatu keadaan yang tidak terkendali.

3. Pemisahan gas iodine dan produk fisi lainnya

Seperti juga pada proses pemisahan secara konvensional, maka pada AHR juga harus dipisahkan iodine dan gas hasil fisi lainnya. Hal ini penting untuk dilakukan karena selain gas-gas ini sangat berbahaya, gas-gas ini juga dapat dimanfaatkan atau digunakan untuk keperluan lainnya. Pada AHR, terdapat suatu kalang tersendiri yang berfungsi untuk mengambil dan memisahkan gas-gas hasil produk fisi. Yang perlu diperhatikan adalah potensi kebocoran ataupun kejenuhan penjerap terhadap gas-gas tersebut. Hal ini juga termasuk pemilihan dan persyaratan ventilasi yang ada di fasilitas tersebut. Hal ini penting untuk menjaga apabila terjadi kebocoran dari kalang pengolahan gas tersebut, gas radioaktif tidak dapat langsung terbebas ke lingkungan.

4. Limbah

Secara teori, larutan bahan bakar AHR dapat diumpungkan kembali ke dalam AHR setelah proses pemisahan radioisotop dan dikondisikan ulang. Hal ini akan mengurangi jumlah limbah yang terbentuk apabila dibandingkan dengan metode lainnya. Meskipun demikian, dengan proses operasi yang berlangsung terus menerus dan juga kapasitas yang jauh lebih besar dari proses yang ada sekarang, maka akan dihasilkan limbah-limbah radioaktif yang dapat berasal dari larutan bahan bakar yang telah tidak dapat dipakai, material penjerap gas-gas produk fisi, pipa-pipa ataupun material proses lainnya. Hal ini harus dipertimbangkan dalam fasilitas pemisahan radioisotop.

5. KESIMPULAN

Dari hasil kajian yang telah dilakukan terkait keselamatan fasilitas pemisahan radioisotop pada AHR, dapat disimpulkan bahwa:

1. Perlunya dilakukan analisis keselamatan radiasi terhadap ruangan-ruangan dimana terdapat proses pemisahan radioisotop. Hal ini untuk menahan ataupun membatasi paparan bagi pekerja akibat pemrosesan larutan bahan bakar yang telah mengalami proses fisi di AHR.
2. Pemindahan larutan yang sebagian besar menggunakan sistem pemipaan membutuhkan perhatian besar terutama pada pemilihan material yang digunakan. Pemilihan material yang digunakan harus dipertimbangkan dengan tepat, terutama dari sisi ketahanan terhadap korosi dan juga radiasi.
3. Perlu diperhatikan potensi kebocoran ataupun kejenuhan penjerap terhadap gas iodine dan gas hasil fisi lainnya. Hal ini juga termasuk pemilihan dan persyaratan ventilasi yang ada di fasilitas tersebut.
4. Fasilitas pemisahan radioisotop berpotensi untuk menghasilkan berbagai macam limbah radioaktif yang perlu dikelola seperti larutan bahan bakar yang telah tidak dapat dipakai, material penjerap gas-gas produk fisi, pipa-pipa ataupun material proses lainnya.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] IAEA, (2008); *IAEA Tecdoc 1601, Homogeneous Aqueous Solution Nuclear Reactors for the Production of Mo⁹⁹ and other Short Lived Radioisotopes*; Vienna.
- [2] Nurkamali, A. Isnaeni, (2013); *Criticality and Mo⁹⁹ Production Capacity Analysis of Aqueous Homogeneous Reactor Using MCNP and ORIGEN Computer Code* Research Summary; King Abdul Aziz University, Kingdom of Saudi Arabia
- [3] M.V. Huisman, (2013); *Medical Isotope Production Reactor*, Master Thesis; Delft University of Technology.
- [4] F. J. Souto and R. H. Kimpland, (2004); *Reactivity analysis of solution reactors for medical-radioisotope production*, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B* 213, 369–372.
- [5] R.M. Ball, (1998); *Present Status Of The Use Of LEU In Aqueous Reactors to Produce Mo⁹⁹, International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors*; Brazil.
- [6] M.V. Huisman, (2013); *Medical Isotope Production Reactor*, Master Thesis; Delft University of Technology.
- [7] D.E. Glenn et. al., (2013); *Method and Apparatus for the Extraction and Processing of Molybdenum-99, United States Patent*.
- [8] E. Reynolds, (2007); *Medical Isotope Production System*, Babcock & Wilcock Technical Services Group.

TANYA JAWAB

1. Penanya: Hermawan P.Y

Pertanyaan:

Judulnya “Keselamatan fasilitas pemisahan radioisotop” batasan masalahnya ada di mana? Apakah faktor jenis larutan dipertimbangkan dalam judul makalah ini atau seperti apa?

Jawaban:

Makalah ini secara umum menjabarkan faktor-faktor keselamatan yang harus dipertimbangkan dalam suatu fasilitas

pemisahan radioisotop yang berdasarkan AHR. Faktor jenis larutan bahan bakar tidak dipertimbangkan pada makalah ini, namun demikian jenis larutan bahan bakar (Uranyl Nitrat atau Uranyl sulfat) akan berpengaruh terhadap jenis material yang digunakan pada fasilitas pemisahan radioisotop tersebut. Hal ini disebabkan jenis larutan yang berbeda dapat memberikan dampak yang berbeda juga terhadap materialnya sehingga material pada fasilitas radioisotop harus disesuaikan dengan jenis larutan bahan bakar yang digunakan.



Seminar Keselamatan Nuklir 2015

Makalah Penyaji

Bidang Instalasi dan Bahan Nuklir

Prosiding
Seminar
Keselamatan
Nuklir
2015

PENGALAMAN EVALUASI ASPEK METEOROLOGI PADA PERMOHONAN IZIN TAPAK REAKTOR NUKLIR DI AMERIKA SERIKAT

Rahmat Edhi Harianto

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

ABSTRAK

PENGALAMAN EVALUASI ASPEK METEOROLOGI PADA PERMOHONAN IZIN TAPAK REAKTOR NUKLIR DI AMERIKA SERIKAT. Telah dilakukan evaluasi terhadap aspek meteorologi menggunakan referensi badan pengawas nuklir Amerika Serikat. Terdapat lima bagian yang harus dievaluasi pada aspek meteorologi tersebut meliputi klimatologi regional, meteorologi lokal, program pemantauan meteorologi di tapak, perkiraan dispersi atmosfer jangka pendek untuk lepasan saat kecelakaan, dan perkiraan dispersi atmosfer jangka panjang untuk lepasan operasi rutin. Data meteorologi diperoleh melalui pengukuran dan pemantauan di dalam tapak dan di luar tapak. Dapat disimpulkan bahwa karakterisasi data meteorologi di tapak diperlukan untuk input perhitungan analisis dispersi saat kecelakaan dan pada operasi rutin, kelayakhunian ruang kendali, serta keperluan desain struktur, sistem, dan komponen reaktor nuklir.

Kata kunci: aspek meteorologi, evaluasi, struktur sistem dan komponen

ABSTRACT

THE EXPERIENCE FOR EVALUATION OF THE ASPECT OF METEOROLOGY IN THE SITING LICENSE APPLICATION OF NUCLEAR REACTOR IN UNITED STATES OF AMERICA. Evaluation on meteorological aspect using a reference from united states nuclear regulatory commission have been done. There are five section to be evaluated on the meteorological aspects namely regional climatology, local meteorology, onsite meteorological measurements program, short-term atmospheric dispersion estimates for accident releases, and long term atmospheric dispersion estimates for operation routine releases. Meteorological data is gained from monitoring and measurement in on site and offsite field. It is concluded that meteorological data characterization in site will be useful as an input of dispersion calculation analysis during accident and routine operation, habitability of control room, as well as requirement of design of structure, system, and component of nuclear reactor.

Keywords: aspect of meteorology, review, structur, system and component.

1. PENDAHULUAN

Dalam beberapa tahun belakangan ini, kajian penelitian klimatologi dan meteorologi telah berkembang sedemikian pesat sehingga setiap aplikasinya mulai dari permukaan tanah sampai lapisan atmosfer bumi hingga angkasa luar dipelajari secara rinci. Ilmu meteorologi memiliki peranan penting dalam industri energi nuklir. Peristiwa/fenomena kejadian meteorologi seperti angin ekstrim, angin puting beliung, petir, temperatur dan kelembaban ekstrim, dan curah hujan tinggi yang menyebabkan banjir dapat menyebabkan bahaya yang memengaruhi keselamatan instalasi nuklir. Fenomena meteorologi dan hidrologi secara simultan dapat memengaruhi seluruh struktur, sistem, dan komponen (SSK) yang penting bagi keselamatan di tapak instalasi nuklir. Hal ini dapat mengarah pada resiko kegagalan dengan penyebab sama bagi sistem-sistem yang penting untuk keselamatan, seperti sistem pemasok daya darurat, dengan kemungkinan kehilangan daya listrik di luar tapak, sistem pembuangan panas peluruhan, dan sistem vital lainnya.

Fenomena meteorologi dan hidrologi dapat juga memengaruhi jaringan komunikasi dan jaringan perpindahan di sekitar daerah tapak instalasi nuklir. Fenomena ini dapat menghambat tanggap darurat karena membuat cara penyelamatan menjadi tidak mungkin dan mengisolasi tapak saat kedaruratan, dengan dampak berupa kesulitan komunikasi dan pasokan sumber daya. Misalnya, banjir yang mempengaruhi jaringan jalan di sekitar instalasi nuklir dapat menghambat penerapan rencana tanggap darurat. Badai

debu, badai pasir, petir, dan curah hujan juga dapat menghalangi tanggap darurat karena memperlambat tindakan untuk evakuasi atau relokasi dan/atau mengganggu komunikasi dan pergantian jadwal pekerja.

Oleh karena itu dalam permohonan izin tapak reaktor nuklir, evaluasi terhadap aspek meteorologi harus dilakukan agar secara dini bahaya-bahaya yang terdapat di sekitar instalasi nuklir dapat diantisipasi oleh desain instalasi. Pengukuran dan pemantauan data meteorologi juga digunakan sebagai input dalam menentukan keberterimaan tapak (input analisis kecelakaan dasar desain), pertimbangan dan keperluan desain (konstruksi instalasi), tanggap darurat, serta proyeksi dosis perhitungan di luar tapak.

Makalah ini berisi sumber pengumpulan dan pemantauan data meteorologi, parameter aspek meteorologi untuk keperluan desain SSK instalasi nuklir, dan kriteria penerimaan untuk kelima bagian aspek meteorologi.

2. POKOK BAHASAN

Meteorologi didefinisikan sebagai ilmu pengetahuan yang mempelajari proses fisis atmosfer bumi dan gejala cuaca yang terjadi di dalam atmosfer terutama pada lapisan bawah yaitu troposfer. Sementara klimatologi adalah ilmu yang berguna untuk mencari gambaran dan penjelasan sifat iklim, mengapa iklim di berbagai tempat bumi berbeda dan bagaimana kaitan antara iklim dan aktivitas manusia. Sehingga klimatologi dapat juga

didefinisikan sebagai ilmu yang mempelajari jenis iklim di muka bumi dan faktor penyebabnya. Karena klimatologi mencakup juga interpretasi dan koleksi data pengamatan maka ilmu ini memerlukan teknik statistik. Dengan demikian klimatologi disebut juga meteorologi statistik[1].

Pada referensi NUREG 0800-*Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants*, Bab 2.3, evaluasi meteorologi terbagi menjadi lima bagian meliputi klimatologi regional, meteorologi lokal, program pemantauan meteorologi di tapak, perkiraan dispersi atmosfer jangka pendek untuk lepasan saat kecelakaan, dan perkiraan dispersi atmosfer jangka panjang untuk lepasan operasi rutin.

Data dan informasi aspek meteorologi yang dipantau dan dikumpulkan meliputi: tekanan udara; suhu udara; curah hujan dan kelembapan udara; arah dan kecepatan angin; densitas dan frekuensi petir, angin kencang yang terdiri dari siklon tropis (badai), tornado dan puting beliung/*waterspouts*; dan salju.

3. METODOLOGI PEMBAHASAN

Metode utama dalam makalah ini adalah studi literatur, aktivitas literatur meliputi kajian pustaka nasional dan internasional meliputi peraturan perundang-undangan yang berlaku di dalam negeri dan juga dokumen yang berasal dari luar negeri seperti IAEA maupun US NRC.

4. HASIL DAN PEMBAHASAN

4.1. Klimatologi regional

Evaluasi klimatologi regional bertujuan memberikan gambaran (deskripsi) iklim dalam hingga jarak 80 km dari tapak meliputi sifat dan jenis iklim. Data dan informasi meteorologi diperoleh dari luar tapak yang berasal 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 (sekitar 30 tahun). Luas wilayah, ruang lingkup dan kerincian 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.

Pemohon dapat menggunakan metode ekstrapolasi untuk jangka waktu yang panjang dengan memerhatikan keterbatasan fisis dari variabel dan dengan metoda yang didokumentasikan, apabila ketersediaan data di luar tapak hanya untuk beberapa tahun.

Persyaratan data dari luar tapak harus dapat mewakili sumber data yang diperoleh dari luar tapak, serta data harus sesuai untuk digunakan dalam menetapkan nilai kriteria desain meteorologi bagi komponen instalasi.

Mengacu subbab 2.3.1 NUREG 0800, lingkup klimatologi regional terbagi menjadi dua bagian meliputi hal terkait keselamatan: yaitu parameter meteorologi tersebut yang akan mempengaruhi desain dan/atau pengoperasian SSK terkait keselamatan, dan parameter meteorologi yang tidak terkait keselamatan. Parameter meteorologi yang terkait keselamatan meliputi angin ekstrim, tornado dasar desain (design basis tornado), beban panas, temperatur ambien dan kondisi kelembapan, kondisi meteorologi dengan pembuangan panas akhir, dan curah hujan normal dan ekstrim di musim salju. Sementara parameter meteorologi tidak terkait keselamatan

meliputi kondisi iklim di tapak (golongan/kelas kondisi iklim, jenis massa udara, fitur sinoptik (sistem tekanan tinggi dan rendah), pola aliran udara, pengaruh potensial topografi regional, dan hubungan antara proses skala sinoptik dan kondisi meteorologi (lokal) di tapak), frekuensi tahunan dan musiman fenomena kejadian parah (siklon tropis, badai di air (*Waterspouts*) dan tornado, badai di daratan (*thunderstorms*) dan petir, kejadian angin parah, curah hujan es (salju, hujan es, dan hujan butiran es/hail), dan badai debu dan kekeringan), kondisi kualitas udara, dan perubahan iklim.

Berikut parameter meteorologi yang terkait keselamatan dan akan dipertimbangkan lebih lanjut dalam perhitungan desain SSK instalasi nuklir:

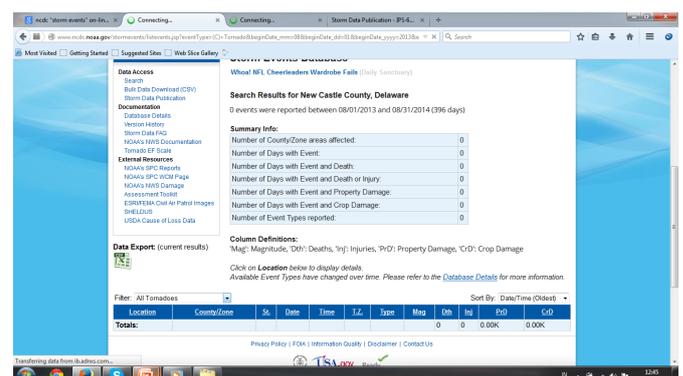
4.1.1. Angin Ekstrim

Desain beban angin ditentukan berdasarkan kecepatan angin dasar berupa kecepatan angin embusan keras dalam 3 detik pada 10 meter di atas permukaan dengan paparan kategori C. Kecepatan angin dasar ini dianggap memiliki keberulangan 50 tahun. Gedung reaktor nuklir di USA didesain mengikuti standar ASCE/SEI 7-05 (*Minimum Design Loads for Buildings and Other Structures*). Oleh karena itu dalam penetapan beban angin pada struktur instalasi, pemohon harus menentukan periode keberulangan 100 tahun untuk kecepatan angin embusan keras dalam 3 detik (*3-Second Gust Wind Speed*). Parameter ini digunakan dalam menetapkan beban angin pada struktur instalasi, dengan cara mengkonversikan nilai kecepatan angin untuk keberulangan 50 tahun dengan suatu faktor tertentu yang nilainya terdapat pada tabel C6-7 dalam standar ASCE/SEI 7-05 untuk menjadi nilai kecepatan angin dengan keberulangan 100 tahun.

Sumber data berasal dari pengamatan di sekitar tapak yang oleh badan meteorologi setempat telah dirangkum dalam beberapa pustaka seperti NCDC "Storm Events" *On-Line Database*, *NCDC Monthly "Storm Data" Publication*, *NOAA-CSC Tropical Cyclone Tracks Database*, *NSSL Severe Plot Software and Database*.

4.1.2. Tornado dasar desain (DBT)

Nilai parameter tornado akan digunakan dalam penetapan beban tekanan dan misil tornado pada SSK yang penting bagi keselamatan. Karakteristik tapak dievaluasi menggunakan Reg Guide 1.76 "Design-Basis Tornado and Tornado Missiles for Nuclear Power Plants", yang berisi kecepatan angin DBT berasal dari 46800 rekaman informasi tornado selama 53 tahun (39600 data diantaranya memiliki informasi memadai; lokasi, intensitas, jarak, dan lebar) yang digunakan dlm analisis kebolehjadian terjadi tornado dan kecepatan angin maksimum. Kecepatan angin menggunakan skala Enhanced Fujita untuk mengorelasikan tingkat kerusakan akibat tornado dengan kecepatan angin maksimum.



Gambar 1: Sumber data dari NCDC

Table 2-1. Fujita Tornado F Scale Intensity Wind Speed Relationships

Intensity	Description	Original Fujita Scale (Fastest quarter mile, mph)	Fujita Scale (3-s gust, mph)	Operational Enhanced Fujita Scale (3-s gust, mph)
F0	Light damage	40 to 72	45 to 78	65 to 85
F1	Moderate damage	73 to 112	79 to 117	86 to 110
F2	Considerable damage	113 to 157	118 to 161	111 to 135
F3	Severe damage	158 to 206	162 to 209	136 to 165
F4	Devastating damage	207 to 260	210 to 261	166 to 200
F5	Incredible damage	261 to 318	262 to 317	>200

Gambar 2: Korelasi skala tornado dengan kecepatan angin

Table 1. Design-Basis Tornado Characteristics

Region	Maximum wind speed m/s (mph)	Translational speed m/s (mph)	Maximum rotational speed m/s (mph)	Radius of maximum rotational speed m (ft)	Pressure drop mb (psi)	Rate of pressure drop mb/s (psi/s)
I	103 (230)	21 (46)	82 (184)	45.7 (150)	83 (1.2)	37 (0.5)
II	89 (200)	18 (40)	72 (160)	45.7 (150)	63 (0.9)	25 (0.4)
III	72 (160)	14 (32)	57 (128)	45.7 (150)	40 (0.6)	13 (0.2)

Gambar 3: Karakteristik tornado dasar desain

Dalam dokumen tersebut wilayah USA terbagi dalam tiga daerah intensitas tornado, dimana secara otomatis parameter DBT seperti kecepatan angin maksimum, kecepatan rotasi maksimum, kecepatan translasi, radius kecepatan rotasi maksimum, perbedaan tekanan, dan laju perbedaan tekanan, dapat diketahui dengan mudah sesuai daerah/lokasi tornado di USA.

4.1.3. Beban panas: temperatur ambien dan kondisi kelembaban

Nilai statistika kelembaban dan temperatur ambien digunakan dalam menetapkan beban panas pada desain normal sistem pembuangan panas instalasi, sistem pembuangan panas pengungkung pasca kecelakaan, dan sistem HVAC. Nilai statistika beban panas yang dikumpulkan antara lain:

- Temperatur bola kering ambien maksimum dgn kebolehjadian tahunan melampaui 0.4%, 1%, dan 2% koinsiden dengan temperatur bola basah rata rata (MCWB) pd nilai tersebut.
- Temperatur bola kering ambien minimum dgn kebolehjadian tahunan melampaui 99.0 dan 99.6%.
- Temperatur bola basah ambien maksimum dgn kebolehjadian tahunan melampaui 0.4%, 1%, dan 2% (nonkoinsiden).

Menurut referensi ASHRAE 2005, desain temperatur bola kering di musim panas (summer design dry bulb temperatur) digunakan dalam menentukan ukuran peralatan pendingin (sizing mechanical cooling). MCWB untuk menentukan beban pendinginan latent koinsiden dengan 0.4%/1%/2% desain dry bulb pada nilai tersebut. Kondisi desain berdasar temperatur bola basah menggambarkan nilai ekstrim total panas sensibel ditambah panas laten lingkungan udara luar. Informasi berguna untuk desain menara pendingin, pendingin evaporatif (evaporative coolers), dan sistem ventilasi udara[6].

Sumber data untuk beban panas: temperatur ambien dan kondisi kelembaban berasal dari pengukuran temperatur udara di stasiun meteorologi nasional (NWS), NCDC Sequential Hourly Data Sets (e.g., SAMSON, Integrated Surface Hourly Observations, Hourly U.S. Weather Observations) yang khusus memantau data temperatur bola basah dan temperatur bola kering (koinsiden) atau datatekanan/kelembaban agar diperoleh temperatur bola basah.

Namun demikian ketersediaan stasiun yang mengamati data temperatur bola basah dan bola kering yang terjadi secara bersama (koinsiden) dekat tapak terbatas. Oleh karena itu evaluator harus memastikan bahwa data dapat mewakili kondisi di tapak. Nilai karakteristik tapak dan parameter tapak untuk keberulangan

100 tahun diperoleh diperkenankan menggunakan interpolasi statistika karena periode rekaman yang tersedia sangat singkat.

4.1.4. Kondisi meteorologi dengan pembuangan panas akhir (ultimate heat sink).

Pada bagian ini harus di karakterisasi kondisi meteorologi yang mempengaruhi desain dan operasi pembuangan panas akhir instalasi yang disebabkan karena evaporasi maksimum dan air yang hilang dari menara pendingin sebagai droplet cairan (Drift Loss of Water),kekurangan/berkurangnya pendingin air, dan potensi air menjadi es dalam fasilitas penyimpanan UHS.

Dokumen pemohon dievaluasi menggunakan DG.1275 "Ultimate Heat Sink for Nuclear Power Plant", dimana periode karakterisasi klimatologi dilakukan selama 30 tahun, kondisi meteorologi yang dipertimbangkan dalam desain UHS untuk menjamin pendinginan yang memadai dlm 30 hari harus dipilih terhadap parameter-parameter pengendali dan periode waktu kritis yang unik pada desain spesifik UHS. Periode waktu kritis bertujuan untuk memastikan temperatur dasar desain yang penting bagi keselamatan tidak terlampaui. Apabila pemohon menggunakan menara pendingin, maka yang menjadi periode waktu kritis adalah temperatur bola basah. Sementara periode waktu kritis jika menggunakan kolam pendingin sebaiknya dipertimbangkan untuk terjadi bersamaan dengan kombinasi kejadian parah pengendali parameter meteorologi yang ditentukan bagi periode waktu kritis misalnya input energi matahari, faktor angin, pendinginan evaporatif, konveksi/konduksi, dan resirkulasi beban panas instalasi[7].

Sumber data di atas diperoleh dari NCDC Sequential Hourly Data Sets (e.g., SAMSON, Integrated Surface Hourly Observations, Hourly U.S. Weather Observations), yang memerlukan data pasangan statistika temperatur bola basah dan temperatur bola kering maupun data ekuivalensi tekanan/kelembaban .

4.1.5. Curah hujan normal dan ekstrim di musim salju

Bagian ini bertujuan untuk mengidentifikasi nilai karakteristik tapak dan parameter tapak untuk beban curah hujan normal dan ekstrim (pada musim salju) terhadap atap untuk SSK terkait keselamatan (SSK kelas I).

Sesuai dengan Kriteria umum desain (GDC) 2 pada 10 CFR 50, SSK yang penting bagi keselamatan harus didesain terhadap pengaruh fenomena alam seperti gempa bumi, tornado, hurricane (badai), banjir, tsunami, seiches tanpa kehilangan kemampuan untuk melakukan fungsi keselamatannya. Parameter yang harus ditentukan terhadap bagian ini adalah 'normal live load winter precipitation event' dan 'extreme live load winter precipitation event'.

Sumber data bagian ini berasal dari laporan hidrometeorologi yang diterbitkan oleh Pusat kajian desain hidrometeorologi Badan NOAA (National Oceanic and Atmospheric Administration).

4.2. Meteorologi lokal

Evaluasi meteorologi lokal bertujuan memberikan gambaran (deskripsi) kondisi iklim hingga 8 km dari tapak. Pemohon harus menunjukkan bahwa pengukuran di tapak dengan data periode rekaman lebih singkat dapat mewakili kondisi jangka panjang di area tapak dengan membandingkan dengan rangkuman data di luar tapak yang memiliki periode rekaman lebih panjang. Hal yang harus dipertimbangkan adalah kecukupan jumlah stasiun dan area yang dipantau untuk menunjukkan bahwa secara rata rata dan ekstrim, informasi mengenai temperatur, curah hujan, kondisi uap air atmosfer yang diukur pada lokasi tapak dapat mewakili kondisi meteorologi di tapak.

Sumber data meteorologi lokal menggunakan stasiun pemantau yang memiliki rekaman jangka panjang dari stasiun yang berasal

dari sistem cuaca nasional, atau dapat juga menggunakan NCDC (National Climatic Data Center) Cooperative Network Stations, serta pemantauan meteorologi di tapak.

Parameter meteorologi yang dipantau dan dikumpulkan mencakup arah dan kecepatan angin, temperatur, uap air atmosfer, curah hujan (hujan dan salju), kabut, stabilitas atmosfer, serta asap dan kualitas udara.

Data temperatur udara maksimum dan minimum, kecepatan angin maksimum, dan data curah hujan maksimum/minimum yang didapat dari stasiun di tapak dibandingkan dengan data yang didapat dari stasiun di luar tapak, beserta keterangan mengenai stasiun meteorologi dan kondisi geografisnya. Identifikasi pada stasiun meteorologi di luar tapak menghasilkan data sesuai dengan kondisi tapak dan mempunyai rekaman data jangka panjang. Dalam menentukan stasiun meteorologi di luar tapak, pemohon agar mempertimbangkan karakteristik mikrometeorologi, sistem mesoscale dan pengaruh topografi.

4.3. Pengukuran meteorologi di tapak

Tujuan dari pelaksanaan program pengukuran meteorologi di tapak adalah untuk mengukur agar diketahui gambaran kondisi daerah tapak secara umum dan juga meteorologi tapak secara keseluruhan tanpa dipengaruhi keberadaan bangunan.

Data yang dikumpulkan di tapak harus memenuhi persyaratan bahwa data dapat mewakili kondisi meteorologi di tapak, lama/periode pengumpulan data dan kemitakhiran rekaman meteorologi, data harus valid, akurat, dan dapat dipertahankan untuk mewakili kondisi jangka panjang dan sesuai sebagai input penilaian dispersi.

Lingkup evaluasi berisi uraian mengenai penempatan alat dan sensor meteorologi, perekaman output sensor meteorologi, survailan terhadap instrumen, rentang dan akurasi instrumen, substitusi data meteorologi, dan pertimbangan khusus terhadap tapak yang memiliki permukaan kompleks.

Pada menara meteorologi utama, arah dan kecepatan angin harus diukur pada tinggi 10 m dan 60 m dan pada level yang lebih tinggi dari 60 m yang mewakili ketinggian cerobong. Perbedaan temperatur ambien diukur antara level 10 m dan 60 m, dan antara 10 m dengan ketinggian pada cerobong (R.G.1.23, C. Regulatory Position 2). Kelembaban harus dipantau pada tinggi 10 m dan kelembaban atmosfer di 10 meters, dan pada bagian atas menara pendingin (jika ada), serta peralatan curah hujan ditempatkan pada permukaan atau dekat dengan menara meteorologi.

Penempatan instrumen di tapak harus berisi jenis, ketinggian, lokasi (d disesuaikan dengan RG 1.23), diusahakan data dapat mewakili kondisi atmosfer dimana material akan dilepaskan dan ditransport. Menara meteorologi harus berlokasi pada elevasi yang sama dengan ketinggian posisi akhir instalasi (finished plant grade). Faktor lain yang harus dipertimbangkan: arah angin dominan, topografi, lokasi halangan vegetasi dan bangunan yang dibuat manusia (manmade and vegetation obstruction). Pengukuran angin harus ditempatkan pada lokasi dan ketinggian yang menghindari modifikasi aliran udara karena gangguan dari struktur besar, pohon, dan permukaan di sekitar tapak. Pengukuran kelembaban dan temperatur ambien harus diletakkan pd tempat yang sesuai (menghindari modifikasi udara karena sumber panas kelembaban–menara pendingin, badan air, tempat parkir yang luas). Permukaan di dasar tower harus dapat meminimalkan refleksi panas (menggunakan rumput, bukan di atas aspal/beton). Sensor temperatur harus diletakkan dalam penahan radiasi yang dihisap oleh udara (fan aspirated radiation shields) untuk mengurangi pengaruh radiasi termal dan curah hujan. Penahan temperatur penghisap harus

diletakkan menghadap ke bawah atau secara lateral menghadap ke selatan, dan bukaan penahan harus berjarak minimal 1.5 kali lebar horisontal tower dari titik terdekat di tower.

Dalam evaluasi terhadap sensor meteorologi harus dipertimbangkan evaluasi jenis dan spesifikasi kinerja sensor, analisis dan spesifikasi manufaktur, pengalaman operasi sensor dipertimbangkan dalam evaluasi kecukupan terkait akurasi dan recovery data yang dapat diterima, evaluasi kesesuaian jenis sensor dengan kondisi lingkungan di tapak, rentang kondisi angin dan kemampuan sensor untuk menahan korosi, debu, polutan udara, serangga dan burung, dan apabila menggunakan sensor yang unik dan baru, sangat diperlukan pendapat/keahlian dari pakar instrumentasi meteorologi.

Dalam evaluasi terhadap perekaman output sensor meteorologi, harus diperhatikan evaluasi terhadap metode rekaman (digital atau analog, seketika atau rata-rata, keluaran dalam unit voltase atau teknik), dan peralatan perekam, termasuk spesifikasi kinerja dan lokasi peralatan, spesifikasi manufaktur dan pengalaman operasi perekam.

Sementara terhadap bagian survailan terhadap instrumen, reduksi dan akuisisi data, dan rentang dan akurasi instrumen, evaluator harus memperhatikan prosedur kalibrasi, perawatan dan inspeksi termasuk frekuensinya, prosedur ini juga termasuk perangkat keras dan lunak dari reduksi dan akuisisi data, prosedur review bermacam macam karena banyak metode untuk reduksi dan akuisisi data.

Akurasi sistem harus tercermin dalam akurasi kinerja secara keseluruhan yang meliputi kesalahan akibat sensor, kabel, pengkondisian sinyal, kondisi temperatur terhadap signal dan peralatan rekam, rekorder, prosesor, data penampil, dan proses reduksi data. Akurasi sistem digital harus memenuhi kriteria dalam pada **Tabel 3**.

Instrumentasi kelembaban atmosfer dan temperatur ambien harus mampu beroperasi dalam rentang kondisi ekstrim berdasarkan klimatologi regional.

Jika akurasi sistem akuisisi data dan/atau peralatan pengkondisian signal sensitif terhadap perubahan temperatur, sistem harus ditempatkan dalam lingkungan yang dapat dikendalikan oleh iklim.

Hal lain yang juga perlu diperhatikan adalah apabila tapak terletak pada permukaan yang kompleks. Tapak yang memiliki permukaan kompleks dapat menyebabkan pola aliran menjadi kompleks di permukaan yang tidak seragam sehingga diperlukan instrumentasi pemantau tambahan untuk suhu dan angin, serta program pemantauan yang lebih banyak dan komprehensif. Hal yang sama juga diperlukan pada tapak yang berada di daerah puncak/lembah atau tapak dekat badan air yang besar.

Table 2. Meteorological System Accuracies and Resolutions

Measurement	System Accuracy	Measurement Resolution
Wind Speed	± 0.2 m/s (± 0.45 mph) or 5% of observed wind speed starting threshold < 0.45 m/s (1 mph)	0.1 m/s or 0.1 mph
Wind Direction	± 5 degree starting threshold < 0.45 m/s (1 mph)	1.0 degree
Ambient Temperature	± 0.5 °C (± 0.9 °F)	0.1 °C or 0.1 °F
Vertical Temperature Difference	± 0.1 °C (± 0.18 °F)	0.01 °C or 0.01 °F
Dew Point Temperature	± 1.5 °C (± 2.7 °F)	0.1 °C or 0.1 °F
Wet-Bulb Temperature	± 0.5 °C (± 0.9 °F)	0.1 °C or 0.1 °F
Relative Humidity	$\pm 4\%$	0.1%
Precipitation (water equivalent)	$\pm 10\%$ for a volume equivalent to 2.54 mm (0.1 in.) of precipitation at a rate < 50 mm/h (< 2 in./h)	0.25 mm or 0.01 in.
Time	± 5 min	1 min

Gambar 4: Akurasi dan resolusi sistem pemantauan meteorologi tornado dasar desain

Ada kalanya saat dioperasikan, tower utama mengalami kerusakan sehingga tidak dapat melakukan pemantauan sesuai fungsinya. Pada kondisi ini, data meteorologi dapat dipasok dari menara meteorologi cadangan (substitusi data) dengan ketentuan jika di tapak menggunakan menara meteorologi dengan pengukuran di beragam level atau memiliki menara cadangan (back up tower), pengukuran yang valid dari sensor redundan pada level yang sama atau pengukuran di beda ketinggian dapat digunakan. Jika tinggi pengukuran secara signifikan berbeda, penyesuaian dapat dilakukan berdasarkan profil vertikal arah dan kecepatan angin. Data yang hilang pada periode singkat (1-2 jam), dapat diperoleh dengan cara interpolasi linier. Namun demikian metode ini tidak berlaku pada periode transisi siang ke malam atau sebaliknya serta pada kondisi cuaca buruk (badai/thunderstorm). Sumber data substitusi juga dapat dipasok dari stasiun di sekitar tapak stasiun cuaca milik negara, stasiun milik institusi militer, maupun milik institusi penerbangan).

4.4. Perkiraan dispersi atmosfer jangka pendek untuk lepasan saat kecelakaan.

Penilaian difusi jangka pendek digunakan untuk menentukan perkiraan jumlah zat radioaktif di udara yang mencapai lokasi tertentu pada saat kecelakaan. Perkiraan difusi memuat persyaratan dispersi atmosfer konservatif (faktor konsentrasi relatif nilai χ/Q) yang diperkirakan besarnya pada batas daerah eksklusi, batas luar di daerah populasi rendah, dan pada ruang kendali untuk lepasan di udara dasar desain kecelakaan terpostulasi. Bagian yang dievaluasi meliputi (1) model dispersi atmosfer untuk perhitungan; (2) data meteorologi dan asumsi yang digunakan sebagai input model dispersi atmosfer; (3) turunan parameter difusi (e.g., σ_y and σ_z); (4) distribusi frekuensi kumulatif nilai χ/Q ; dan penentuan nilai χ/Q konservatif yang digunakan untuk menilai konsekuensi terpostulasi dasar desain lepasan radioaktif di atmosfer ke batas daerah eksklusi, batas luar di daerah populasi rendah, dan pada ruang kendali.

Data meteorologi diperoleh dari pengukuran di tapak, yang mewakili siklus data per jam (dengan periode pemantauan 1 tahun). Input dibuat dalam format joint frequency distribution berisi jumlah arah dan kecepatan angin dalam setiap jam pada berbagai kelas kecepatan angin di beragam stabilitas atmosfer (mengikuti format dalam RG 1.23).

Data meteorologi tersebut akan digunakan pemohon untuk menghitung konsentrasi relatif di udara menggunakan code computer, maupun badan pengawas dalam memverifikasi simulasi numerik yang dilakukan pemohon.

4.5. Perkiraan dispersi atmosfer jangka panjang untuk lepasan operasi rutin

Penilaian difusi jangka panjang digunakan untuk menentukan perkiraan jumlah lepasan zat radioaktif di udara yang mencapai lokasi tertentu selama operasi normal. Perkiraan difusi memuat persyaratan mengenai dispersi dan deposisi atmosfer pada lepasan rutin efluen radiologi ke atmosfer. Bagian yang dievaluasi meliputi (1) model dispersi dan deposisi atmosfer yang digunakan untuk menghitung konsentrasi di udara dan jumlah zat radioaktif yang terdeposit ke tanah sebagai hasil lepasan zat radioaktif di udara; (2) data meteorologi dan asumsi yang digunakan sebagai input model dispersi atmosfer; (3) turunan parameter difusi (σ_z); (4) faktor dispersi atmosfer (konsentrasi relatif nilai χ/Q dan deposisi D/Q yang digunakan dalam penilaian konsekuensi lepasan zat radioaktif di udara; serta (5) titik lepasan rutin zat radioaktif ke udara, karakteristik masing masing moda lepasan, dan lokasi reseptor untuk penilaian dosis.

Seperti halnya penilaian dispersi atmosfer jangka pendek untuk lepasan saat kecelakaan, pada bagian ini input perhitungan code

computer juga menggunakan data meteorologi yang diperoleh dari pengukuran di tapak. Data meteorologi diambil dengan siklus data per jam (periode pemantauan 1 tahun). Input dibuat dalam format joint frequency distribution berisi jumlah arah dan kecepatan angin dalam setiap jam pada berbagai kelas kecepatan angin di beragam stabilitas atmosfer (mengikuti format dalam RG 1.23), seperti disajikan dalam **Tabel 4** berikut ini.

Hours at Each Wind Speed and Direction

Period of Record =		1/1/2007 00:00		12/31/2008 23:00		Total Period											
Elevation:		Speed: SPD10NEW		Direction: DIR10NEW		Lapse: DT60NEW		Stability Class B		Delta Temperature		Moderately Unstable					
Wind Direction (Item)		Wind Speed (m/s)														Total	
		0.2-0.9	0.9-1.8	1.8-3.6	3.6-7.2	7.2-14.4	14.4-28.8	28.8-57.6	57.6-115.2	115.2-230.4	230.4-460.8	460.8-921.6	921.6-1843.2	1843.2-3686.4	>1843.2		
N		0	0	0	1	36	30	0	0	0	0	0	0	0	0	67	
NNE		0	0	0	2	28	27	2	0	0	0	0	0	0	0	59	
NE		0	0	0	1	29	39	1	0	0	0	0	0	0	0	70	
ENE		0	0	0	0	18	25	0	0	0	0	0	0	0	0	43	
E		0	0	0	0	1	12	18	0	0	0	0	0	0	0	31	
ESE		0	0	0	0	0	4	4	0	0	0	0	0	0	0	8	
SE		0	0	0	0	0	0	2	0	0	0	0	0	0	0	2	
SSE		0	0	0	0	0	2	3	1	0	0	0	0	0	0	6	
S		0	0	0	0	0	6	18	1	0	0	0	0	0	0	25	
SSW		0	0	0	0	1	7	22	10	0	0	0	0	0	0	40	
SW		0	0	0	0	0	8	21	16	1	0	0	0	0	0	46	
WSW		0	0	0	0	0	5	44	18	6	0	0	0	0	0	73	
W		0	0	0	0	2	7	35	15	3	0	0	0	0	0	62	
WNW		0	0	0	1	6	12	20	3	0	0	0	0	0	0	42	
NW		0	0	0	2	15	13	9	2	0	0	0	0	0	0	41	
NNW		0	0	0	0	3	9	15	6	2	0	0	0	0	0	35	
Totals		0	0	0	1	19	198	336	82	14	0	0	0	0	0	650	
Number of Calm Hours not included above for:																Total Period	0
Number of Variable Direction Hours for:																Total Period	0
Number of Invalid Hours for:																Total Period	111
Number of Valid Hours for:																Total Period	650
Total Hours for:																Total Period	17544

Note: Stability class based on the vertical temperature difference (ΔT or lapse rate) between the 60-m and 10-m measurement levels.

Gambar 5: JFD arah dan kecepatan angin dengan stabilitas atmosfer B

Data meteorologi tersebut akan digunakan pemohon untuk menghitung konsentrasi relatif di udara menggunakan code computer, maupun badan pengawas dalam memverifikasi simulasi numerik yang dilakukan pemohon.

Penilaian X/Q dan D/Q dilakukan di batas tapak, populasi penduduk, lokasi pertanian dan peternakan di dekat tapak, dan populasi di luar radius hingga 50 mil (80 km) dari tapak.

Model simulasi numerik dari pemohon harus sesuai dengan topografi tapak dan keadaan sekitar, konfigurasi instalasi, karakteristik lepasan, titik lepasan, dan lokasi tertentu reseptor tertentu yang menjadi perhatian. Karakteristik topografi di sekitar tapak diperiksa terhadap hambatan dari jangkauan plume horizontal/vertikal, aliran maupun perubahan lain dalam trajektori aliran udara, serta kondisi tidak sesuai lainnya yang memengaruhi difusi dan transport atmosfer antara sumber dan penerima dampak.

Kelima bagian aspek meteorologi yang telah diuraikan di atas sudah diatur dalam regulasi Indonesia. Pemantauan dan pengumpulan data klimatologi regional dan meteorologi lokal telah tercakup dalam Perka BAPETEN 6/2014 tentang Evaluasi Tapak Instalasi Nuklir Untuk Aspek Meteorologi dan Hidrologi. Sementara program pengukuran meteorologi di tapak dan analisis dispersi dijelaskan pada Perka BAPETEN 3/2008 Tentang Evaluasi Tapak Reaktor Daya Untuk Aspek Penentuan Dispersi Zat Radioaktif Di Udara dan Air, dan Pertimbangan Distribusi Penduduk Di Sekitar Tapak Reaktor Daya.

Namun demikian uraian pemantauan meteorologi di tapak belum dijelaskan secara rinci namun dibahas dalam dua Perka sehingga tidak praktis bagi pemohon. Oleh karena itu merevisi salah satu Perka BAPETEN tersebut atau dapat mempertimbangkan untuk menyusun Perka yang khusus mengatur penentuan informasi meteorologi baik untuk keperluan desain maupun input perhitungan dispersi.

5. KESIMPULAN

Studi evaluasi tapak aspek meteorologi yang terdiri dari pengumpulan dan pemantauan data dan informasi meteorologi di tapak dan di luar tapak termasuk upaya untuk mengkarakterisasi data meteorologi bertujuan untuk memperoleh nilai dasar desain yang diperlukan dalam pertimbangan desain struktur sistem dan komponen instalasi nuklir dan sebagai input perhitungan dispersi analisis kecelakaan/keperluan tanggap darurat serta penilaian pada operasi rutin.

UCAPAN TERIMA KASIH

Penulis menyampaikan terima kasih kepada pimpinan BAPETEN yang telah memberi kesempatan penulis mengikuti foreign assignee program ke USNRC dalam bidang review dan penilaian aspek meteorologi untuk permohonan izin tapak PLTN.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] **Tjasyono, B.**, (2004); *Meteorologi terapan*, penerbit ITB; Bandung.
- [2] **IAEA**, (2011); *Specific Safety Guide No. 18 Meteorological and Hydrological Hazards in Site Evaluation for Nuclear*

Installations; Vienna.

- [3] **U.S. NRC**, (2007); *Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants*, NUREG-0800, March 2007 Chap. 2.3.1–2.3.5.
- [4] **ASCE**, (2002); *ASCE Standard ASCE/SEI 7-02, Minimum Design Loads for Buildings and Other Structures, Revision of ASCE 7-98*, American Society of Civil Engineers (ASCE) and Structural Engineering Institute, January 2002.
- [5] **U.S. NRC**, (2007); *Design Basis Tornado and Tornado Missiles for Nuclear Power Plants*, NRC, Regulatory Guide 1.76, Revision 1, March 2007.
- [6] **ASHRAE**, (2009); “*Weather Data for building design standard*”. *ANSI/AHRAE Standard 2009*”
- [7] **DG.1275**, (-); “*Ultimate Heat Sink for Nuclear Power Plants*”.
- [8] **U.S. NRC**, (2007); *Meteorological Monitoring Programs for Nuclear Power Plants*, NRC, Regulatory Guide 1.23, Revision 1, March 2007.
- [9] **ANSI**, (2005); *ANSI/ANS-3.11-2005 “Determining meteorological information at nuclear facilities”*.

TANYA JAWAB

1. **Penanya:** *M. Daromi*

Pertanyaan:

Dapatkah dari pengalaman anda diimplementasikan di Indonesia, baik dari segi perizinan tapak maupun konstruksi HTTR?

Jawaban:

Ketentuan mengenai kriteria dan persyaratan keselamatan dan keamanan pembangunan dan pengoperasian instalasi nuklir termasuk PLTN diatur secara rinci pada PP No. 2/2014 tentang

perizinan instalasi nuklir dan pemanfaatan bahan nuklir. Aspek meteorologi adalah salah satu aspek yang harus dinilai dalam evaluasi tapak. Jika memenuhi persyaratan dan kriteria, PLTN dapat dibangun di tapak tersebut. Salah satu cara meningkatkan kemampuan dan pengalaman evaluator, sejak tahun 1992, staff pengawasan untuk ketenaganukliran telah memperoleh training atau pelatihan di beberapa negara seperti Amerika, Jepang dan Korea, dengan topik pengawasan PLTN termasuk perizinan. Peningkatan kemampuan staf dalam rangka pengawasan PLTN juga dibantu oleh IAEA dalam beberapa aspek seperti penilaian keselamatan untuk beberapa dokumen perizinan.



Seminar Keselamatan Nuklir 2015 Makalah Penyaji Bidang Instalasi dan Bahan Nuklir

Prosiding
Seminar
Keselamatan
Nuklir
2015

ANALISIS PENENTUAN KEDALAMAN LAPISAN BAWAH PERMUKAAN DENGAN PENDEKATAN GEOLISTRIK UNTUK TAPAK INSTALASI NUKLIR

Akhamd Muktaf Haifani

Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi, Instalasi Bahan Nuklir, BAPETEN
a.muktaf@bapeten.go.id

ABSTRAK

ANALISIS PENENTUAN KEDALAMAN LAPISAN BAWAH PERMUKAAN DENGAN PENDEKATAN GEOLISTRIK UNTUK TAPAK INSTALASI NUKLIR. Keselamatan Instalasi Nuklir menjadi faktor utama yang harus dibuktikan terutama terkait dengan ketersediaan tapak terhadap potensi bahaya eksternal. Identifikasi karakteristik lapisan bawah permukaan pada tapak Instalasi Nuklir sangat diperlukan untuk meminimalisir potensi bahaya geologi yang dapat terjadi seperti subsidence, tanah longsor, rongga berdasarkan pada ciri litologi tapak. Metode geolistrik adalah berdasarkan sifat resistivitas medium tanah berguna untuk identifikasi sebaran litologi awah permukaan, distribusi air tanah dan sebaran mineral radioaktif yang mungkin terdapat di bawah permukaan. Metode yang berdasarkan aplikasi hukum ohm ini menggunakan harga tahanan jenis semu, tergantung pada tahanan jenis lapisan - lapisan pembentuk formasi dan konfigurasi elektroda yang digunakan. Data yang diperoleh dari pengukuran sounding diolah untuk memperoleh variasi resistivitas semu ke arah vertikal/kedalaman dengan Progress Version 3.0. Asumsi yang digunakan adalah asumsi, bahwa medium merupakan sistem pelapisan *horizontal*, homogen ke arah lateral dan lapisan paling bawah mempunyai ketebalan tak berhingga. Batugamping klastik sebagai segmen yang mendominasi pelapisan batuan dengan nilai resistivitas 437,99 ohm m memiliki kedalaman yang diasumsikan menerus secara vertikal ke bawah, aquifer dijumpai pada formasi batulempung pasir sebagai media yang porous cukup baik untuk menyimpan air dicapai pada kedalaman 12 m di bawah permukaan tanah. Litologi batugamping yang diasumsikan sebagai batuan alas dan batulempung menunjukkan bahwa terbentuk pada lingkungan laut dangkal dan mengalami proses pengangkatan ke permukaan tanah. Untuk itu perlu hasil investigasi geolistrik perlu diselaraskan dengan data hasil SPT sebagai pembanding dalam penentuan batuan alas dan karakteristik pendukungnya.

Kata kunci: geolistrik, lapisan bawah permukaan, tapak Instalasi Nuklir, resistivitas, aquifer, batu gamping

ABSTRACT

ANALYSIS FOR DETERMINATION OF UNDERGROUND SURFACE LAYER DEPTH WITH GEOELECTRIC METHOD TO NUCLEAR INSTALLATION SITE. Nuclear Installation Safety is a major factor that must be proven primarily associated with the availability of the site to potential external hazards. Identification of subsurface characteristics at the site of Nuclear Installation is very necessary to minimize the potential geological hazards that occur such as subsidence, landslide, cavity based on lithological characteristics of the site. Geoelectric method is based on the nature of medium soil resistivity which is useful for the identification of lithology distribution under site surface, ground water distribution and distribution of radioactive minerals. The method is based on the law of ohm applications using pseudo resistivity value, depending on the resistivity layer - forming layer formation and configuration of the electrodes used. Data obtained from measurements sounding processed to obtain a variation of apparent resistivity in the direction of the vertical/depth of the Progress Version 3.0. The assumption which is used is that the medium is a horizontal layering system, homogeneous to the lateral direction and the bottom layer has a thickness of infinity. Clastic limestone as a layering of rock dominates the segment with a value of 437.99 ohm m resistivity has a depth that is assumed to be continuous vertically downwards, aquifer found in sandy mudstone formation as a porous medium that is good enough to keep the water reached at a depth of 12 m below the ground surface. Lithology of limestone rock which is assumed as the base and claystone showed that formed in shallow marine environments and experience the process of appointment to the ground. For that reason the results of the geoelectric investigation need to be harmonized with data of SPT as a comparison in determining the characteristics of the bed rock pedestal lying bellow the surface.

Keywords: geo-electric, subsurface, Nuclear Installations site, resistivity, aquifer, limestone

1. PENDAHULUAN

Calon tapak Instalasi Nuklir harus dipastikan akan selamat terhadap potensi bahaya eksternal baik dari alam atau akibat ulah manusia. Identifikasi karakteristik lapisan bawah permukaan pada tapak Instalasi Nuklir sangat diperlukan untuk meminimalisir potensi bahaya geologi yang dapat terjadi seperti subsidence, landslide, cavity berdasarkan pada ciri litologi tapak. Disisi lain identifikasi ini diperlukan untuk menentukan seberapa besar kedalaman air bawah permukaan. Hal ini sangat penting pula

membantu dalam mendesain jenis pondasi yang akan digunakan dalam menopang instalasi nuklir. Metoda yang sering digunakan dalam identifikasi lapisan bawah permukaan adalah geolistrik.

Metode geolistrik adalah salah satu metode geofisika yang bekerja berdasarkan sifat resistivitas medium. Misal, pada medium yang tercemar oleh suatu limbah cair pada umumnya sifat kelistrikan akan berubah, ia akan menjadi konduktif atau resistif bergantung pada sifat bahan pencemarnya dan reaksi kimiawi yang terjadi pada medium tersebut. Metode geolistrik

mampu memetakan daerah yang telah tercemari apabila terdapat kontras resistivitas yang cukup signifikan antara daerah tercemar terhadap daerah yang tidak tercemar.

Di dalam bahasan ini menggunakan pendekatan metode Sounding dan Mapping yang meliputi teori, metode pengumpulan data, dan pemrosesan/interpretasi data. Adapun metode interpretasinya diberikan dalam bentuk paket perangkat lunak yang siap pakai. Setelah mempelajari pokok bahasan ini, peserta diharapkan dapat melakukan akuisisi, pemrosesan dan interpretasi data geolistrik dengan benar.

Mengingat pentingnya untuk mengetahui kedalaman lapisan batuan di bawah permukaan tapak dan kedalaman permukaan air tanah maka metode geolistrik ini dapat digunakan dalam analisis ini.

Makalah ini disajikan dengan tujuan untuk memberikan gambaran tentang susunan litologi atau struktur bawah permukaan dari tapak instalasi nuklir dan kedalaman lapisan batuan berdasarkan sifat kelistrikan batuan. Di samping itu digunakan untuk mencari akuifer di bawah permukaan

2. TEORI

Dasar dari metode resistivitas adalah Hukum Ohm yaitu dengan mengalirkan arus ke dalam bumi melalui elektroda arus dan mengukur beda potensial di bawah permukaan bumi dengan menggunakan elektroda potensial (Telford dkk, 1976)[1].

Seperti yang disampaikan di atas, metode geolistrik dapat digunakan dengan baik bila terdapat kontras resistivitas antar medium. Kontras dapat berupa medium yang tercemar oleh suatu limbah terhadap medium yang belum tercemar, atau terdapat perbedaan lithologi [3]. Kerja metode geolistrik adalah dengan mengalirkan arus searah atau bolak-balik berfrekuensi rendah ke dalam medium bumi melalui dua elektroda arus, kemudian diukur beda potensial yang timbul melalui dua elektroda potensial, sehingga harga resistivitasnya dapat dihitung.

2.1. Hukum Ohm

Pada **Gambar 1** tahanan jenis listrik (resistivitas) medium didefinisikan sebagai,

$$\rho = R \frac{A}{L} \quad (1)$$

dengan

= resistivitas medium (ohm-meter)

R = tahanan yang diukur (ohm)

L = panjang medium (meter)

A = luas penampang medium (meter²)

Menurut hukum Ohm ,

$$R = \frac{\Delta V}{I} \quad (2)$$

maka

$$\rho = \frac{\Delta V}{I} \cdot \frac{A}{L} \quad (3)$$

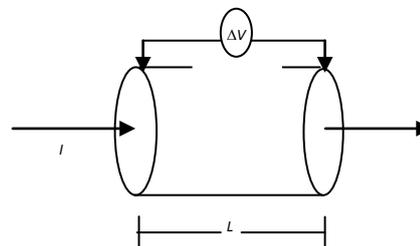
dengan ΔV = beda potensial (volt), I = kuat arus yang melalui medium (ampere).

Persamaan di atas berlaku untuk medium yang homogen, sehingga hasil yang diperoleh adalah tahanan jenis sesungguhnya (*true resistivity*[2]). Tetapi di dalam praktek, obyek yang diukur adalah bumi atau tanah yang tidak homogen karena tahanan jenisnya berbeda-beda, sehingga tahanan jenis yang terukur adalah tahanan jenis semu (*apparent resistivity*). Harga tahanan jenis semu ini tergantung pada tahanan jenis lapisan - lapisan

pembentuk formasi dan konfigurasi elektroda yang digunakan. Tahanan jenis semu dirumuskan sebagai:

$$\rho_a = K \frac{V}{I} \quad (4)$$

dengan K adalah faktor geometri susunan elektroda yang berdimensi panjang.



Gambar 1: Sampel medium yang dilalui arus I, panjang L dan luas penampang A.

Pendekatan sederhana untuk mendapatkan tahanan jenis setiap batuan di bawah permukaan bumi adalah dengan mengasumsikan bahwa bumi merupakan suatu medium yang homogen isotropis [4]. Jika arus listrik dengan rapat arus J dialirkan ke dalam bumi, maka arus tersebut akan menyebar ke segala arah dengan sama besar. Aliran arus yang melalui suatu elemen luasan A ditulis sebagai:

$$I = JA \quad (5)$$

Hubungan antara rapat arus dan medan listrik E dinyatakan dalam hukum Ohm:

$$J = \frac{1}{\rho} E \quad (6)$$

dengan, E = medan listrik (volt/meter) ρ = resistivitas medium (Ωm).

Pada kondisi homogen isotropik, potensial di suatu titik yang ditimbulkan oleh aliran arus hanya ditentukan oleh jarak (r) dari sumber arus ke titik pengukuran. Pada sistem ini potensialnya menurun sepanjang r, maka besarnya medan listrik ditulis sebagai,

$$E = -\nabla V = -\frac{dV}{dr} \quad (7)$$

Karena A adalah luas setengah bola yang ditulis sebagai,

$$A = 2\pi r^2 \quad (8)$$

maka

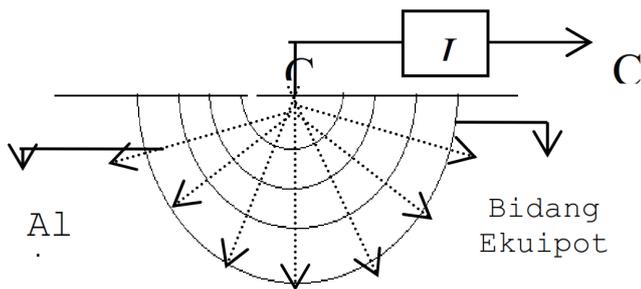
$$J = \frac{I}{2\pi r^2} \quad (9)$$

Selanjutnya, berdasarkan persamaan (6), (7) dan (9), dapat diintegrasikan potensialnya sebagai,

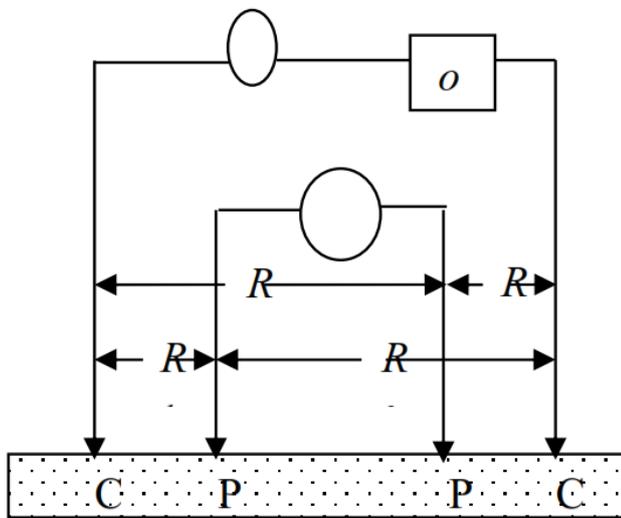
$$\Delta V = \int dV = -\frac{\rho I}{2\pi} \int \frac{1}{r^2} dr = \frac{\rho I}{2\pi r} \quad (10)$$

Penggunaan luasan bola dalam perhitungan ini dikarenakan untuk bumi yang homogen isotropis berarti tidak ada lapisan lain selain dari bidang batas antara tanah dan udara. Udara mempunyai hantaran jenis nol atau tahanan jenis tak hingga, sehingga arus hanya akan mengalir ke dalam bumi. Berdasarkan persamaan (10),

tampak bahwa permukaan equipotensialnya berupa permukaan setengah bola, sedangkan garis aliran arus dan medan listriknya berarah radial (**Gambar 2**).



Gambar 2: Aliran arus yang berasal dari satu sumber arus dalam bumi yang homogen isotropik



Gambar 3: Susunan elektroda arus dan potensial.

Pada pengukuran di lapangan digunakan dua elektroda untuk mengalirkan arus (C1 dan C2), dan beda potensialnya diukur diantara dua titik dengan dua elektroda potensial, P1 dan P2 (**Gambar 3**).

Potensial di titik P1 adalah:

$$V_{P1} = \frac{\rho I}{2\pi} \left(\frac{1}{R_1} - \frac{1}{R_2} \right) \quad (11)$$

dengan R1 dan R2 adalah jarak elektroda potensial P1 terhadap elektroda - elektroda arus. Sedangkan potensial di titik P2 adalah:

$$V_{P2} = \frac{\rho I}{2\pi} \left(\frac{1}{R_3} - \frac{1}{R_4} \right) \quad (12)$$

dengan R3 dan R4 adalah jarak elektroda potensial P2 terhadap elektroda-elektroda arus. Selisih potensial antara dua titik tersebut adalah,

$$\Delta V = V_{p1} - V_{p2}$$

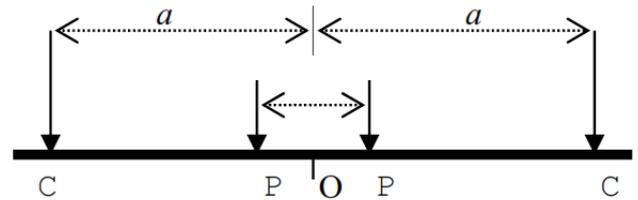
yaitu:

$$\Delta V = \frac{\rho I}{2\pi} \left[\left(\frac{1}{R_1} - \frac{1}{R_2} \right) - \left(\frac{1}{R_3} - \frac{1}{R_4} \right) \right] \quad (13)$$

2.2. Faktor Geometri Konfigurasi Schlumberger dan Dipole-dipole

Faktor geometri untuk setiap konfigurasi elektroda mempunyai harga yang berbeda. Pada konfigurasi elektroda Schlumberger

(**Gambar 4**), jarak titik tengah (O) terhadap elektroda arus C₁ sama dengan jarak titik tengah terhadap elektroda arus C₂ sebesar a. Sedangkan elektroda potensial (P₁ dan P₂) terletak diantara kedua elektroda arus dan terpisah dengan jarak b.



Gambar 4: Susunan elektroda Schlumberger.

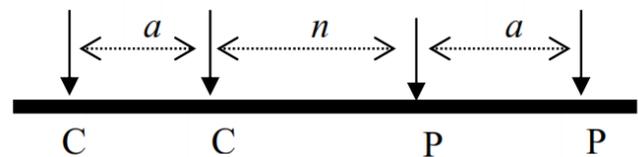
Faktor geometri untuk konfigurasi Schlumberger dengan syarat $b \ll a$ adalah,

$$K_S = 2\pi \left[\frac{1}{R_1} - \frac{1}{R_2} - \frac{1}{R_3} + \frac{1}{R_4} \right]^{-1}$$

$$K_S = 2\pi \left[\frac{1}{a-b/2} - \frac{1}{a+b/2} - \frac{1}{a+b/2} + \frac{1}{a-b/2} \right]^{-1}$$

$$K_S = 2\pi \left(\frac{a^2 - b}{b} \right) \quad (15)$$

Bila jarak spasi C₁ P₁ = P₂ C₂ = a, maka konfigurasi ini disebut Wener (hitung berapa nilai K-nya). Pada konfigurasi elektroda Dipole-dipole (**Gambar 5**), kedua elektroda potensial diletakkan di luar elektroda arus. Jarak antara kedua elektroda arus sama dengan jarak antara kedua elektroda potensial sebesar a. Sedangkan elektroda arus dan elektroda potensial bagian dalam (C2 dan P1) berjarak na.



Gambar 5: Susunan Elektroda Dipole-dipole.

Faktor geometri untuk konfigurasi Dipole-dipole adalah,

$$K_D = 2\pi \left[\left(\frac{1}{R_1} - \frac{1}{R_2} \right) - \left(\frac{1}{R_3} - \frac{1}{R_4} \right) \right]^{-1}$$

$$K_D = na\pi(n+1)(n+2) \quad (16)$$

2.3. Tahapan Kerja Pengumpulan Data

Data merupakan sesuatu yang sangat berharga sehingga sangat penting untuk mendapatkan data yang baik. Untuk mendapatkan data yang baik dan mewakili data dari daerah penelitian, maka dalam pengumpulan data ditempuh langkah-langkah yang tepat. Secara umum langkah tersebut adalah sebagai berikut;

1. Orientasi Lapangan,

Orientasi lapangan [3,4,5] dilakukan dengan melihat daerah penelitian secara global maupun detail. Hal ini dilakukan untuk menentukan letak lintasan dan titik-titik ukur dalam hubungannya dengan situasi dan kondisi medan daerah penelitian. Dalam penentuan lintasan pengukuran metode geolistrik juga mempertimbangkan beberapa hal, di antaranya bentangan elektroda tidak boleh sejajar dengan jalur listrik PLN, pipa air logam dalam tanah dan sungai, tetapi harus melintang atau memotong tegak lurus. Hal ini dimaksudkan agar arusnya tidak mengalir melalui medium konduktif tersebut.

2. Pengambilan Data

Setelah ditentukan lintasan, titik pengamatan dan konfigurasi elektroda yang akan digunakan, selanjutnya dilakukan pengukuran. Pengukuran dilakukan dengan sistem grid untuk lebih mempermudah dalam pengolahan data. Jarak titik amat pada lintasan dan panjang lintasan disesuaikan dengan target dan kondisi medan. Parameter-parameter yang diperoleh dari pengukuran tersebut adalah [6,7],

- a) posisi/koordinat masing-masing titik ukur
- b) besar arus yang dialirkan ke dalam tanah (mA)
- c) beda potensial yang terukur (mV)
- d) keterangan konfigurasi elektroda yang digunakan beserta spasi elektroda

3. Pengecekan Data di Lapangan

Setiap data yang telah diambil dianalisa secara kasar di lapangan dengan mengplotkan pada kertas bilog untuk melihat distribusi data. Jika ada data yang kurang smooth maka dapat dilakukan pengukuran ulang dengan segera.

e. Data mapping

Data *mapping* digunakan untuk mengetahui variasi resistivitas ke arah lateral. Pengambilan data dilakukan dengan memasang elektroda pada garis lurus sepanjang lintasan dengan jarak pisah tertentu (sesuai dengan konfigurasi yang dipilih). Pengukuran selanjutnya dilakukan dengan memindahkan keempat elektroda setiap kali pengukuran, sepanjang arah lintasan. Konfigurasi elektroda yang digunakan dalam pengambilan data mapping dapat berupa konfigurasi dipole-dipole, Schlumberger, dan Wenner serta variasinya.

f. Data sounding

Pengambilan data sounding [5] dimaksudkan untuk mengetahui variasi resistivitas ke arah vertikal (kedalaman). Dari data mapping yang diperoleh, dapat dianalisa secara kasar untuk memperkirakan tempat yang mempunyai beda resistivitas secara lateral dan bidang batasnya. Hasil analisa ini dapat digunakan untuk menentukan letak titik sounding. Dalam pengambilan data sounding, elektroda ditempatkan pada suatu garis lurus dengan jarak pisah tertentu sepanjang lintasan ukur.

Pengukuran selanjutnya dilakukan dengan menambah jarak pisah elektroda. Konfigurasi elektroda yang sering digunakan dalam pengambilan data sounding adalah konfigurasi Schlumberger dengan eksentrisitas (e) $1/3 < e < 1/5$, Wener, dan dipole.

2.4. Peralatan Lapangan

Peralatan utama yang dipergunakan dalam pengukuran geolistrik adalah Resistivimeter McOHM Mark-2 model-2115 [8]. Resistivimeter ini merupakan alat portable dengan sistem pengoperasian yang cukup mudah dan sederhana. Pengukuran dapat dilakukan secara efektif hanya dengan menekan tombol MEASURE untuk pengukuran resistivitas, sedangkan efek potensial diri (*Self Potensial*) medium telah dihilangkan (dikompensasi) secara otomatis oleh alat.

Resistivimeter McOhm Mark-2 memiliki kelebihan sebagai berikut:

1. Mampu mengalirkan arus ke dalam tanah yang cukup dalam. Hal ini dikarenakan arus dan tegangan yang dihasilkan cukup besar. Tegangan dan arus maksimum yang mampu dihasilkan oleh alat ini mencapai 400 V dan 200 mA.
2. Pembacaan hasil pengukuran yang mudah, karena hasil berupa data digital. Hasil pengukuran yang terbaca adalah beda potensial antara elektroda potensial (mV), arus yang diterima (mA), resistivitas bawah permukaan (ohm) dan jumlah stack yang dilakukan.
3. Jumlah stack dapat dilakukan sampai 64 kali. Proses stacking

digunakan untuk memperkuat S/N rasio agar diperoleh data yang efektif.

4. Ketelitian pembacaan beda potensial sampai $1 \mu\text{V}$, dan perbandingan S/N 90 dB.
5. Sekali pengukuran hanya membutuhkan waktu yang singkat (3,7 detik)
6. Data pengukuran dapat disimpan dengan kapasitas maksimum 128 file, dengan jumlah data 2000 data dan maksimum data per file 110.

Resistivimeter McOHM Mark-2 menggunakan sumber tegangan DC 12 V dengan baterai dalam (internal) dan baterai luar (eksternal) yang dapat diisi ulang jika dayanya telah menurun. Alat bantu lain yang diperlukan dalam pengambilan data lapangan antara lain:

1. Dua buah baterai luar (eksternal battery) 12 V
2. Dua rol alat ukur panjang @ 200 meter
3. Empat rol kabel @400 meter
4. Empat buah elektroda logam
5. Empat buah palu
6. Tiga buah HT untuk penghubung antara operator dengan para pemindah elektroda
7. Satu tool set komplit
8. Satu buah multimeter

3. PENGOLAHAN DATA DAN HASIL ANALISIS

Pengolahan data menggunakan hasil investigasi geofisika di Pacitan. Penggunaan daerah tersebut untuk memahamai karakter batuan sedimen sebagai batuan alas dimana sedikit banyak mempengaruhi kedalaman pondasi Instalasi Nuklir.

3.1. Pengolahan data mapping

Dari hasil pengukuran mapping diperoleh data posisi masing-masing titik ukur, besar arus, beda potensial serta keterangan konfigurasi elektroda yang digunakan. Selanjutnya dari data-data tersebut dilakukan perhitungan harga resistivitas semu di setiap titik ukur dengan persamaan $\rho_a = K \Delta V/I$. Resistivitas semu yang diperoleh dari semua lintasan dibuat peta kontur iso-resistivitas dengan bantuan software Surfer version 5. Peta kontur iso-resistivitas inilah yang nantinya akan digunakan untuk interpretasi. Pada makalah ini tiak disajikan pengolahan data secara mapping mengingat keterbatasan waktu dan akan disajikan secara mendetail pada pembahasan lain.

3.2. Pengolahan Data Sounding

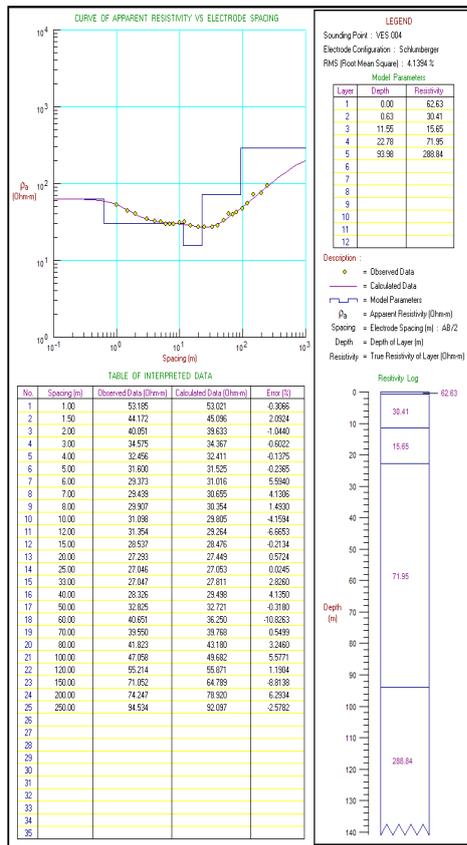
Data yang diperoleh dari pengukuran sounding diolah untuk memperoleh variasi resistivitas semu ke arah vertikal/kedalaman. Pengolahan data dilakukan dengan bantuan Program RES3DMOD ver. 2.1 [9] atau Progress Version 3.0, atau atau lainnya.

Dalam pengolahan data sounding ini diambil beberapa asumsi, yaitu:

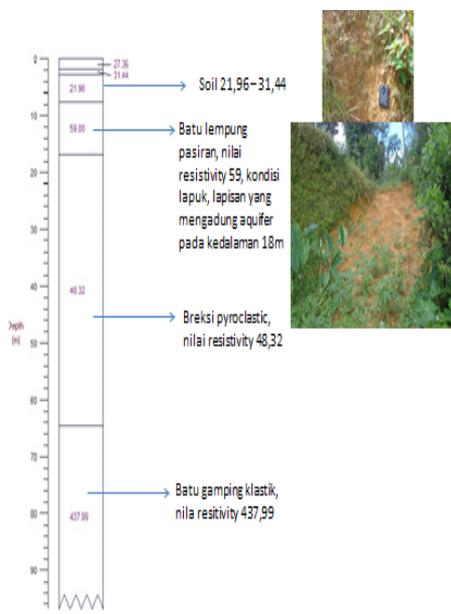
1. Medium merupakan sistem perlapisan *horizontal*
2. Medium homogen ke arah lateral
3. Lapisan paling bawah mempunyai ketebalan tak berhingga

Hasil akhir dari pengolahan data sounding berupa model perlapisan yang memiliki parameter berupa, a) banyaknya lapisan, b) harga resistivitas tiap-tiap lapisan, dan c) ketebalan masing-masing lapisan, serta d.kedalaman masing-masing lapisan

Dari nilai resistivitas yang ada dapat dikonversi melalui tabel standard resistivitas ke bentuk lithologi yang sesuai dengan nilai resistivitasnya. (**Gambar 6**)



Gambar 6: Hasil pengolahan dari Progress Version 3.0



Gambar 7: Hasil interpretasi data

Gambar 7 menunjukkan perlapisan batuan dalam arah vertikal. Perlapisan ini mencerminkan besarnya nilai resistivitas batuan yang ada di daerah penelitian. Secara vertikal dari bawah keatas dapat dilihat Batugamping klastik sebagai segmen yang mendominasi perlapisan batuan dengan nilai resistivitas 437,99 ohm m. Di atasnya secara selaras diendapkan Breksi Piroklastik dengan nilai resistivitas 48,32 ohm meter. Di atas breksi diendapkan secara selaras Batulempung pasir dengan nilai resistivitas 59. Pada litologi ini ternyata dijumpai adanya aquifer sebagai sumber air bagi penduduk disekitarnya. Hal ini memungkinkan karena batulempung memiliki

nilai porositas yang tinggi dan permeabilitas yang rendah sehingga bersifat kedap air.

Hasil interpretasi data juga menunjukkan bahwa lokasi penelitian secara geologi terbetuk pada lingkungan laut dangkal. Batu gamping dapat dibedakan menjadi dua yaitu batu gamping non klastik dan batu gamping klastik. Batu gamping non klastik merupakan koloni binatang laut terutama terumbu dan koral yang merupakan anggota coelenterate sehingga di lapangan tidak menunjukkan perlapisan yang baik dan belum banyak mengalami pengotoran mineral lain. Sedangkan batu gamping klastik merupakan hasil rombakan jenis batu gamping non klastik. (Sukandarumidi 2004, dalam Koordijanto 2009). Mengingat ketebalan batugamping cukup besar dan tersebar luas maaka diindikasikan bahwa batugamping merupakan batuan alas. Untuk itu hasil interpretasi perlu dikombinasikan dari data pengeboran ST untuk memastikan keberadaan batuan alas dan karakteristik batuan alas tersebut.

4. KESIMPULAN

Hasil analisis resistivitas akan menunjukkan perbedaan nilai kelistrikan batuan sehingga dapat digunakan untuk memahami lebih jauh karakteristik lapisan bawah permukaan. Di samping itu identifikasi potensi air bawah permukaan juga dapat dilihat berdasarkan profil 2 dimensi. Berdasarkan hasil analisis pada daerah penelitian maka indikasi batuan keras diperoleh pada kedalaman 64 m dengan ketebalan 437 m. Hal ini merepresentasikan nilai resistivitas 437 ohm-m dengan jenis batuan Batugamping klastik. Sedangkan akuifer dapat ditemukan pada kedalaman 17 m dengan ketebalan lapisan batuan 59 m. Lapisan akuifer ini terdapat pada litologi batulempung pasir. Tingkat kesalahan pembacaan resistivitas pada alat dapat dikurangi dengan mempertimbangkan faktor kalibrasi alat. Semakin rendah faktor kesalahan maka hasil pengolahan mempunyai indikasi ketepatan yang tinggi, disisi lain faktor komposisi litologi batuan khususnya batuan beku juga akan memperbesar faktor kesalahan. Hal ini karena batuan beku memiliki nilai resistivitas yang rendah.

REFERENSI

- [1] Telford, W.M., et.al, (1976); *Applied Geophysics*, edisi 1. Cambridge University Press, Cambridge, London, New York, Melbourne.
- [2] Jaime Urrutia-Fucugauchi et al., (2014); *Volcano-sedimentary stratigraphy in the Valsequillo Basin, Central Mexico inferred from electrical resistivity soundings*, GEOFÍSICA INTERNACIONAL 53-1: 87-94
- [3] Madan K. Jha et al., (2008); *Vertical electrical sounding survey and resistivity inversion using genetic algorithm optimization Technique*, Journal of Hydrology 359, 71- 87
- [4] Farid A, (1997); *Penyelidikan Keberadaan Batuan Situs Purbakala Candi Kedulan dengan Metode Resistivitas*, Skripsi SI; Geofisika UGM.
- [5] Nils Perttu et al., (2011); *Characterization of aquifers in the Vientiane Basin, Laos, using Magnetic Resonance Sounding and Vertical Electrical Sounding*, Journal of Applied Geophysics 73 207-220
- [6] Sandro V.G.B, (1998); *Investigation of Archaeological Sites, Evaluation of Archaeological Potential Using Non Destructive Geophysical Methods*, Archeosurvey; Ronvigo Italy.
- [7] Sarma P.V, (1997); *Environmental and Engineering Geophysics*; Cambridge University Press.
- [8] Lining Song, (2012); *Estimation of groundwater levels with vertical electrical sounding in the semiarid area of South Keerqin sandy aquifer, China*, Journal of Applied Geophysics 83 11-18
- [9] Loke, M.H., (1997); *Free Software RES3DMOD ver. 2.1*, www.ABEM.SE

TANYA JAWAB1. **Penanya:** *M Najib*Pertanyaan:

- a) Kajian Geolistrik ini berapa persen keakurasiannya?
- b) Apakah geolistrik sebaiknya dilakukan pada musim panas (kering) atau musim hujan?

Jawaban:

- a) Akurasi hasil investigasi Geolistrik sangat tinggi namun demikian pemodelan ini dapat bermasalah jika di lokasi ditemukan singkapan litologi lahar beku. Faktor error dapat terjadi dengan estimasi penyimpangan sampai 10% dikarenakan faktor akurasi alat pembacaan, human error.
- b) Geolistrik dapat dilakukan baik pada musim panas dan hujan dengan menambah panjang lilitan dan memperpendek rentang jarak pengamatan.



Seminar Keselamatan Nuklir 2015

Makalah Penyaji

Bidang Instalasi dan Bahan Nuklir

Prosiding
Seminar
Keselamatan
Nuklir
2015

DECISION MAKING AND MODELING DENGAN PENDEKATAN REKAYASA SISTEM (SYSTEM ENGINEERING) TERHADAP PROSES PERIZINAN PLTN (STUDI KASUS PERIZINAN USNRC)

Arifin Muhammad Susanto

Pusat Pengkajian Sistem Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir (P2STPIBN) BAPETEN
a.msusanto@bapeten.go.id

ABSTRAK

DECISION MAKING & MODELING DENGAN PENDEKATAN REKAYASA SISTEM (SYSTEM ENGINEERING) TERHADAP PROSES PERIZINAN PLTN (STUDI KASUS PERIZINAN USNRC). Rekayasa sistem atau system engineering mempunyai peranan penting dalam mengelola dan mengembangkan sistem yang kompleks. Telah terbukti dalam pengembangan pesawat ruang angkasa dan perangkat atau produk militer yang dimulaidari pengembangan konsep hingga akhir umur sistem. Sejalan dengan itu, dalam kajian ini ditunjukkan pemodelan runtutan proses perizinan dan penentuan pengambilan keputusan dengan menggunakan metode matematis, dalam pemodelan proses digunakan software Engineering Architect yang didasarkan dari bahasa SysML. Berikut perhitungan matematis yang dilakukan untuk pengambilan keputusan berdasarkan resiko. Proses perizinan yang diacu yaitu Combine License (COL) dan Two-Step Licensed dari USNRC.

Kata kunci: Rekayasa sistem, proses perizinan

ABSTRACT

DECISION MAKING & MODELING USING SYSTEM ENGINEERING IN NPP LICENSING PROCESS (USNRC LICENSING CASE). System engineering approach has taken an important role on managing and developing the complex system. It has been proven on dealing with aerospace and military products development from concept development until end of system's life cycle. Conformance with that, this study presented the sequence modeling of licensing process and decision making determination using mathematical method, Engineering Architect software based on SysML was used to model the process. As well as, mathematical calculation for decision making under risk also applied. In this study USNRC licensing process is taken.

Keywords: System engineering, licensing process

1. PENDAHULUAN

Dalam pemanfaatan tenaga nuklir terutama pada pembangunan dan pengoperasian PLTN diperlukan proses perizinan yang detail, sejalan dengan Peraturan Pemerintah No. 2 tahun 2014 tentang Perizinan Instalasi Nuklir dan Pemanfaatan Bahan Nuklir pasal 4 "Pembangunan dan Pengoperasian Reaktor Nuklir serta Dekomisioning wajib memiliki izin". Badan Pengawas harus memastikan bahwa pemanfaatan tenaga nuklir dapat bermanfaat dan bertanggung jawab terhadap keselamatan dan kesehatan pekerja dan anggota masyarakat serta perlindungan terhadap lingkungan hidup.

Berdasarkan pengalaman dari negara pemilik PLTN, proses perizinan PLTN umumnya mengacu terhadap proses izin yang dikeluarkan oleh USNRC. Pada awalnya sesuai dengan 10 CFR 50, proses perizinan yang berlaku adalah dengan *Two-Step license* yang mensyaratkan izin konstruksi (*Construction Permit/CP*) dan izin operasi (*Operating License/OL*) secara terpisah, akhirnya berdasarkan 10 CFR 52, NRC memberikan alternatif lain dalam proses perizinan PLTN baru dengan menggunakan izin gabungan (*Combine License/CL*), proses izin tahap awal (*Early Site Permit/ESP*) dan desain sertifikasi instalasi. Izin gabungan ini menyatukan izin konstruksi dan izin operasi dalam satu tahapan izin.

Rekayasa sistem telah berkembang pesat dalam pengembangan teknologi informasi dan sistem kompleks lainnya, Rekayasa sistem adalah kegiatan untuk menentukan spesifikasi, perancangan,

pengimplementasian, penyebaran, dan pemeliharaan sistem sebagai satu kesatuan[1]. Salah satu tujuan diaplikasikannya rekayasa sistem adalah mengurangi resiko pengembangan, meningkatkan efisiensi dan produktifitas. Aplikasi dari rekayasa sistem antara lain mencakup pemodelan dan pengambilan keputusan (*decision making*). Informasi yang akurat dan terarah mampu mengurangi resiko dalam proses izin yang diambil.

Kajian ini diharapkan mampu memberikan manfaat dari keilmuan lain yaitu pemanfaatan rekayasa sistem yang berkembang pesat untuk kepentingan pengambilan keputusan, baik secara kualitatif dan kuantitatif sehingga keputusan yang diambil sangat baik.

2. METODOLOGI

Model adalah representasi dari sebuah bentuk nyata, sedangkan sistem adalah saling keterhubungan dan ketergantungan antar elemen yang membangun sebuah kesatuan, biasanya dibangun untuk mencapai tujuan tertentu. Sebuah pemodelan sistem, merupakan gambaran bentuk nyata yang dimodelkan secara sederhana, menggambarkan konstruksi integrasi hubungan dan ketergantungan elemen, fitur-fitur dan bagaimana sistem tersebut bekerja[2].

Decision modeling bertujuan untuk mencari keputusan yang dirasa paling optimal, dengan menggunakan *trade-off* (optimisasi) diantara perbedaan, keuntungan maupun kelemahan dari suatu obyek yang dituju. Pembuatan model menggambarkan bagaimana

sistem bekerja. Pemodelan membutuhkan kombinasi dari pengetahuan dan logika dari para ahli.

Penggunaan rekayasa system dalam makalah ini diharapkan memberikan gambaran (*insights*) bagaimana proses perizinan berlaku, oleh karena itu dapat diketahui bagaimana proses perizinan berlangsung dan dapat berguna untuk mengakselerasi bagaimana sistem saling berinteraksi dan tentunya meningkatkan efisiensi dengan tanpa mengesampingkan keselamatan.

3. PROSES PERIZINAN

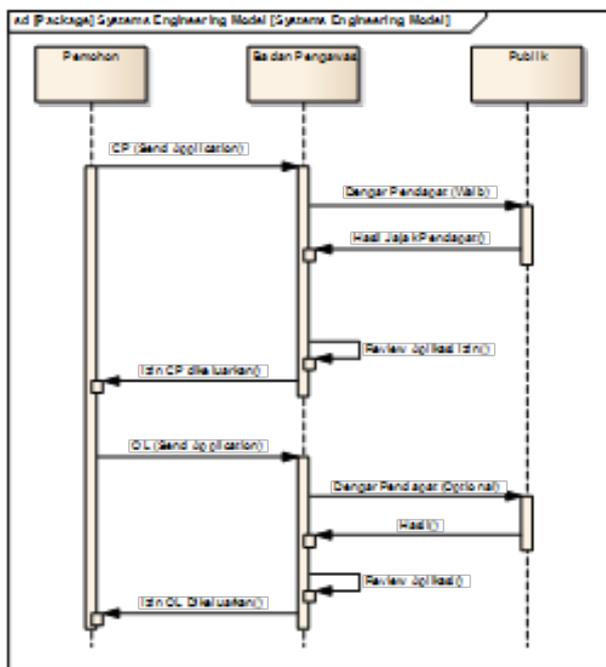
Secara umum proses perizinan mensyaratkan pemohon izin untuk mendapatkan izin sebelum melaksanakan tahapan izinnya. Secara umum terdapat dua macam proses perizinan PLTN yang berlaku hingga saat ini yaitu perizinan bertahap dan izin gabungan sebagaimana dipopulerkan oleh USNRC.

Berdasarkan PP 2/2014 tentang Perizinan Instalasi Nuklir dan Pemanfaatan Bahan Nuklir terdapat izin tapak, konstruksi, komisioning, dan operasi, masing-masing tahapan izin mensyaratkan persyaratan-persyaratan tertentu baik teknis dan administrasi yang harus dipenuhi pemohon izin untuk mendapat persetujuan badan pengawas. Sistem perizinan yang berlaku di Indonesia adalah perizinan bertahap. Dalam kajian ini akan dibahas proses perizinan dari USNRC.

3.1. Sistem Perizinan Dua Tahap

Sistem ini terdiri dari dua tahap yaitu CP dan OL, sebagaimana yang telah dinyatakan dalam 10 CFR Part 50. Tujuan dari CP adalah yang pertama menyakinkan bahwa desain PLTN yang diusulkan selamat, yang kedua adalah untuk mereview keselamatan desain awal dan ketiga yaitu untuk mengevaluasi dampak lingkungan dan strategi mengurangi dampaknya.

Sedangkan OL, keselamatan operasi PLTN dievaluasi dengan memastikan bahwa desain akhir memenuhi kriteria penerimaan. Diagram rentetan (*sequence diagram*) dalam Gambar 1 menggambarkan secara detail urutan proses perizinan dua tahap.



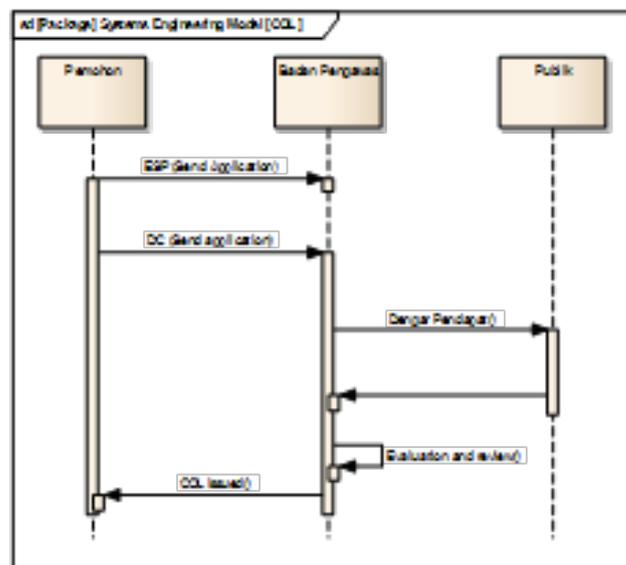
Gambar 1: Diagram Rentetan Proses Perizinan Dua Tahap

Dalam gambar tersebut pemohon CP memasukkan dokumen izin, selama proses review oleh Badan pengawas, dilakukan pula jajak pendapat dengan khalayak umum/publik untuk mensosialisasikan aspek keselamatan berikut pengaruh dan

dampak lingkungan yang akan terjadi. Izin CP dapat diterbitkan setelah hasil evaluasi terhadap keselamatan telah memenuhi kriteria penerimaan. Di sisi lain pada proses izin OL, jajak pendapat tidak menjadi syarat utama dalam penerbitan izin, tapi dapat juga dilakukan dan hasil pembahasannya dapat menjadi pertimbangan dalam penerbitan izin selain evaluasi keselamatan dan aspek lainnya.

3.2. Sistem Perizinan Gabungan

Sistem izin gabungan merupakan terobosan yang diterbitkan sesuai dengan 10 CFR Part 52, dimana terdiri dari Izin Tapak awal (ESP) dan proses sertifikasi desain instalasi standar (DC). Alternatif baru dalam proses perizinan ini dikembangkan dalam rangka mengurangi ketidakpastian dalam proses perizinan banyak tahap yang mungkin dapat menunda pembangunan PLTN. Gambar berikut menunjukkan alur rentetan proses perizinan yang akan dilaksanakan pemohon izin berikut antarmuka dengan badan pengawas.



Gambar 2: Diagram Rentetan Proses Perizinan Gabungan

4. PENDEKATAN SISTEM REKAYASA

Dengan mengaplikasikan makna dari sistem rekayasa yaitu kumpulan konsep, pendekatan dan metodologi, serta alat-alat bantu (*tools*) untuk merancang dan menginstalasi sebuah kompleks sistem [3], maka diharapkan dapat memanfaatkan untuk mengurangi potensi resiko yang mungkin terjadi.

Dalam makalah ini dititikberatkan pada potensi resiko yang mungkin timbul dalam proses perizinan dari dua contoh kasus yang disebutkan di atas.

Untuk dapat mengetahui sistem secara menyeluruh atau holistik, disini penulis akan menjabarkan (*break down*) alur sistem perizinan secara sistem yaitu input-proses-output. Salah satu tool yang akan digunakan adalah pemodelan IDEF0.

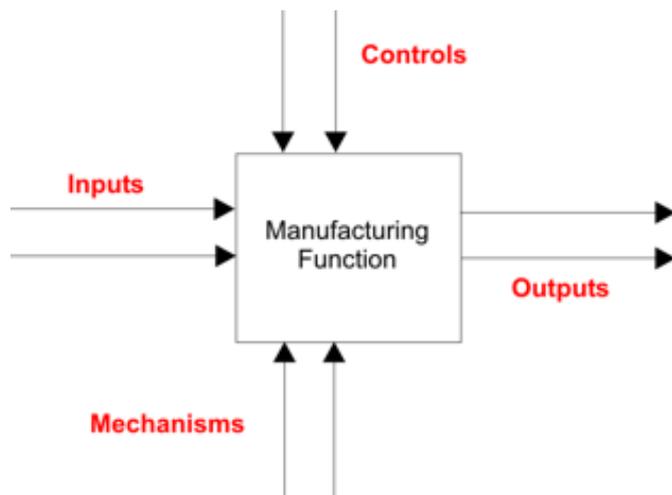
4.1. IDEF0

IDEF0 (*Integration DEFinition language 0*) merupakan bahasa pemodelan yang menggunakan gambar dengan disertai penjelasan yang komprehensif untuk menjelaskan tahapan/metodologi pengembangan dari suatu sistem. Sistem dimodelkan sebagai kumpulan fungsi yang saling berkaitan satu dengan yang lain untuk membentuk suatu fungsi utama. Fungsi tersebut menjelaskan apa yang dikerjakan oleh sistem, sehingga apa saja yang mengontrol, memproses, diproses, dan dihasilkan oleh sistem tersebut dapat diketahui.

Model IDEF0 dasar terdiri dari 5 komponen yaitu [4]:

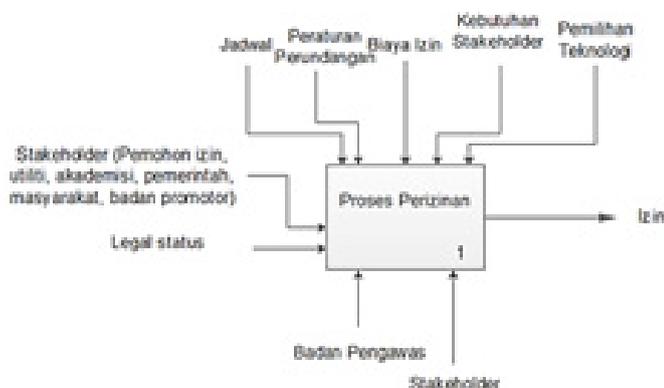
1. *Aktivitas*. Merupakan komponen suatu sistem yang menjalankan atau melakukansuatu tindakan.
2. *Input*. adalah sesuatu yang ditransformasikan oleh suatu aktivitas.
3. *Control*. Dengan Control sesuatu yang menentukan bagaimana suatu aktivitas terjadi tetapi tidak ditransformasikan olehnya.
4. *Output*. Sesuatu yang dihasilkan oleh aktivitas
5. *Mechanism*. Orang, fasilitas, mesin, atau lainnya yang menjalankan aktivitas.

Model IDEF0 secara umum terdiri dari level 0, hingga level 3 yang masing-masing merepresentasikan penjabaran dari sistem maupun sub-sistem dan komponen dari obyek. IDEF0 dapat disajikan pada **Gambar 3**.



Gambar 3: Struktur Kotak dan Arah Panah IDEF0

Model IDEF0 dapat digunakan untuk menunjukkan proses perizinan secara umum, yaitu (1) input dapat ditunjukkan oleh stakeholder (termasuk pemohon izin, utiliti, masyarakat, pemerintah, akademisi, maupun badan promotor, dan tidak lupa badan pengawas), (2) sebagai controls yaitu: peraturan-peraturan yang berlaku (Undang-undang, Peraturan, Pedoman), spesifikasi teknis, jadwal, dan biaya, (3) untuk mechanism yaitu Badan pengawas dan stakeholder itu sendiri, (4) output adalah opsi perizinan yang ada atau bila ada pilihan seperti tersebut di atas maka outputnya adalah keputusan terhadap proses perizinan. **Gambar 4** adalah struktur IDEF0 untuk proses perizinan level 0.

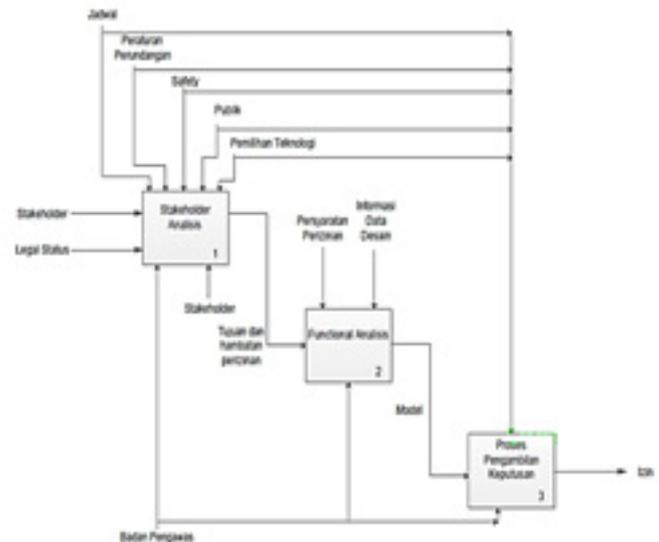


Gambar 4: IDEF0 Level 0 Sistem Perizinan PLTN

Kegiatan di atas dapat dipecah kembali ke level 1 yang disajikan pada **Gambar 5**.

IDEF0 level 1 merupakan penjabaran dari level 0, dimana didalam proses perizinan mencakup tiga sub-fungsi yaitu: (1) Stakeholder analisis; mencari tahu persyaratan apa yang dibutuhkan

pemohon dilihat dari sisi pemohon dan legal status yang ada, dengan tetap menjalankan fungsi control yaitu jadwal proyek, peraturan perundangan yang ada berikut kriteria keberterimaan yang harus dipenuhi, keselamatan masyarakat dan lingkungan, termasuk peran serta aktif masyarakat/publik yang mengawal proyek ini untuk tetap konsisten dengan peraturan dan persyaratan yang ada, dan tentunya pemilihan teknologi atau desain akan menjadi sangat penting dalam kaitannya dengan pemenuhan kebutuhan daya listrik nasional, dan ketersediaan material termasuk sumber daya lain. Badan pengawas akan mengawal proses perizinan secara informal sebelum dokumen izin masuk, dan akan diriview setelah secara resmi memasukan izin.



Gambar 5: IDEF0 Level 1 Sistem Perizinan PLTN

Sub-fungsi kedua yaitu (2) functional analisis, keluaran dari sub-fungsi ke-1 yaitu berupa tujuan atau persyaratan yang ingin dicapai stakeholder, contoh a.l.: untuk memenuhi kebutuhan listrik 35000 watt, maka diperlukan PLTN yang mampu memberikan kapasitas besar sehingga tidak membutuhkan pembebasan tapak yang luas, dan waktu refueling yang lama misal selama 22 bulan, keberlanjutan terhadap ketersediaan bahan bakar, material, dan lain sebagainya. Di samping itu tentunya pemilihan teknologi mempunyai hambatan a.l. dengan kapasitas daya tinggi maka suhu *discharge* pendingin *reactor* akan mempunyai perbedaan suhu dengan suhu ambient air laut (Δt), Suhu output yang tinggi dapat mematikan ekosistem pantai sekitar dan akan berdampak pada sosioekonomi sekitar tapak. Hambatan yang ada harus dijabarkan untuk mengetahui seberapa layak-kah teknologi tersebut digunakan berbanding dengan manfaat yang akan diraih.

Sub-fungsi (3) Pengambilan keputusan, analisis dilakukan untuk menentukan perizinan PLTN, apabila kaitannya dengan sistem perizinan gabungan dan dua tahap maka diputuskan jenis perizinan yang akan dipakai, selain itu pemodelan di atas juga dapat menjadi suatu tool/alat untuk menentukan arah proyek pembangunan PLTN dengan pendekatan rekayasa teknik yang memperhatikan seluruh aspek secara holistik, untuk mendapatkan tujuan dengan tidak mengesampingkan keselamatan dan persyaratan yang berlaku.

5. PROSES PENGAMBILAN KEPUTUSAN

Dalam proses pengambilan keputusan, perlu dilakukan analisis kelebihan dan kekurangan dari masing-masing pilihan yang ada. Beberapa pilihan yang ada tentunya tidak ada yang sempurna sesuai dengan keinginan stakeholder atau pemohon, tapi diantara beberapa pilihan tentu hanya ada satu pilihan yang terbaik.

Disini terdapat dua pilihan yaitu sistem izin gabungan dan dua tahap. Pada **Tabel 1** ditunjukkan kelemahan dan kelebihan dari dua sistem perizinan.

Pemilihan atau seleksi proses izin dapat dikuantifikasi untuk menentukan mana yang terbaik di antara dua pilihan tersebut. Dalam rekayasa teknik terdapat bermacam-macam persamaan atau model matematis untuk menentukan/menseleksi satu pilihan diantara beberapa pilihan.

Model matematis yang akan digunakan adalah pengambilan keputusan menurut resiko (*decision making under risk*). Resiko yang muncul dapat langsung ditentukan namun juga resiko yang datang kemudian hari. Ketidakpastian atau resiko menjadi parameter dalam kalkulasi berikut probabilitas dari masing aspek. Pengambil keputusan telah memiliki pengetahuan atau pengalaman mengenai apa yang akan dihadapi tapi tidak mengetahui probabilitas terjadinya suatu kejadian, dengan kondisi ketidakpastian tersebut, beberapa model matematis yang dapat digunakan untuk membantu pangambil keputusan[5].

Perhitungan matematis yang mengacu di atas ada bermacam-macam antara lain yaitu *Laplace criterion*, *Hurwicz Criterion*, *maximax or Maximin*, dan beberapa model perhitungan lainnya. Kajian kali ini penulis mencoba menggunakan kriteria Laplace.

5.1. Kriteria Laplace [6]

Kriteria ini merupakan suatu tools atau alat untuk menentukan pilihan bila ternyata tidak ada informasi terhadap nilai probabilitas suatu keluaran, kriteria ini mengasumsikan bahwa probabilitas tersebut akan bernilai sama (equal). Maka, jika terdapat n keluaran, lalu probabilitas masing-masing kejadian adalah $1/n$.

Tabel 1: Kelebihan dan Kekurangan antar Dua Sistem Perizinan

Sistem Izin	Jadwal	Publik	Badan Pengawas	Teknologi	Sosio-ekonomi	Biaya Proyek
Dua Tahap	<ul style="list-style-type: none"> Potensi delay akibat perubahan ekonomi, politik, dan ketidakpastian lain Potensi terhadap pemenuhan kriteria yang ditetapkan Potensi terhadap penerimaan publik 	Peran public yang bersifat mandatori	Kendali penuh	<ul style="list-style-type: none"> Dimungkinkan adanya pengembangan teknologi Potensi resiko terhadap teknologi unproven 	<ul style="list-style-type: none"> Proses izin dan pembangunan PLTN yang berlarut meningkatkan potensi menurunnya penerimaan public terhadap proyek MAsalah lingkungan belum dibahas hingga konstruksi 	Potensi membengkak akibat ketidakpastian jadwal
Izin Gabungan	Sangat efisien	Peran serta public yang mandatori	<ul style="list-style-type: none"> Secara regulasi belum terbukti Kemampuan/ekspertis diuji 	<ul style="list-style-type: none"> Penggunaan teknologi maju Sertifikasi desain 	<ul style="list-style-type: none"> Lingkungan dibahas dari awal dalam ESP Proyek tidak berlarut-larut, masyarakat langsung mendapat manfaat 	On budget atau bahkan pengurangan biaya

Pendekatan ini menyarankan pembuat keputusan untuk menghitung hasil yang diharapkan (expected payoff) untuk masing-masing kejadian dan mengambil nilai hasil terbesar sebagai pilihan. Kriteria Laplace adalah yang pertama menggunakan penilaian probabilitas eksplisit mengenai kemungkinan terjadinya suatu kejadian. Oleh karena itu, ini model dasar pertama yang menggunakan semua informasi yang tersedia di matriks hasil.

Tabel 2: Matriks Hasil

Strategi	Kondisi					
	Sistem Izin	Jadwal	Publik	Badan Pengawas	Teknologi	Sosio-ekonomi
Dua Tahap	4	7	9	7	4	3
Izin Gabungan	8	6	5	8	7	9

Pembobotan diambil berdasarkan asumsi penulis dengan rentang (1-10) dimana angka terendah '1' adalah berimplikasi buruk terhadap proyek, dan angka tertinggi '10' adalah berimplikasi baik terhadap proyek.

$$EP_n = \frac{1}{n} [P_1 + P_2 + P_n] \quad (1)$$

Dimana: n = banyaknya kejadian/aspek
P = hasil (payoff)

Dari rumus di atas didapat, dengan n = 6

$$EP_1 = \frac{1}{n} [P_1 + P_2 + P_n] \quad (2)$$

$$EP_1 = \frac{1}{6} [4 + 7 + 9 + 7 + 4 + 3]$$

$$EP_1 = 5,6667$$

$$EP_2 = \frac{1}{6} [8 + 6 + 5 + 8 + 7 + 9]$$

$$EP_2 = 7,166$$

Dari hasil di atas didapatkan bahwa keputusan terbaik ada pada EP_2 atau pada sistem perizinan gabungan.

6. KESIMPULAN

Kajian ini memberikan gambaran pengambilan keputusan berdasarkan keunggulan maupun kelemahan dari masing-masing obyek yang dituju.

Dari hasil pembahasan kuantitas didapatkan bahwa hasil untuk EP_2 atau perizinan gabungan lebih tinggi ($EP_2 = 7,166$) dari hasil yang didapat pada perizinan dua tahap, sebagaimana yang diwakilkan oleh $EP_1 = 5,6667$.

Sejalan dengan hasil kuantitatif, secara kualitatif dilihat dari diagram rentetan menunjukkan bahwa sistem perizinan gabungan memerlukan proses yang lebih singkat dibanding dengan sistem perizinan dua tahap.

Rekayasa sistem tidak hanya umum digunakan dalam pengembangan perangkat lunak, atau pengembangan produk sarat teknologi, tapi dapat juga dimanfaatkan untuk mempermudah penyelesaian masalah.

Pengambilan keputusan secara rasional/konvensional membutuhkan waktu dan persiapan yang berlarut-larut. Penggunaan model matematis digunakan sebagai alat untuk mengkuantifikasi suatu informasi dengan melakukan pembobotan. Kajian ini telah memberikan hasil pemilihan sistem perizinan dari dua pilihan.

Metode ini dapat digunakan untuk proyek pembangunan PLTN baru dan juga dapat dimanfaatkan tidak hanya oleh pemohon izin tapi

juga badan pengawas, dalam rangka meningkatkan efektifitas perizinan tanpa mengesampingkan resiko dan ketidakpastian yang ada.

Atribut pembobotan dan hasil perhitungan menunjukkan sistem izin gabungan memberikan hasil yang dominan.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] **Sommerville, Ian.**, (2001); *Software Engineering: Jilid 1 & 2 Edisi 6*. Penerbit Erlangga; Jakarta. Indonesia.
- [2] **Marlisa, J.**, (2013); *Riset Manajemen Operasi & Bisnis, Pasca Sarjana*; Universitas Mercu Buana, Juni.
- [3] **SmartCapp**, (2009); <https://smartcapp.wordpress.com/2009/02/14/rekayasa-sistem/>, disunting tanggal 30 April 2015, jam 10:17 AM
- [4] **Gregory S. Parnell, et al.**, (2010); *Decision Making in System Engineering and Management 2nd Edition*, A John Wiley & Sons, Inc.
- [5] **Shunkar G.**, (2010); *Presentation file on Operation Research*, Naraina College of Engg & Tech. Kanpur.
- [6] **Pazek K., Rozman C.**, (2008); *Decision Making Under Conditions Of Uncertainty In Agriculture: A Case Study Of Oil Crops*, ISSN 1330-7142.

TANYA JAWAB

1. Penanya: Agus Yudhi

Pertanyaan:

Apakah pendekatan rekayasa sistem dapat digunakan untuk menilai tingkat kemampuan evaluator dalam melakukan evaluasi perizinan berdasarkan waktu yang ditentukan dalam PP 2/2014

Jawaban:

Software model based system engineering, dapat digunakan untuk simulasi model, secara fitur dapat digunakan untuk menganalisis proses atau sistem . namun penulis belum sampai menggunakan fitur tersebut.

2. Penanya: Djarwanti R

Pertanyaan:

- Apakah metoda ini sudah diaplikasikan?
- Metode mana yang lebih menguntungkan, apa kelebihan metode tersebut

Jawaban:

- Belum, baru pada tahap ide/pengembangan
- Metode combinelicense, kelebihanannya yaitu mengurangi biaya, SDM dan waktu/jadwal proyek



Seminar Keselamatan Nuklir 2015

Makalah Penyaji

Bidang Instalasi dan Bahan Nuklir

Prosiding
Seminar
Keselamatan
Nuklir
2015

PENGAMBILAN KEPUTUSAN (*DECISION MAKING*) PADA SELEKSI TAPAK DENGAN PENDEKATAN *VALUE MODELING*

Arifin Muhammad Susanto

Pusat Pengkajian Sistem Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir (P2STPIBN) BAPETEN
a.msusanto@bapeten.go.id

ABSTRAK

PENGAMBILAN KEPUTUSAN (*DECISION MAKING*) PADA SELEKSI TAPAK DENGAN PENDEKATAN *VALUE MODELING*. Seleksi tapak membutuhkan penanganan khusus terutama terkait parameter-parameter teknis yang harus mampu memenuhi persyaratan yang dipersyaratkan dalam pembangunan PLTN. Dalam proses penapisan tapak, diperlukan suatu pengambilan keputusan untuk mendapatkan tapak optimal diantara beberapa kandidat tapak. Rekayasa sistem (*system engineering*) tidak hanya mempunyai peranan penting dalam mengelola dan mengembangkan sistem yang kompleks tapi juga memberikan metode kuantifikasi dalam pengambilan keputusan. *Metode Value Modeling-Swing Weight Matrix* akan diaplikasikan dalam kajian ini, dengan studi kasus tapak Kori dan Wolsong di Korea Selatan

Kata kunci: Rekayasa sistem, pengambilan keputusan, pemilihan tapak

ABSTRACT

DECISION MAKING PROCESS ON SITE SELECTIONS USING VALUE MODELING APPROACH. Site selections require sophisticated supervision especially on technical parameters in order to fulfill the requirements of NPP development. Decision making is needed on the process of site screening among other site candidates. System engineering not only has an important role on tailoring and developing of complex system but also provide quantified methods on decision making as well. Value Modeling - Swing Weight Matrix Method was applied in case of Kori and Wolsong site selection in South Korea

Keywords: System engineering, decision making, site selection.

1. PENDAHULUAN

Proses pemilihan tapak adalah suatu proses memilih tapak paling optimal yang akan dibangun instalasi nuklir dengan mengaplikasikan kriteria keberterimaan yang memadai, baik terkait keselamatan dan non-keselamatan (antara lain aspek sosio-ekonomi, budaya, dan lain-lain.)

Berdasarkan DS 433 *Safety Aspects in Siting for Nuclear Installations*, terdapat dua tahapan besar dalam aspek keselamatan dalam evaluasi tapak instalasi nuklir. Dua tahapan tersebut dapat dijabarkan menjadi lima tahap, yaitu: (1) Survei tapak; (2) Pemilihan tapak; (3) Kajian Tapak (evaluasi); (4) Pre-operasi; dan (5) Tahap Operasi. Proses pemilihan tapak umumnya mencakup investigasi beberapa wilayah untuk menjadi tapak kandidat dengan melakukan survei tapak.

Pemilihan tapak tidak hanya mencakup parameter-parameter seperti seismik, geoteknik, dispersi, hidrologi, kegunungpian (kejadian eksternal akibat alam), dan kejadian akibat ulah manusia, tapi juga terkait sosial-ekonomi, politik, dan budaya di sekitar calon tapak. Detail evaluasi, perbandingan dan perbandingan merupakan cara untuk menentukan tapak terbaik bagi pembangunan PLTN.

Rekayasa sistem telah berkembang pesat dalam pengembangan teknologi informasi dan sistem kompleks lainnya, Rekayasa sistem adalah kegiatan untuk menentukan spesifikasi, perancangan, pengimplementasian, penyebaran, dan pemeliharaan sistem sebagai satu kesatuan[1]. Salah satu tujuan diaplikasikannya rekayasa sistem adalah mengurangi resiko pengembangan, meningkatkan efisiensi dan produktifitas. Aplikasi dari rekayasa

sistem antara lain mencakup pemodelan dan pengambilan keputusan (*decision making*). Informasi yang akurat dan terarah mampu mengurangi resiko dalam proses izin yang diambil.

Analisis keputusan multiobjective digunakan pada studi perdagangan dan evaluasi sistem dan arsitektur alternatif desain. Atribut diidentifikasi untuk mengukur pencapaian masing-masing tujuan. Nilai (utilitas) model adalah persamaan matematika yang menilai suatu skor angka (atau utilitas) pada atribut dan bobot masing-masing atribut. Salah satu konsep yang menantang adalah bahwa bobot tergantung pada pentingnya dan variasi dari berbagai atribut. Banyak analisis, tidak akrab dengan teori matematika, menilai bobot hanya berdasar pentingnya suatu masalah[2].

Kajian ini diharapkan memberikan wawasan (*insight*) tentang proses pengambilan keputusan menggunakan rekayasa sistem. Metode kuantifikasi yang diberikan oleh pendekatan rekayasa sistem (a.l. *value modeling*), dapat digunakan dalam proses optimisasi berdasarkan resiko.

2. LANDASAN TEORI

Sistem dirancang untuk memenuhi kebutuhan masa depan para pemangku kepentingan termasuk pemilik, pengguna, dan konsumen produk dan jasa. Umumnya, dengan meningkatnya kompleksitas sistem (atau sistem dari sistem atau perusahaan), insinyur sistem harus melibatkan lebih pemangku kepentingan, mendefinisikan lebih antarmuka sistem, mempertimbangkan banyak kendala sistem, dan mengidentifikasi banyak

persyaratan. Selain itu, karena sistem harus dirancang untuk mempertimbangkan kebutuhan masa depan, ketidakpastian lingkungan sistem masa depan dan potensi risiko dari perubahan antarmuka, persyaratan baru, dan kegagalan sistem berkontribusi pada peningkatan kompleksitas sistem desain[2].

Model adalah representasi dari sebuah bentuk nyata, sedangkan sistem adalah saling keterhubungan dan ketergantungan antar elemen yang membangun suatu kesatuan, biasanya dibangun untuk mencapai tujuan tertentu. Sebuah pemodelan sistem, merupakan gambaran bentuk nyata yang dimodelkan secara sederhana, menggambarkan konstruksi integrasi hubungan dan ketergantungan elemen, fitur-fitur dan bagaimana sistem tersebut bekerja[3].

Decision modeling bertujuan untuk mencari keputusan yang dirasa paling optimal, dengan menggunakan *trade-off* (optimisasi) diantara perbedaan, keuntungan maupun kelemahan dari suatu obyek yang dituju. Pembuatan model menggambarkan bagaimana sistem bekerja. Pemodelan membutuhkan kombinasi dari pengetahuan dan logika dari para ahli.

2.1. Proses Pengambilan Keputusan

Dalam pengambilan keputusan untuk menentukan tapak yang optimal, pertimbangan kriteria untuk calon lokasi ditentukan berdasarkan pada penilaian seberapa dalam dampak yang dapat mempengaruhi calon lokasi tapak dan menyebabkan kecelakaan.

Obyek tapak yang akan dikaji yaitu telah dipersempit untuk dua calon tapak: tapak Wolsong dan tapak Kori setelah melalui proses penyaringan yang diperlukan.

Aspek yang dipertimbangkan dalam analisis pengambilan keputusan ini adalah batimetri, gempa bumi, badai, hujan, pesawat, ledakan, pelepasan gas, militer, penggunaan lahan, daerah bersejarah dan properti, dan kepadatan penduduk. Setiap kriteria memiliki kelemahan dan keuntungan sendiri. Kekurangan dan kelebihan ini dibedakan dengan menganalisis data historis yang dilakukan sebelumnya pada dalam proses penyaringan.

Analisis pengambilan keputusan melakukan urutan proses seperti; pembobotan atau scoring, dan pemeringkatan untuk akhirnya menarik kesimpulan pada pemilihan situs optimal.

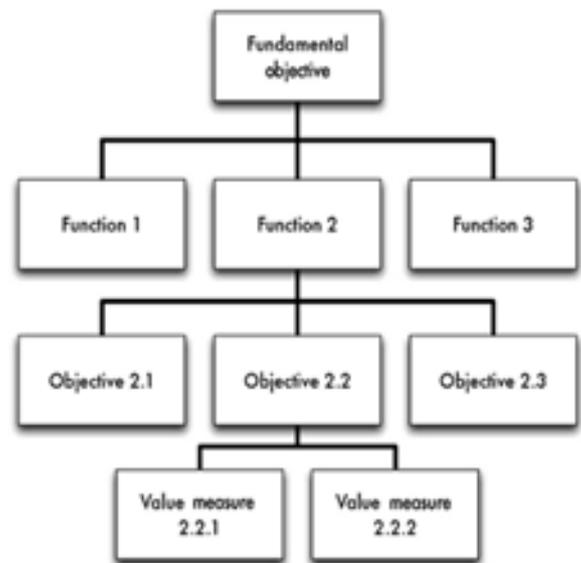
2.2. Value Modeling

Value modeling adalah konsep yang dapat digunakan bagi setiap stakeholder untuk mengevaluasi solusi kandidat. Informasi-informasi yang diperlukan sudah dikembangkan atau dibuat berdasarkan penelitian dan stakeholder analisis, sehingga saat proses kuantifikasi data dapat menghasilkan tujuan yang sesuai.

Value modeling menggunakan nilai-nilai kualitatif yang mewakili fungsi dan tujuan penting dari suatu obyek atau sistem untuk mengembangkan model kuantitatif, yang memberikan metoda yang terukur untuk mengevaluasi suatu kandidat memenuhi tujuan utama dari definisi masalah yang telah ditetapkan [4].

Model kualitatif mempunyai peranan penting pembuatan kuantitatif model karena mewakili nilai-nilai dari stakeholder dalam memandang suatu definisi masalah. Ketidakakuratan pada saat kualitatif akan memberikan hasil kuantitatif yang tidak komprehensif.

Model kualitatif dimulai dari mengekstrak kebutuhan dari stakeholder dengan langkah-langkah sebagai berikut: (1) Mengidentifikasi Tujuan Fundamental; (2) Mengidentifikasi Fungsi; (3) Mengidentifikasi Tujuan; (4) Mengidentifikasi value measures. Langkah di atas adalah top-down hirarki, sebagaimana digambarkan pada **Gambar 1**.



Gambar 1: Struktur Hirarki Nilai

Model kuantitatif memperbolehkan pembuat keputusan untuk menentukan seberapa baik kandidat yang ada untuk memenuhi kriteria yang ditentukan stakeholder. Berdasarkan model kuantitatif yang telah dibuat, maka dilakukan pembobotan dari masing-masing hirarki berdasarkan seberapa penting terhadap definisi atau tujuan yang ingin dicapai stakeholder.

Persamaan matematika yang umum digunakan adalah [5][6]:

$$v(x) = \sum_{i=1}^n w_i v_i(x_i)$$

Dimana:

$v(x)$ = total nilai dari solusi kandidat

I = 1 ton (sebanyak hirarki yang dibuat)

X_i = skor solusi kandidat

W_i = nilai pembobotan

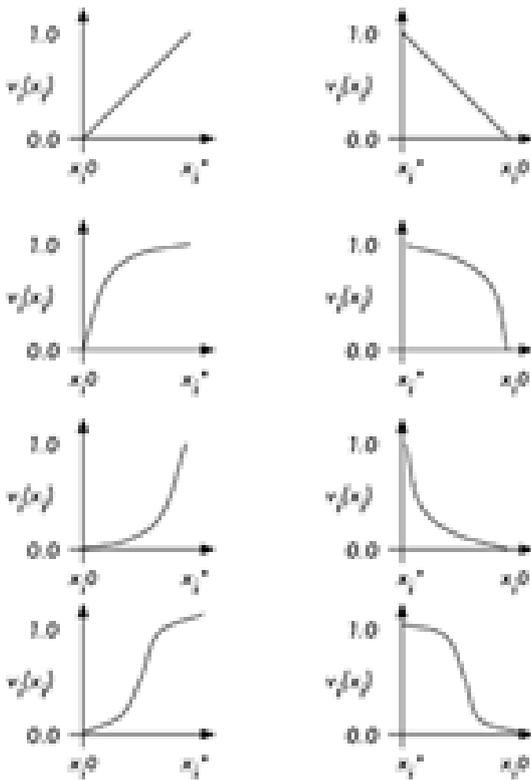
Setelah dilakukan pembobotan maka dilakukan pembuatan fungsi nilai. Pembuatan ini bermanfaat untuk mengalihkan nilai solusi kandidat yang diberikan menjadi unit standar. Fungsi untuk tiap hirarki diambil berdasarkan kesepakatan para ahli dan stakeholder. Output fungsi dapat berbentuk fungsi garis lurus, kurva-s, eksponensial, bergantung data yang diberikan atau yang diperoleh. **Gambar 2** menyajikan bentuk kurva fungsi nilai yang ada.

Dalam pembobotan tiap hirarki, akan terdapat perbedaan subyektifitas dari masing-masing stakeholder dalam memandang seberapa penting dampak hirarki tersebut terhadap tujuan yang ingin dicapai. Kesepahaman dan kesepakatan dari stakeholder dapat mempermudah penentuan bobot dan pembuatan fungsi nilai

Bobot yang akan diberikan bergantung dari seberapa penting dan sejauh mana dampak yang diberikan terhadap tujuan yang dicapai, oleh karena itu pembobotan dilakukan dengan metode 'swing' atau ayunan dari yang bobot terburuk ke bobot terbaik.

2.3. Swing Weight Matrix

Swing weight digunakan untuk menkuantifikasi suatu hal berdasarkan skala seberapa penting dan variasi dari obyek yang akan dinilai. Penilaian *swing weight* berdasarkan 'ayunan' (*swinging*) suatu nilai dari nilai terburuk ke nilai terbaik. Jika nilai yang diambil rata atau seragam untuk seluruh obyek dan mengurangi rentang nilai untung tiap obyek, maka bobot relatif akan mengalami penurunan, dan bobot yang diberikan ke obyek lain akan meningkat oleh karena nilai yang diberikan adalah satu [4].



Gambar 2: Bentuk Kurva Fungsi Nilai

Pembobotan nilai dapat menggunakan matrik pada Gambar 3.

		Level of importance of the value measure		
		High	Medium	Low
Variation in measure ranges	High	measure X $f_1 = 100$		
	Medium			
	Low			measure Y $f_9 = 1$

Gambar 3: Contoh Swing Weight Matrix dalam pembobotan

3. HASIL DAN PEMBAHASAN

Penulis menggunakan informasi yang dikembangkan dalam persyaratan dan analisis bahaya yang telah dilakukan sebelumnya[7]

untuk menentukan tingkat hirarki, tujuan dasar, fungsi, tujuan, dan langkah-langkah nilai. Seperti dijelaskan dalam bab sebelumnya, maka dapat dipecah menjadi nilai ini hirarki bawah.

Fungsi (functions) akan menjadi parameter kunci untuk memilih tapak yang paling sesuai, tapak tersebut terpilih jika memenuhi semua persyaratan. Ukuran nilai memberitahu kita seberapa baik hirarki mencapai tujuan. Value measures dikembangkan berdasarkan keselarasan mereka dengan tujuan dan skala pengukuran mereka.

Skala ditentukan berdasarkan karakteristik nilai, misalnya bahaya pesawat, tapak akan lebih rentan atau memiliki probabilitas tinggi terjadinya kecelakaan jika terletak dekat bandara. Nilai jarak memiliki peran penting untuk keselamatan PLTN. Oleh karena itu; parameter nilai bahaya pesawat adalah dalam fungsi jarak (km). Setiap parameter akan memiliki skala pengukuran yang berbeda, namun beberapa parameter menggunakan kriteria yang sama.

Penulis telah melakukan pembobotan untuk masing-masing tujuan berdasarkan sejauh mana kemampuan mendukung fungsi. Tabel 1 di bawah ini menunjukkan matrik pembobotan dari nilai fungsi gambar di atas.

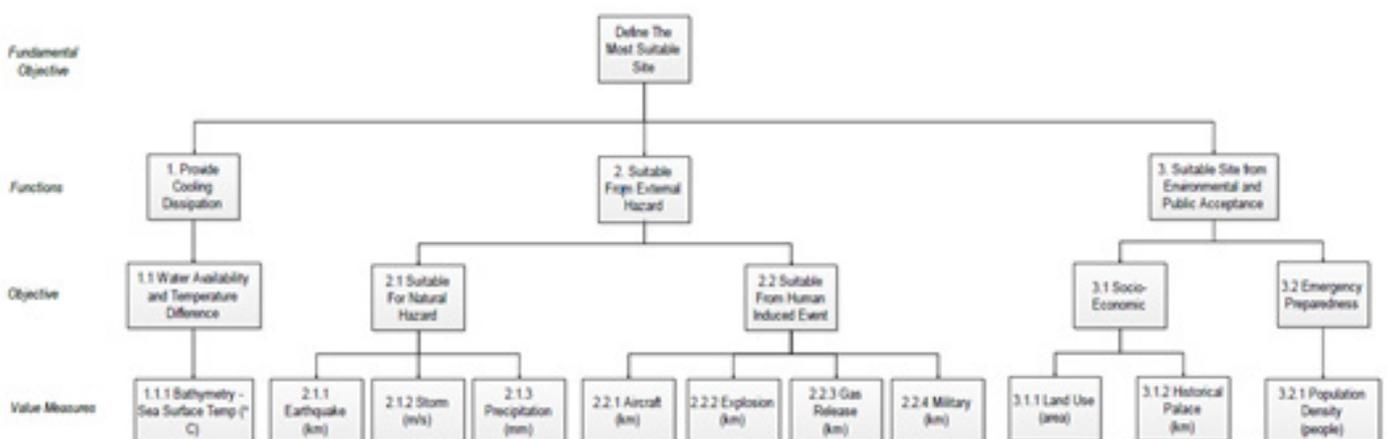
Tabel 1: Swing Weight Matrik

		Level of Importance Value Measures		
		Very Critical	Critical	Less Critical
Variation in Measures Ranges	High	Bathymetry - 100	Historical Place - 75 Population Density - 72	Land Use - 68 Storm - 65
	Medium	Earthquake - 95 Military - 80	Precipitation - 70 Aircraft Hazard - 69	Explosion - 60 Gas Release - 59
	Low			

Bobot global untuk masing-masing hirarki dilakukan berdasarkan data pembobotan dari Tabel 1.

Pembuatan value function berdasarkan data-data yang didapat dari pelaksanaan pengambilan data sekunder yang didapat dari berbagai sumber yaitu LAK Standar APR 1400 Korea dan sumber internal Kepco E&C. Pembuatan value function dibuat mengikuti hierarki dari Tabel 2.

Sesuai proses dari Bab II. Di atas maka tabel-tabel berikut merupakan representasi dari data lapangan dan kriteria standar DS 433 IAEA, dan beberapa kriteria yang berdasar justifikasi teknis. Ditunjukkan juga value function untuk masing-masing parameter.

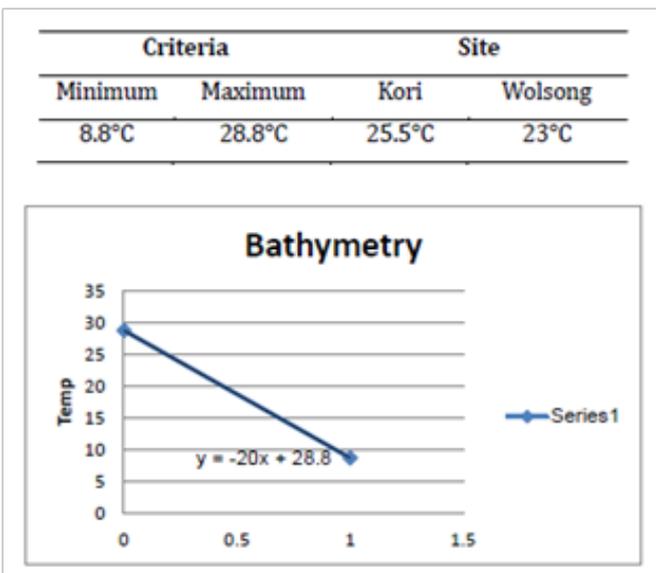


Gambar 4: Hirarki Parameter Pemilihan Tapak PLTN

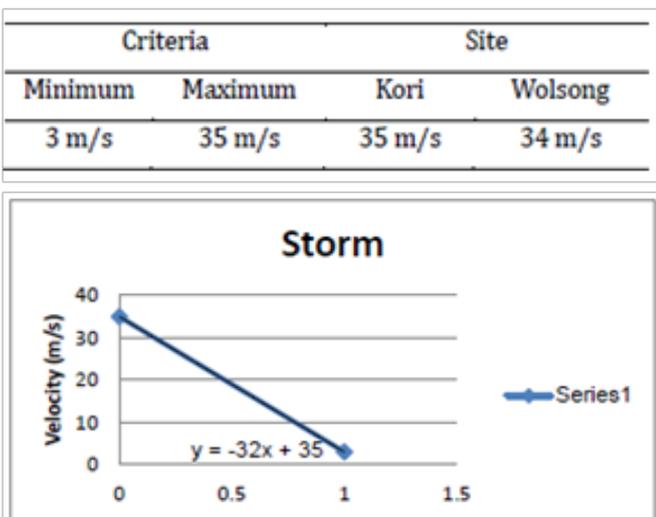
Tabel 2: Bobot Global

Value Measures	Swing Weight	Measure Global Weight
Bathymetry	100	0.12300123
Earthquake	95	0.11685117
Tropical Storm	65	0.0799508
Precipitation	70	0.08610086
Aircraft	69	0.08487085
Explosion	60	0.07380074
Gas Release	59	0.07257073
Military	80	0.09840098
Land Use	68	0.08364084
Historic Place	75	0.09225092
Population Density	72	0.08856089
Total	813	1

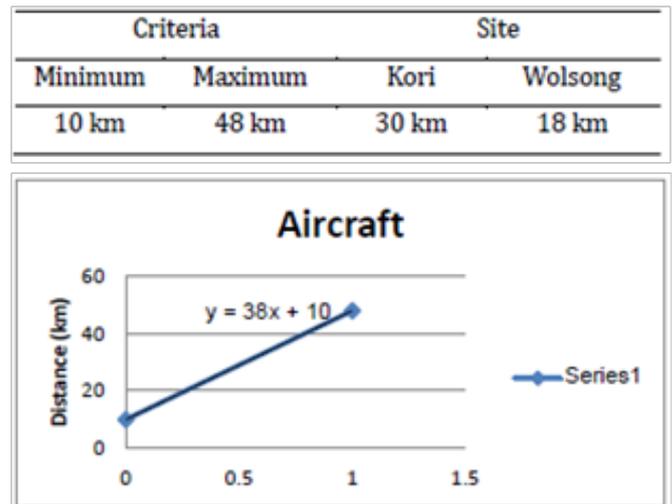
Tabel 3: Batimetri



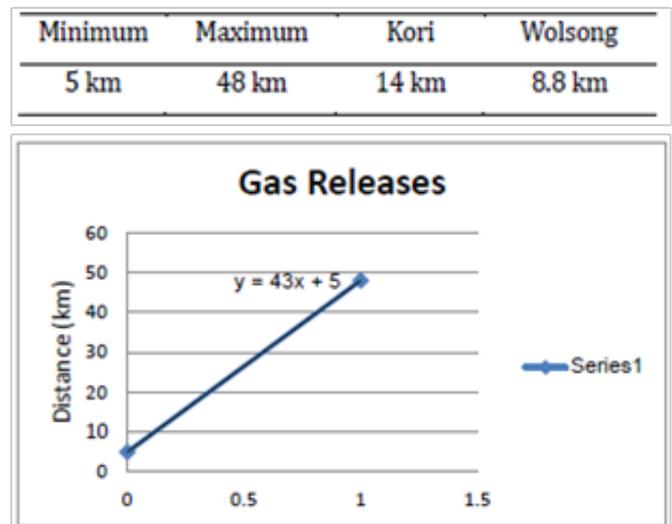
Tabel 4: Badai



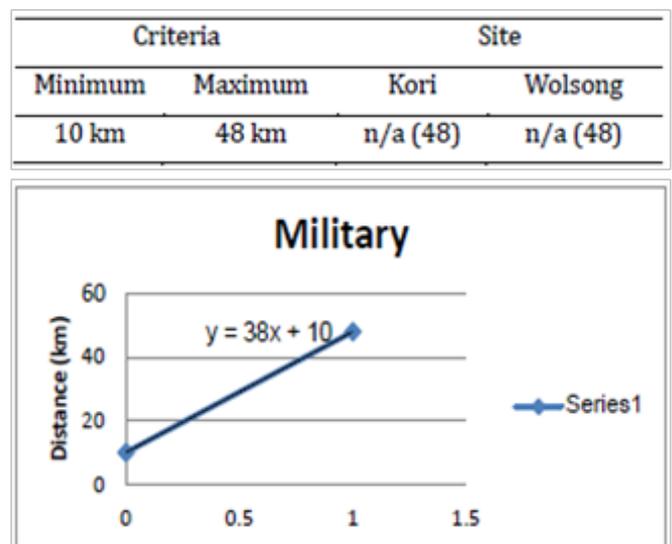
Tabel 5: Bahaya Pesawat Terbang



Tabel 6: Bahaya Lepas Gas Beracun

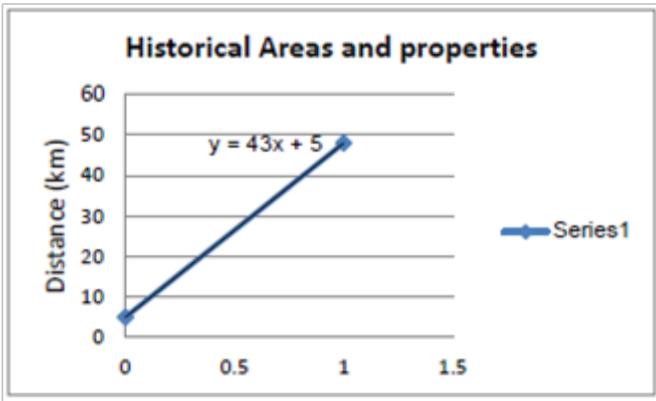


Tabel 7: Lokasi Militer



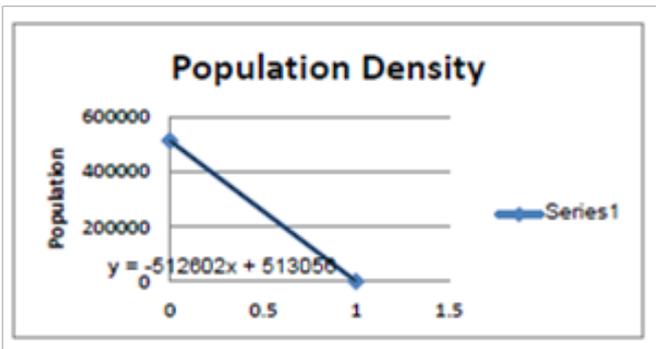
Tabel 8: Lokasi Bersejarah

Criteria		Site	
Minimum	Maximum	Kori	Wolsong
5 km	48 km	23 km	10 km



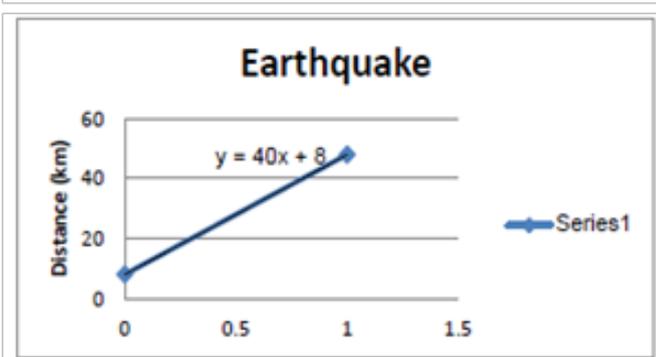
Tabel 9: Kepadatan Penduduk

Criteria		Site		Scale of population
Minimum	Maximum	Kori	Wolsong	
454	513056	1267	454	Min
		513056	218826	Max



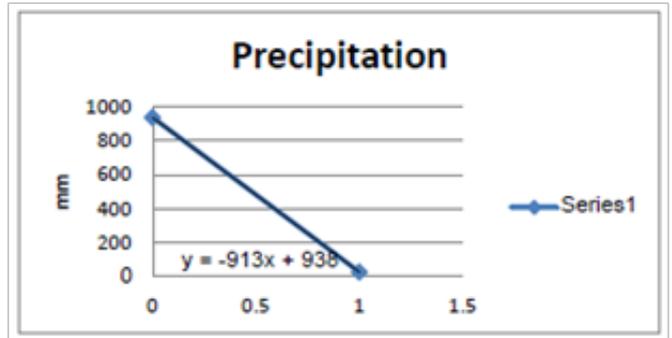
Tabel 10: Gempa Bumi

Criteria		Site	
Minimum	Maximum	Kori	Wolsong
8 km	48 km	30 km	15 km



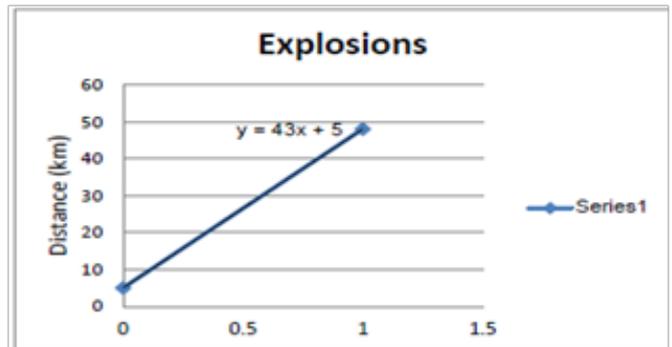
Tabel 11: Presipitasi

Criteria		Site		Scale of population
Minimum	Maximum	Kori	Wolsong	
25	938	25	26	Min (mm)
		938	620	Max (mm)



Tabel 12: Bahaya Ledakan

Criteria		Site	
Minimum	Maximum	Kori	Wolsong
5 km	48 km	14 km	8.8 km



3.1. Penggunaan Lahan

Dikarenakan tidak banyak data atau informasi yang didapat, maka berdasarkan kesepakatan dari anggota tim proyek, beserta konsultasi dari para ahli diambil nilai untuk Wolsong 1 karena secara peruntukan Kori banyak digunakan untuk lokasi industri berskala besar sehingga mendapat nilai lebih rendah 0.5.

Dari value function di atas maka dapat perbandingan antara dua kandidat tapak, dari tabel di bawah ini maka pengambilan keputusan dapat ditentukan berdasar nilai terbaik.

Tabel 13: Perbandingan Hasil

4. KESIMPULAN

Nilai scoring untuk pengambilan keputusan dari tapak yaitu berdasarkan kriteria yang diberikan IAEA DS-433.

Total penilaian 0,364992447 untuk Kori dan 0,319619758 untuk Wolsong. Dengan demikian, Kori merupakan tapak yang lebih baik sesuai dengan penelitian. Nilai tertinggi adalah 0,098400984 dari kategori militer. Tapi, kedua tapak yang memiliki nilai yang sama karena tidak ada pangkalan militer. Nilai terendah untuk Kori adalah 0 dari populasi dan 0 badai tropis, curah hujan untuk Wolsong. Populasi juga paling berbeda antara Kori dan Wolsong.

Metode ini menawarkan pendekatan untuk mengkalkulasi suatu data atau informasi, sehingga dapat ditentukan mana yang terbaik diantara beberapa kandidat tapak. Dari hasil yang didapat

maka tapak dapat disimpulkan bahwa tapak Kori memberikan hasil yang lebih baik.

UCAPAN TERIMAKASIH

Penulis adalah project manager dalam Environmental Study for Set-up of Optimal Procedure of Hazard Analysis and Determination of Optimal Siting Project on 2013 di KEPCO International Nuclear Graduate School (KINGS) Korea Selatan.

Terimakasih kepada Prof. Seo Yeon Park (Mrs.) sebagai dosen pembimbing dan mentor dalam proyek ini, tidak lupa juga rekan satu tim Khairiah Azuddin (Malaysia) dan alm. Hur Jin Suk (Korea Selatan).

DAFTAR PUSTAKA

- [1] **Sommerville, Ian.**, (2001); *Software Engineering: Jilid 1 & 2 Edisi 6*. Penerbit Erlangga; Jakarta, Indonesia
- [2] **Parnell, G.S., Trainor, T.E.**, (2009); *Using the Swing Weight Matrix to Weight Multiple Objectives*, *Proceedings of the INCOSE International Symposium*; Singapore, July 19-23.

- [3] **SmartCapp**, (2009); <https://smartcapp.wordpress.com/2009/02/14/rekayasa-sistem/>, disunting tanggal 30/4/2015, jam 10:17 AM
- [4] **Gregory S. Parnell, Patrick J. Driscoll, Dale L. Henderson**, (2010); *Decision Making in System Engineering and Management 2nd Edition*, A John Wiley & Sons, Inc., Publication.
- [5] **Kirkwood, C. W.**, (1997); *Strategic Decision Making: Multiobjective Decision Analysis with Spreadsheets*. Belmont, California: Duxbury Press.
- [6] **Parnell, G. S.**, (2007); *Chapter 19, Value-focused thinking, Methods for Conducting Military Operational Analysis*, 619-656. eds A. Loerch and L. Rainey, Washington, DC: Military Operations Research Society.
- [7] **Susanto, A.M., Hur, J.S., Azzudin K.**, (2013); *Environmental Study for Set-up of Optimal Procedure of Hazard Analysis and Determination of Optimal Siting Project on 2013*, KINGS

TANYA JAWAB

1. **Penanya:** Nur Siwhan

Pertanyaan:

Kenapa metode pembobotan yang dipilih adalah yang matriks, dan parameter apa saja yang perlu dipertimbangkan dalam pengambilan Keputusan pemilihan tapak?

Jawaban:

- Banyak metode yang dapat digunakan, namun berhubung parameter yang akan diambil berdasarkan risiko, maka metode yang tepat salah satunya matrik
- Berdasarkan DS433, dan kondisi lapangan yang ada maka diambil Keputusan sesuai yang ada di makalah salah satunya:
 1. Kegempaan
 2. Meteorologi
 3. Dell

Nama Penanya: MandaFermilia

Pertanyaan:

1. Kenapa dipilih metode value modeling untuk decisionmaking? Sebutkan keunggulannya.
2. Berdasarkan 2 metode perizinan, manakah yang lebih efisien dan efektif? Sudahkan diterapkan di salah satu negara, jika

belum apakah kendalanya?

Jawaban:

1. Beberapa metode dapat digunakan, penulis mencoba laplace namun dapat dikembangkan dengan metode lain.
2. Berdasarkan kuantitas & kualitas maka izin gabungan lebih baik. Hingga saat ini belum ada.

Nama Penanya: Joko Supriyadi

Pertanyaan:

1. Bagaimana penentuan bobot dari masing-masing parameter yang dilakukan?
2. Apakah kekurangan dari metode decisionmaking itu? Dan apa kelebihanannya?

Jawaban:

1. Bobot ditentukan berdasarkan expertjudgement atau dapat dilakukan konsensus antar expert.
2. Salah satu tujuan dilakukan pendekatan sistem engineering adalah untuk melihat suatu proses/sistem secara menyeluruh untuk mengurangi permasalahan dengan merunut alur proses.

STUDI KRITIKALITAS REAKTOR HOMOGEN (AQUEOUS HOMOGENEOUS REACTOR) MENGGUNAKAN MCNP5, MCNPX, DAN MCNP6

Arif Isnaeni

P2STPIBN - BAPETEN
a.isnaeni@bapeten.go.id

ABSTRAK

STUDI KRITIKALITAS REAKTOR HOMOGEN (AQUEOUS HOMOGENEOUS REACTOR) MENGGUNAKAN MCNP5, MCNPX, DAN MCNP6. Tc^{99m} adalah radioisotop yang sangat bermanfaat dalam prosedur diagnostik medis. Tc^{99m} dihasilkan dari peluruhan Mo^{99} . Saat ini sebagian besar Mo^{99} diproduksi dengan iradiasi U^{235} dalam reaktor nuklir. Mo^{99} sebagian besar adalah hasil fisi target iradiasi U^{235} dengan persentasi hasil fisi sekitar 6,1%. Sebagian kecil Mo^{99} dihasilkan dari aktivasi neutron ^{98}Mo . Sebenarnya Mo^{99} 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 Mo^{99} dalam reaktor homogen menawarkan metode yang lebih baik, karena semua Mo^{99} dapat diekstraksi dari larutan bahan bakar. Larutan reaktor bahan bakar pada awalnya terdiri dari uranyl 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 parametrik dari desain AHR di MCNP5, MCNPX dan MCNP6.

Kata kunci: Mo^{99} , uranyl nitrat, reaktor homogen, MCNP.

ABSTRACT

CRITICALITY STUDY OF AQUEOUS HOMOGENEOUS REACTOR USING MCNP5, MCNPX, AND MCNP6 Tc^{99m} is very useful radioisotope in medical diagnostic procedure. Tc^{99m} is produced from Mo^{99} decay. Currently, most of Mo^{99} is produced by irradiating U^{235} in the nuclear reactor. Mo^{99} is mostly results of U^{235} targets fission reaction with a fission yield about 6.1%. Small amount of it created from ^{98}Mo neutron activation. Actually Mo^{99} also created in the reactor fuel, but usually we do not take it. The fuel will be spent fuel as highly radioactive waste. Mo^{99} production system in the aqueous homogeneous reactor offers a better method, because all of the Mo^{99} 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 parametric study of the AHR design in MCNP5, MCNPX and MCNP6.

Keywords: Mo^{99} , uranyl nitrate, homogeneous reactor, MCNP.

1. PENDAHULUAN

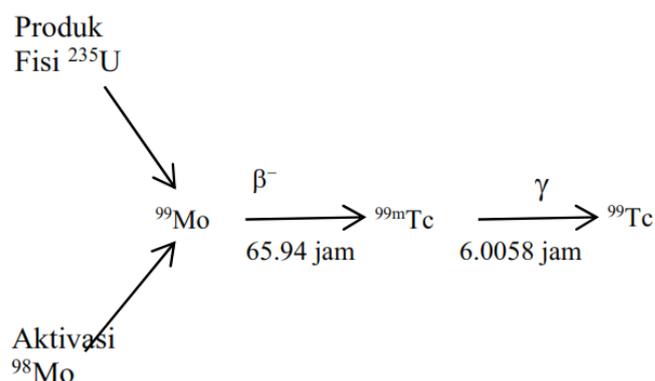
Tc^{99m} adalah radioisotop yang sangat bermanfaat dalam prosedur diagnostik medis, Tc^{99m} digunakan pada hampir 80% dari seluruh prosedur kedokteran nuklir [1]. Tc^{99m} dihasilkan dari peluruhan Mo^{99} , karena umur paronya yang pendek dari Tc^{99m} (6,0058 jam) kita tidak mengirim Tc^{99m} ke rumah sakit di seluruh dunia, tapi kita mengirim Mo^{99} yang memiliki umur paro lebih panjang (65,94 jam). Total produksi dan penggunaan Mo^{99} di seluruh dunia adalah sekitar 400 TBq/minggu [2]. Permintaan global untuk Tc^{99m} 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 Mo^{99} yang dihasilkan [4]. Penurunan pengayaan Uranium dikarenakan oleh perjanjian non-proliferasi nuklir.

Saat ini sebagian besar Mo^{99} diproduksi di reaktor riset dan reaktor produksi isotop dengan metode iradiasi target yang mengandung bahan fisil U^{235} diperkaya [5]. Mo^{99} diekstraksi menggunakan proses asam [6], proses ini menghasilkan limbah. Mo^{99} sebagian besar dihasilkan oleh reaksi fisi target U^{235} dengan

persentase hasil fisi sekitar 6,1%. Sebagian kecil itu dihasilkan dari aktivasi neutron ^{98}Mo , ^{98}Mo dihasilkan dari reaksi fisi target U^{235} . Sebenarnya Mo^{99} juga dihasilkan di dalam bahan bakar reaktor, tapi kita tidak mengekstraknya. Bahan bakar tersebut akan menjadi bahan bakar bekas sebagai limbah radioaktif.

2. LANDASAN TEORI/POKOK BAHASAN



Gambar 1: Produksi Mo^{99}

Sistem produksi Mo^{99} dalam reaktor homogen merupakan metode bagus, karena semua Mo^{99} 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. Mo^{99} sebagian besar dihasilkan dari reaksi fisi U^{235} dengan persentase hasil fisi sekitar 6,1%. Sejumlah kecil Mo^{99} dihasilkan dari aktivasi neutron ^{98}Mo , ^{98}Mo diciptakan dari reaksi fisi U^{235} . 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 Mo^{99} 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].

3. METODOLOGI

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
Tinggi Bahan Bakar (cm)	35
Tinggi Reaktor (cm)	100
Bejana Reaktor	Stainless steel-304
Tebal Bejana (cm)	0.5
Reflektor (radial)	Beryllium
Ketebalan Reflektor (cm)	30

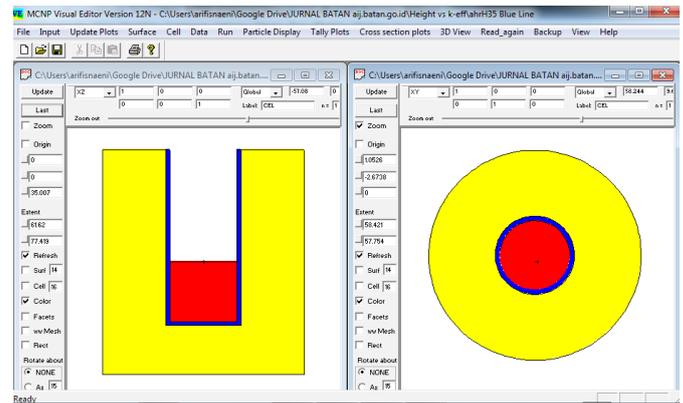
Tabel 2: Stainless steel-304 [13]

Nuklida	atom/barn.cm
Chromium	$1.74 \times E-02$
Manganese	$1.52 \times E-03$
Iron	$5.81 \times E-02$
Nickel	$8.51 \times E-03$

Tabel 3: Atom densities in fresh fuel.

Isotop	atom/barn.cm
U^{235}	$1.26504531144E-04$
^{238}U	$5.07525204789E-04$
^{16}O	$3.34878465916E-02$
^{14}N	$1.26805947187E-03$
^1H	$5.68312174084E-02$

Dalam penelitian ini kami memvariasikan jumlah neutron dalam suatu siklus (nrsck): 1000, 5000, 10000, 50000, 100000, 200000, 400000, 700000, 1000000 neutron. Input-input tersebut di simulasikan (di-running) menggunakan MCNP5, MCNPX dan MCNP6. Model geometri reaktor dapat dilihat pada **Gambar 2**.



Gambar 2: Model geometri reaktor, irisan reaktor dari samping (kiri) dan dari atas (kanan). Reaktor terdiri atas larutan uranyl nitrat dalam air (merah), bejana reaktor (biru), reflektor berilium (kuning).

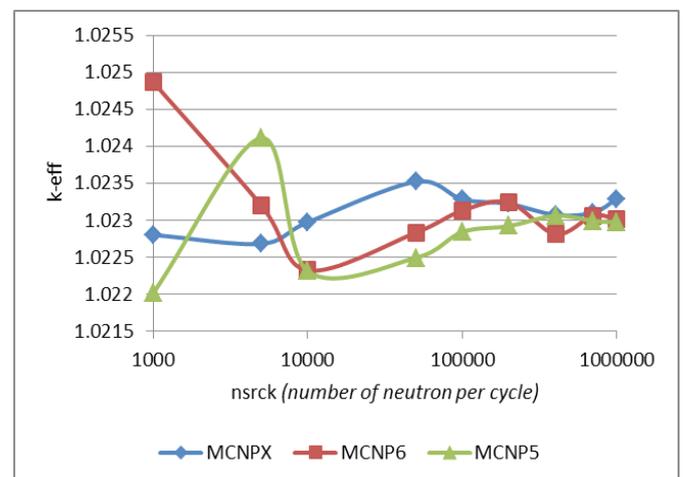
4. HASIL DAN PEMBAHASAN

Berikut hasil dari running MCNP5, MCNPX dan MCNP6. Dari **Tabel 5**. Dan **Gambar 3**. dapat dilihat bahwa nilai k-eff mulai terlihat stabil pada nilai nrsck = 50000.

Pada **Tabel 6** dan **Gambar 4**. dapat dilihat bahwa nilai standar deviasi semakin berkurang dengan peningkatan jumlah neutron dalam satu siklus (nrsck). Hal ini memberikan petunjuk kepada kita bahwa pada simulasi ini sebaiknya jumlah neutron per siklus yang digunakan tidak kurang dari 50000.

Tabel 4: nrsck vs k-eff

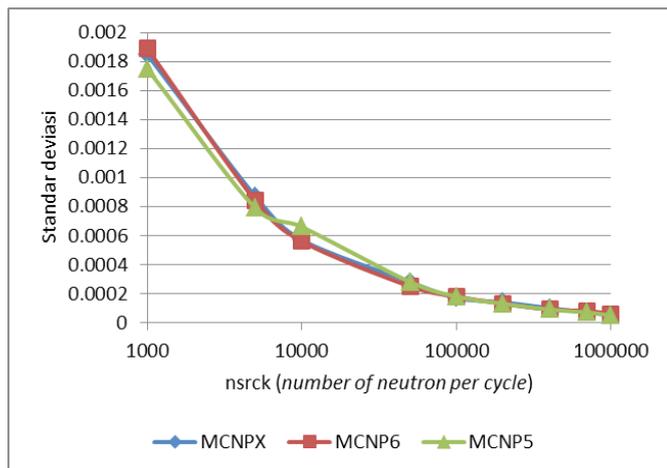
nrsck	MCNPX	MCNP6	MCNP5
1000	1.0228	1.02487	1.02201
5000	1.0227	1.0232	1.02411
10000	1.023	1.02232	1.02231
50000	1.0235	1.02283	1.02249
100000	1.0233	1.02313	1.02284
200000	1.0232	1.02324	1.02292
400000	1.0231	1.02281	1.02306
700000	1.0231	1.02306	1.02299
1000000	1.0233	1.02301	1.02297



Gambar 3: nrsck vs k-eff

Tabel 5: nrsck vs standar deviasi.

nrsck	MCNPX	MCNP6	MCNP5
1000	0.0019	0.00189	0.00175
5000	0.0009	0.00084	0.00079
10000	0.0006	0.00056	0.00066
50000	0.0003	0.00025	0.00028
100000	0.0002	0.00018	0.00018
200000	0.0001	0.00013	0.00013
400000	0.0001	0.00009	0.00009
700000	7E-05	0.00008	0.00007
1000000	5E-05	0.00006	0.00005



Gambar 4: nrsck vs standar deviasi.

5. KESIMPULAN

Simulasi reaktor homogen pada MCNP5, MCNPX, dan MCNP6 memperlihatkan bahwa k-eff mulai stabil pada nilai nrsck = 50000. Jadi jumlah neutron per siklus yang digunakan sebaiknya tidak kurang dari 50000.

TANYA JAWAB

1. Penanya: Agus Yudhi (BAPETEN)

Pertanyaan:

Bagaimana perbandingan kritikalitas reaktor homogen dengan LWR (reaktor riset)?

Jawaban:

Volume untuk mencapai kritikalitas pada reaktor homogen lebih kecil dibandingkan dengan reaktor riset (heterogen)

DAFTAR PUSTAKA

- [1] **Amanda J. Youker, et al.**, (2013); *A Solution-Based Approach for Mo⁹⁹ Production: Considerations for Nitrate versus Sulfate Media*, Science and Technology of Nuclear Installations, Sci. Technol. Nucl. Install. 2013:p.1.
- [2] **B.L. Zhuikov**, (2013); *Production of Medical Radionuclides in Russia: Status and Future. A Review*, Applied Radiation and Isotopes, Appl. Radiat. Isot. 84:p.48.
- [3] **IAEA**, (2013); *Non-HEU Production Technologies for Molybdenum-99 and Technetium-99m*, IAEA Nuclear Energy Series No. NF-T-5.4; Vienna.
- [4] **Abdel-Hadi Ali Sameh**, (2013); *Production Cycle for Large Scale Fission Mo⁹⁹ 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.
- [5] **TayyabMahmood, MasoodIqbal**, (2012); *Optimization study and neutronic design calculations of LEU fuelled homogeneous aqueous solution nuclear reaktors for the production of short lived fission product isotopes*, Ann. Nucl. Energy 42:p.175.
- [6] **Catherine K. W. Cheung, et al.**, (2012); *The Intermediate Level Liquid Molybdenum-99 Waste Treatment Process at the Australian Nuclear Science and Technology Organization*, Procedia Chem. 7:p.548.
- [7] **A.G. Buchan, et al.**, (2012); *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.
- [8] **IAEA**, (2008); *Homogeneous Aqueous Solution Nuclear Reactors for the Production of Mo⁹⁹ and other Short Lived Radio isotopes*, IAEA-TECDOC-1601; Vienna.
- [9] **Yunzhao Li, et al.**, (2009); *FMSR: A code system for in-core fuel management calculation of aqueous homogeneous solution reactor*, Nucl. Eng. Des. 240:p.763.
- [10] **Bhuiyan, S.I, M. et al.**, (1987); *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.

2. Nama Penanya: Riyadi (BAPETEN)

Pertanyaan:

- Mohon penjelasan detail proses yang dilakukan dalam kegiatan studi kritikalitas
- Mengapa dipilih nilai stabil pada nrsck = 50000

Jawaban:

- proses studi kritikalitas (parameterik) yang dilakukan pada penelitian ini adalah dengan memvariasikan nilai nrsck (jumlah partikel neutron per siklus)
- dipilih nilai nrsck = 50000 karena nilai k-eff mulai terlihat stabil pada nilai nrsck = 50000, dengan standar deviasi 0.0003



Seminar Keselamatan Nuklir 2015 Makalah Penyaji Bidang Instalasi dan Bahan Nuklir

Prosiding
Seminar
Keselamatan
Nuklir
2015

KAJIAN AMANDEMEN UNDANG-UNDANG KETENAGANUKLIRAN: IDENTIFIKASI KELEMAHAN

Amil Mardha* dan Dahlia C. Sinaga*

*Direktorat Pengaturan Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir-BAPETEN, Jl. Gajah Mada No. 8, Jakarta
a.mardha@bapeten.go.id

ABSTRAK

KAJIAN AMANDEMEN UNDANG-UNDANG KETENAGANUKLIRAN. Sejak diundangkan dan dinyatakan berlaku pada tanggal 10 April 1997, Undang-Undang No. 10 Tahun 1997 tentang ketenaganukliran (disebut UUK) sudah berusia lebih dari 18 tahun. Kehadiran UUK selama ini banyak manfaat untuk mengawal kegiatan ketenaganukliran untuk menjamin keselamatan dan keamanan bagi pekerja dan masyarakat serta perlindungan terhadap lingkungan hidup. Namun demikian, fakta menunjukkan bahwa pencapaian keselamatan dan keamanan tersebut melalui implementasi UUK dan peraturan pelaksanaannya hingga saat ini masih belum optimal. Hal ini dinyatakan antara lain dengan pengusaha pertambangan bahan galian nuklir tidak dapat dilaksanakan dengan memadai, penegakan hukum untuk sanksi pidana pada beberapa kegiatan terkait tentang pengangkutan zat radioaktif, kesiapsiagaan dan penanggulangan kedaruratan nuklir belum terlaksana, dan pelaksanaan keamanan nuklir termasuk safeguards dan proteksi fisik belum optimal. Atas dasar tersebut, perlu dilakukan penyempurnaan melalui amandemen UUK tersebut. Pemahaman makro diperlukan untuk menyempurnakan Undang-Undang Ketenaganukliran yang ada dan disesuaikan dengan konteks perubahan jaman termasuk perkembangan ilmu dan teknologi. Sebagai tahap awal untuk amandemen atau perubahan undang-undang ketenaganukliran dilakukan kajian ketenaganukliran dengan mengidentifikasi permasalahan, kelemahan atau kekurangan dalam pelaksanaan UUK untuk kegiatan ketenaganukliran. Kajian yang dilakukan meliputi bidang fasilitas radiasi dan zat radioaktif, bidang instalasi dan bahan nuklir, bidang kelembagaan, pengawasan dan penegakan hukum. Dalam melakukan kajian, dianalisa melalui tinjauan aspek yuridis, sosial budaya, ekonomi, teknologi dan politik, serta dilakukan studi lapangan untuk mendapatkan data masukan dari pandangan masyarakat dan pemangku kepentingan.

Kata Kunci: kajian, ketenaganukliran, undang-undang

ABSTRACT

ASSESSMENT OF THE AMANDEMENT OF NUCLEAR ENERGY LAW. Since the effective promulgation on April 10, 1997, Act No. 10 year 1997 on nuclear energy (called UUK) has been implemented more than 18 years. The UUK has been beneficial use in managing and controlling of nuclear activities to ensure safety and security for workers and member of public, as well as to protect the environment. However, the fact shows the achievement of the level of safety and security through implementing the Act and its implementing regulations is still not optimized. This includes inadequate implementation of nuclear raw material mining and milling business, in-applicable penal sanctions for transportation and nuclear emergency areas, and un-optimized implementation of nuclear security including safeguards and physical protection. Considering this, it is necessary to take into account to amend or revise the law nuclear energy. A comprehensive understanding is needed to improve and strengthen the Act according to the current technological and scientific issues. As a first step to amend the act of nuclear energy, it is conducted assessment of implementation of nuclear energy Act by identifying problems, weaknesses or constrains. The assessment is included the field of radiation facilities and radioactive substances, nuclear installations and nuclear material, the institutional, organizational regulatory areas and enforcement. In conducting the assessment, there is an analysis of legal, social, cultural, economical, technological and political aspects and field studies to obtain data from the view of society and stakeholders.

Keywords: assessment, nuclear energy, law

1. PENDAHULUAN

Sudah 18 tahun lebih Undang-Undang No. 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran mengawal berbagai kegiatan ketenaganukliran di Indonesia. Sejak lahir 10 April 1997 sampai sekarang, Undang-Undang Ketenaganukliran (UUK) tidak dapat kita pungkiri bahwa kehadiran UUK sudah banyak bermanfaat dalam melaksanakan kegiatan ketenaganukliran demi keselamatan dan keamanan bagi pekerja dan masyarakat serta perlindungan terhadap lingkungan hidup. Namun demikian, sejalan dengan waktu, fakta masih menunjukkan bahwa hingga saat ini laju pelaksanaan kegiatan ketenaganukliran dengan mengutamakan perhatian terhadap keselamatan dan keamanan masih sangat kurang dan muatan

undang-undang ketenaganukliran masih kurang komprehensif. Hal ini dinyatakan antara lain dengan pengusaha pertambangan bahan galian nuklir tidak dapat dilaksanakan dengan memadai, penegakan hukum untuk sanksi pidana pada beberapa kegiatan terkait tentang pengangkutan zat radioaktif, kesiapsiagaan dan penanggulangan kedaruratan nuklir belum terlaksana, dan pelaksanaan keamanan nuklir termasuk safeguards dan proteksi fisik belum optimal. Kelemahan ini dapat diperkirakan karena adanya perbedaan pengertian dalam segi substansial, struktural, dan kultural.

Mengingat masih banyaknya kekurangan dari 3 segi yaitu substansial, struktural dan kultural yang menyebabkan implementasi UUK belum efektif termasuk masalah penegakan

hukum dalam kegiatan terkait ketenaganukliran yang belum berjalan dengan lancar, maka perlu dilakukan perbaikan terhadap Undang-Undang ketenaganukliran yang berlaku saat ini (Undang-Undang No. 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran) dengan mengidentifikasi poin-poin perubahan Undang-Undang Ketenaganukliran di Indonesia, melalui identifikasi masalah dari fakta empiris dan yuridis. Pada makalah ini, sebagai penunjuk/tahap awal dalam rencana akan melakukan perubahan undang-undang ketenaganukliran disajikan identifikasi permasalahan, kelemahan atau kekurangan dalam pelaksanaan UUK untuk kegiatan ketenaganukliran yang sebagai bahan untuk kajian melalui studi literatur.

2. POKOK BAHASAN

Mengingat masih adanya kekurangan komprehensif undang-undang ketenaganukliran maka perlu dilakukan perbaikan. Pokok bahasan dalam makalah ini menguraikan identifikasi poin-poin perubahan Undang-Undang Ketenaganukliran melalui identifikasi permasalahan, kelemahan atau kekurangan dalam pelaksanaan UUK dari fakta empiris dan yuridis yang sebagai bahan untuk kajian melalui studi literatur.

3. METODOLOGI

Metode yang digunakan di dalam kajian ini adalah dengan melakukan identifikasi masalah dalam penerapan undang-undang dari fakta empiris dan yuridis dalam bidang fasilitas radiasi dan zat radioaktif, instalasi dan bahan nuklir, kelembagaan, pengawasan dan penegakan hukum. Selain itu dilakukan diskusi dengan nara sumber yang berasal dari Pemegang Izin (PI) yang ada di Indonesia.

4. HASIL DAN PEMBAHASAN

4.1. Substansial, struktural, dan kultural

Pada segi substansial, kelemahan yang ada diindikasikan antara lain dengan terjadinya multitafsir terhadap definisi/pengertian dan norma-norma (pasal-pasal) dalam UUK, banyak kekosongan hukum yang belum diatur dalam UUK seperti ketentuan Kesiapsiagaan Nuklir, Proteksi Fisik, Safeguards, Pengangkutan, Keamanan sumber radioaktif, dll. Dan juga yang masih belum diatur mengenai masalah penegakan hukum seperti ketentuan PPNS, Hukum Pembuktian, Hukum Acara, mekanisme larangan, dan lain-lain. Di samping itu urgensi pengembangan yang berupa perubahan atau amandemen UU nomor 10 Tahun 1997 didasarkan pada beberapa masukan dari hasil misi Badan Tenaga Atom Internasional (IAEA) seperti IRRS, INIR, IPPAS, dll yang menyatakan bahwa UU 10/1997 harus diamandemen berkaitan dengan aspek keselamatan, keamanan dan safeguards secara komprehensif. Dalam beberapa dokumen atau publikasi dari IAEA seperti Nuclear Handbook of Law, Safety Standards Series dan Nuclear Security Series, telah disajikan substansi yang harus tercakup dalam suatu Undang-Undang Ketenaganukliran yang meliputi seluruh aspek keselamatan, keamanan dan safeguards secara komprehensif termasuk pertanggungjawaban kerugian nuklir dan pengendalian ekspor dan impor.

Pada segi struktural, diindikasikan tata kelola pemerintahan/kelembagaan yang kurang memadai untuk pelaksanaan penyelenggaraan pemerintahan terkait ketenaganukliran dan dalam pelaksanaan penegakan hukum koordinasi kelembagaan kurang efektif. Selain itu situasi kelembagaan dan tata kelola pemerintahan di Indonesia banyak mengalami perubahan sejak UU Ketenaganukliran diberlakukan 18 tahun yang lalu. Semenjak era reformasi yang kemudian berlanjut ke era stabilisasi dan konsolidasi 10 tahun terakhir, ada banyak perubahan drastis yang

berpengaruh terhadap struktur pengawasan dan pengaturan ketenaganukliran. Perubahan tersebut antara lain adalah menguatnya peran Pemerintahan Daerah, berkembangnya format baru lembaga negara independen dan lembaga negara bantu (state auxiliary agencies), dan semakin terfragmentasinya praktek kewenangan lembaga kementerian. Permasalahan kelembagaan pada prinsipnya merupakan kunci untuk meningkatkan kapasitas pengembangan, penelitian, dan pemanfaatan tenaga nuklir di Indonesia. Hanya dengan tata kelola kelembagaan yang jelas, maka setiap kegiatan ketenaganukliran dapat dikendalikan, diawasi, dan dibina dengan baik.

Sedangkan pada segi kultural, antara lain lemahnya tata kerja atau pengelolaan kerja sumber daya manusia terhadap keselamatan, keamanan nuklir dan safeguards serta tidak patuhnya pekerja melaksanakan peraturan perundang-undangan dan prosedur dalam kegiatan ketenaganukliran. Adanya pekerja radiasi yang tidak menggunakan alat proteksi radiasi seperti alat pelindung personil (masker, lab jas) dan alat pembaca dosis (TLD) saat bekerja di medan radiasi. Tidak adanya prosedur operasional dalam melaksanakan pekerjaannya.

4.2. Lingkup kajian

Implementasi yang dilakukan dalam kegiatan ketenaganukliran yaitu fasilitas radiasi dan zat radioaktif, instalasi dan bahan nuklir, kegiatan pengawasan ketenaganukliran (penyusunan peraturan, inspeksi, menerbitkan izin), pelaksanaan penegakan hukum dan kewenangan kelembagaan termasuk pengusaha. Untuk melakukan kajian diperlukan ruang lingkup yang akan dikaji. Dengan menetapkan bidang-bidang yang akan dikaji akan memudahkan pembagian kajiannya. Ruang lingkup yang akan dikaji yaitu:

1. Bidang Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif: Keselamatan Radiasi dan Proteksi Radiasi (termasuk Produk Konsumen); Limbah Radioaktif; Pengangkutan; NORM/TENORM; Lingkungan hidup; Keamanan Sumber.
2. Bidang Instalasi dan Bahan Nuklir: Pertanggungjawaban kerugian nuklir (Nuclear Liability); Kesiapsiagaan dan kedaruratan nuklir; Keselamatan Nuklir, Keamanan Nuklir; Safeguards; Proteksi Fisik; Additional Protokol; Pertambangan mineral radioaktif
3. Bidang Kelembagaan, Pengawasan dan Penegakan Hukum: Kelembagaan termasuk tanggungjawab, kewenangan dan koordinasi; Pengawasan yaitu peraturan, perizinan, inspeksi; Pengusahaan; Penegakan Hukum (sanksi, hukum acara, PPNS, denda, pembuktian); Standardisasi, Sertifikasi, penilaian kesesuaian.

Dalam melakukan kajian, dianalisa dengan tinjauan beberapa aspek, yaitu:

1. Aspek yuridis;
2. Aspek sosial-budaya, ekonomi (kependudukan, geografis, perilaku masyarakat, peran serta masyarakat, kesehatan, industri);
3. Aspek teknologi (iptek), Aspek politik.

4.3. Identifikasi masalah

Kajian identifikasi masalah berupa kelemahan dan kekurangan terbagi dalam:

1. Pengertian/definisi.
2. Keselamatan nuklir dan radiasi.
3. Penegakan hukum, kelembagaan dan pengusaha.

4.3.1. Pengertian/definisi

Beberapa pengertian/definisi perlu di usulkan dalam perubahan undang-undang, seperti:

- Ketenaganukliran; Keselamatan Nuklir; Keselamatan Radiasi;

- Proteksi Radiasi; Pemanfaatan
- Pengusaha Instalasi Nuklir; Pihak Ketiga; Produk/Barang Konsumen
- Fasilitas FRZR (tambahan); Zat radioaktif; Sumber radioaktif
- Radiasi Pengion
- Radioisotop; Produksi Radiositop
- Radiofarmaka
- Pertambangan; Penambangan; Mineral radioaktif, Bahan galian nuklir; NORM;TENORM
- Pengelolaan limbah radioaktif; Limbah Radioaktif (zat radioaktif yang tidak digunakan)
- Radiological Dispersal Device (RDD)

4.3.2. Keselamatan nuklir dan radiasi

Beberapa kegiatan dalam keselamatan nuklir dan radiasi selama atau saat melakukan kegiatan ketenaganukliran selalu mengalami kendala untuk menyesuaikan dengan peraturan perundang-undangan ketenaganukliran yang berlaku. Bidang keselamatan nuklir dan radiasi yang akan diidentifikasi untuk dikaji, meliputi:

1. Keselamatan Radiasi dan Proteksi Radiasi (termasuk Produk Konsumen);
2. Limbah Radioaktif;
3. Pengangkutan;
4. NORM/TENORM;
5. Lingkungan hidup; dan
6. Keamanan Sumber.

Hal-hal dalam keselamatan nuklir dan radiasi yang dapat diidentifikasi seperti:

1. prinsip pemanfaatan tenaga nuklir (*safety, security, safeguards, liability*)
2. pengawasan
 - ♦ inspeksi: pengertian inspeksi; lingkup (jenis inspeksi); kewenangan inspektur; obyek inspeksi
 - ♦ petugas tertentu pada instalasi yang memanfaatkan sumber radiasi pengion, termasuk sertifikasi personil
 - ♦ izin yang meliputi otorisasi, registrasi, notifikasi, izin
 - ♦ mekanisme perizinan, standardisasi, sertifikasi
3. obyek hukum UU 10/1997 belum termasuk: wahana antariksa, industri strategis (reaktor nuklir), NORM/TENORM, Out of Regulatory Control, dirty bomb (RDD) (hasil pencurian, siapa yang terkena), Orphan Source, bidang Medik, Export and import control, pengaturan pertambangan mineral radioaktif dan ikutannya
4. pengaturan yang perlu penguatan lagi seperti: di bidang Industri produk/barang konsumen, proteksi Radiasi, pengangkutan, Limbah Radioaktif termasuk kategorisasi, bahan nuklir, Sumber radiasi pengion, keselamatan nuklir berkaitan dengan instalasi nuklir dan sumbernya; persyaratan keselamatan nuklir diterapkan pada setiap tahap dari tahap sampai dekomisioning kesiapsiagaan dan Kedaruratan nuklir, keamanan nuklir dan keamanan sumber, pertanggung jawaban kerugian Nuklir (*update*), Pengaturan sistem manajemen dalam pemanfaatan tenaga nuklir termasuk budaya keselamatan, pengaturan verifikasi keselamatan untuk menjamin keselamatan nuklir, pengaturan berbagai jaminan finansial untuk mendukung keselamatan nuklir, harmonisasi konvensi/perjanjian internasional yang dapat ditinjau.

4.3.3. Kelembagaan, Pengawasan dan Penegakan hukum

Tata kelola kelembagaan termasuk koordinasi, pelaksanaan pengawasan dalam penegakan hukum sampai kini kurang memadai. Bidang kelembagaan, pengawasan dan penegakan hukum yang akan diidentifikasi untuk dikaji, meliputi:

1. Kelembagaan termasuk tanggung jawab, kewenangan dan koordinasi,

2. Pengawasan (peraturan, perizinan, inspeksi),
3. Pengusahaan,
4. Penegakan Hukum (sanksi, hukum acara, PPNS, denda dan pembuktian),
5. Standardisasi, Sertifikasi, Penilaian kesesuaian.

Hal-hal dalam kelembagaan, pengawasan dan penegakan hukum yang dapat diidentifikasi seperti:

1. Hubungan hukum dengan regulator Lain, misalnya Kemkes, Kementerian Perindustrian, Kementerian Perdagangan, KLHK, Kementerian ESDM seperti issue harmonisasi produk peraturan, issue kewenangan (penerbitan izin),
2. pengusaha instalasi nuklir, perlu disesuaikan lagi.
3. Badan Pengawas sudah ditentukan yaitu Badan Pengawas Tenaga Nuklir,
4. Badan Pelaksana perlu ditentukan/didefinisikan,
5. organisasi atau badan apa saja yang dapat melaksanakan kegiatan ketenaganukliran,
6. badan pengawas harus Independensi,
7. pilar-pilar Pengawasan ketenaganukliran yang diterapkan, yaitu:
 - ♦ inspeksi: pengertian inspeksi; lingkup (jenis inspeksi); kewenangan inspektur; obyek inspeksi,
 - ♦ petugas tertentu pada instalasi yang memanfaatkan sumber radiasi pengion, termasuk sertifikasi personil,
 - ♦ izin yang meliputi otorisasi, registrasi, notifikasi, izin,
 - ♦ mekanisme: perizinan, standardisasi, sertifikasi.
8. Dalam penegakan hukum yang perlu dikaji meliputi,
 - a) Kriminalisasi, seperti:
 - ▷ pencurian, pembiaran yang mengakibatkan kecurian, percobaan pencurian,
 - ▷ penggelapan, percobaan penggelapan,
 - ▷ pemalsuan dokumen, percobaan pemalsuan dokumen,
 - ▷ penyeludupan (illicit trafficking),
 - ▷ hukum acara masalah penangkapan sampai peradilan
 - ▷ Nuclear Cyber Crime,
 - ▷ PPNS, untuk hukum pembuktian,
 - ▷ pembuktian efek tunda sampai keputusan pengadilan termasuk hukum acara
 - b) mekanisme larangan dan pembatasan,
 - c) sanksi: administrasi, denda, pidana.

5. KESIMPULAN

Dengan mengumpulkan data identifikasi masalah (kelemahan dan kekurangan) sebagai bahan untuk melakukan kajian, diharapkan pelaksanaan kajian mendapatkan data/informasi yang lengkap sehingga hasil kajian pada tahap awal ini dapat sebagai bahan untuk menyusun naskah akademik yang kemudian dilakukan penyusunan Rancangan Undang-Undang ketenaganukliran yang komprehensif dan terintegrasi. Serta berdasarkan uraian di pembahasan, pada dasarnya, perubahan atau amandemen undang-undang ketenaganukliran, tidak hanya lembaga BAPETEN saja yang terlibat, juga instansi pengguna seperti Batan, Kementrian Kesehatan, dan juga instansi berkaitan Hukum seperti Kementrian Hukum dan HAM. Hanya dengan koordinasi dan kesepahaman mengenai tanggung jawab serta kepatuhan terhadap peraturan, maka dapat dipastikan keselamatan dan keamanan bagi pekerja, masyarakat, dan lingkungan hidup dalam setiap kegiatan ketenaganukliran di Indonesia dapat tercapai.

UCAPAN TERIMA KASIH

Pada kesempatan ini penulis mengucapkan banyak terima kasih kepada koordinator dan tim kajian.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] **BATAN**, (2011); *Technical Report 5.1, Nuclear Infrastructure Development in Indonesia*, Batan, Agustus.
- [2] **IAEA** (2015); *Laporan International Physical Protection Advisory Service (IPPAS)*, IAEA, Februari.
- [3] **Republik Indonesia**, (1997); *Undang-Undang Nomor 10 tahun 1997 tentang Ketenaganukliran*; Jakarta.
- [4] **IAEA**, (2010); *Handbook on Nuclear Law: Implementing Legislation*; Vienna.

TANYA JAWAB

1. **Penanya:** Arif Isnaini

Pertanyaan:

Apa yang dimaksud kelemahan dalam makalah ini?

Jawaban:

Kelemahan yang dimaksud adalah kekurangan atau hal hal yang ada di peraturan di UU 10 overlaps dengan regulasi yang dikeluarkan oleh kementerian lain (misalnya bidang lingkungan hidup). Kelemahan yang akan dikaji meliputi hal substansial, struktural, kultural.



Seminar Keselamatan Nuklir 2015 Makalah Penyaji Bidang Instalasi dan Bahan Nuklir

Prosiding
Seminar
Keselamatan
Nuklir
2015

KAJIAN REVISI PERKA BAPETEN NOMOR 11 TAHUN 2007 MENUJU PENINGKATAN PENGATURAN KETENTUAN KESELAMATAN INNR

Eko H. Riyadi

P2STPIBN-Badan Pengawas Tenaga Nuklir
e.riyadi@bapeten.go.id

ABSTRAK

KAJIAN REVISI PERKA BAPETEN NO 11 TAHUN 2007 MENUJU PENINGKATAN PENGATURAN KETENTUAN KESELAMATAN INNR. Kajian revisi Perka BAPETEN No. 11/2007 tentang ketentuan keselamatan INNR mulai dirasakan perlu dilakukan setelah delapan tahun sejak diterbitkan pada 2007 lalu. Adanya beberapa permasalahan terkait penerapan Perka ini yang melatarbelakangi kegiatan kajian Perka ini. Karena itu, dalam rangka meningkatkan pengaturan ketentuan keselamatan INNR, terutama untuk menjamin keselamatan pekerja, masyarakat dan lingkungan di sekitar fasilitas INNR, maka peraturan tersebut perlu dikaji ulang terutama dalam aspek keselamatannya. Kajian dilakukan berdasarkan beberapa literatur dokumen, dan melakukan kajian penerapan Perka pada beberapa fasilitas INNR untuk mengetahui tingkat kemampuserapan Perka ini. Dari hasil pengolahan dan analisis data literatur diperoleh beberapa masukan dan dukungan teknis yang belum diatur dalam Perka tersebut, antara lain bahwa perijinan fasilitas INNR seharusnya didasarkan pada "safety case" yang lengkap dan memadai yang dilakukan oleh personel dengan kualifikasi yang memadai, Pemegang Ijin (PI) seharusnya mempromosikan dan mengembangkan kaji diri dan tantangan terhadap kinerja keselamatan; PI seharusnya mengukur dan mengevaluasi pelaksanaan budaya keselamatan; hasil evaluasi tapak seharusnya menghasilkan informasi disain basis agar fasilitas mampu menanggulangi kejadian eksternal (kejadian alam dan akibat ulah manusia); apabila INNR dibangun sebelum adanya peraturan terkait evaluasi tapak, maka perlu dilakukan reevaluasi tapak sesuai dengan peraturan terkini; evaluasi tapak harus mempertimbangkan kepadatan penduduk di sekitar fasilitas; untuk fasilitas yang membutuhkan sistem pendingin agar memperhatikan efek pendinginan terhadap sifat dan perubahan karakteristik fisik dan kimia; dll.

Kata kunci: Revisi perka, Keselamatan INNR.

ABSTRACT

STUDY OF REVISION BAPETEN CHAIRMAN REGULATION NO 11 YEAR 2007 TO IMPROVED SAFETY REQUIREMENTS REGULATION FOR FUEL CYCLE FACILITIES. Study of revision BAPETEN Chairman Regulation (BCR) No. 11/2007 on the safety requirements of fuel cycle facilities necessary to be conducted after the eight years since published in 2007. The existence of several problems related to the application of this BCR study underlying this activity. Therefore, in order to improve safety requirements regulation for fuel cycle facilities, mainly to ensure the safety of workers, communities and the environment around the fuel cycle facilities, then the regulations need to be re-examined, especially in the aspect of safety. The study was conducted based on some literature documents, and studies on the implementation of BCR in some facilities fuel cycle facilities to determine the level of the applicability of this BCR. Finally from the results of processing and analysis of the literature data obtained by some inputs and technical support that has not been regulated in the BCR, ie that the permit of fuel cycle facility should be based on the "safety case" completely and adequate conducted by personnel with adequate qualifications; Licensee should promote and develop self examine and challenge to the safety performance; Licensee should measure and evaluate the implementation of safety culture; the results of site evaluation should provide information design basis for the facility is able to cope with external events; If facility was built prior to the relevant regulations of the site evaluation, there should be a reevaluation of the site in accordance with current regulations; the site evaluation should take into account the population density around the facility; for facilities that require a cooling system to pay attention to the cooling effect of the nature and change of the physical and chemical characteristics; etc.

Keywords: revision of BCR, safety of fuel cycle facilities.

1. PENDAHULUAN

Sejak diterbitkan delapan tahun lalu, dalam implementasinya Peraturan Kepala (Perka) Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) nomor 11 tahun 2007 tentang ketentuan keselamatan instalasi nuklir non reaktor (INNR) tersebut dirasa mempunyai beberapa kendala terkait keselamatan dan dibutuhkan penyesuaian terhadap kondisi saat ini. Karena itu, untuk menjamin keselamatan pekerja, masyarakat dan lingkungan di sekitar fasilitas INNR, maka peraturan tersebut perlu dikaji ulang terutama dalam aspek keselamatannya. Jadi, setelah delapan tahun diterbitkan pada tahun 2007, Perka BAPETEN ini mulai dirasakan perlu adanya

revisi. Hal ini ditunjukkan dengan adanya beberapa permasalahan dalam implementasi dari peraturan tersebut.

Permasalahan tersebut adalah fasilitas yang telah berdiri sebelum peraturan dibuat, sehingga tidak semua ketentuan dapat diterapkan. Bahkan terdapat fasilitas INNR yang mengalami kesulitan terkait kegiatan pemutakhiran dokumen ketika melakukan kegiatan perawatan.

Kajian ini bertujuan untuk menyediakan hasil kajian yang memberikan ketentuan keselamatan yang harus dipenuhi oleh pemegang ijin dalam seluruh tahapan INNR, yaitu mulai dari tahap disain, komisioning, sampai operasi. Sedangkan tahapan lain

yang tidak dibahas dalam kajian ini karena bahasan tersebut telah atau akan dibahas dalam peraturan kepala yang lain.

Kegiatan kajian revisi peraturan kepala BAPETEN ini membahas ketentuan keselamatan untuk beberapa tahapan dalam INNR, yaitu mulai dari tahap disain, komisioning, dan operasi. Pengaturan ketentuan keselamatan INNR tersebut meliputi beberapa fasilitas INNR, yaitu:

1. Fasilitas pemurnian bahan nuklir,
2. Fasilitas konversi bahan nuklir,
3. Fasilitas pengayaan bahan nuklir,
4. Fasilitas pabrikasi bahan bakar nuklir,
5. Fasilitas pengolahan ulang bahan bakar nuklir bekas,
6. Fasilitas yang digunakan untuk menyimpan bahan bakar nuklir,
7. Fasilitas yang digunakan untuk menyimpan bahan bakar nuklir bekas,
8. Fasilitas Radiometalurgi.

2. POKOK BAHASAN

Perka BAPETEN 11/2007 tentang ketentuan keselamatan INNR perlu dilakukan revisi setelah diterapkan selama delapan tahun di lingkungan fasilitas INNR di Indonesia. Untuk meningkatkan proses pengawasan dan pengaturan pemanfaatan tenaga nuklir di Indonesia pada umumnya, dan pengaturan bidang ketentuan keselamatan INNR pada khususnya, maka perlu mengkaji ulang penerapan Perka ini, termasuk untuk melakukan revisi terkait ketentuan keselamatan fasilitas INNR.

Kajian revisi Perka BAPETEN 11/2007 ini terkait dengan Peraturan Pemerintah No. 54 tahun 2012 tentang Keselamatan dan Keamanan Instalasi Nuklir[1] dan Peraturan Pemerintah No. 2 tahun 2014 tentang Perijinan Instalasi Nuklir dan Pemanfaatan Bahan Nuklir[2], yang juga melatarbelakangi kegiatan kajian Perka ini. Seperti dijelaskan dalam PP 54/2012 sebagai berikut:

1. Pasal 16, bahwa ketentuan lebih lanjut mengenai persyaratan dan penilaian disain diatur dengan Peraturan Kepala BAPETEN;
2. Pasal 19, bahwa ketentuan lebih lanjut mengenai penatalaksanaan komisioning diatur dengan Peraturan Kepala BAPETEN;
3. Pasal 29: bahwa ketentuan lebih lanjut mengenai penatalaksanaan operasi diatur dengan Peraturan Kepala BAPETEN;
4. Pasal 33, bahwa ketentuan lebih lanjut mengenai penatalaksanaan modifikasi diatur dengan Peraturan Kepala BAPETEN;
5. Pasal 42, bahwa ketentuan lebih lanjut mengenai penatalaksanaan verifikasi dan penilaian keselamatan diatur dengan Peraturan Kepala BAPETEN;

Seiring berjalannya waktu, dalam implementasinya peraturan tentang ketentuan dan keselamatan INNR yang disusun tahun 2007 ini dirasa mempunyai beberapa kendala terkait keselamatan dan dibutuhkan penyesuaian terhadap kondisi saat ini. Karena itu, dalam rangka meningkatkan pengaturan ketentuan keselamatan INNR, terutama untuk menjamin keselamatan pekerja, masyarakat dan lingkungan di sekitar fasilitas INNR, maka peraturan tersebut perlu dikaji ulang terutama dalam aspek keselamatannya.

3. METODOLOGI

Kajian revisi Perka ini dilaksanakan dengan beberapa metode sebagai berikut:

1. Studi literatur terhadap dokumen referensi yang terkait;
2. Kajian implementasi Perka di beberapa fasilitas;
3. Diskusi dan koordinasi dengan narasumber dan wakil unit

kerja di lingkungan BAPETEN tentang pelaksanaan dan penerapan perka. Diskusi berdasarkan hasil literatur dari beberapa dokumen referensi, dan pengolahan serta analisis data bersama dengan narasumber yang relevan untuk mendapatkan informasi, saran dan dukungan teknis yang dapat memperkaya hasil kajian sehingga dapat tercapai hasil yang lebih komprehensif melalui kegiatan rapat koordinasi;

4. Kunjungan teknis (technical visit) ke fasilitas pendukung;
5. Penyusunan laporan hasil kajian dilakukan berdasarkan pada hasil kajian literatur, hasil diskusi dengan narasumber, hasil koordinasi dengan tim direktorat lain dan data pendukung ketika melakukan kunjungan ke fasilitas.

4. PEMBAHASAN HASIL KAJIAN

Kajian implementasi Perka ini dilakukan untuk mengetahui tingkat kemampuserapan Perka tersebut. Kajian implementasi tersebut dilakukan terhadap beberapa fasilitas INNR yang mewakili pemegang ijin, antara lain Pusat Teknologi Bahan Bakar Nuklir (PTBBN), Pusat Teknologi Limbah Radioaktif (PTLR) dan PT Industri Nuklir Indonesia (INUKI).

Berdasarkan kajian imlementasi Perka di beberapa fasilitas INNR di atas diperoleh masukan dan kendala yang sering dihadapi sebagai berikut:

1. Beberapa fasilitas belum mempunyai rencana detil untuk program dekomisioning, baik dari faktor waktu, metoda, maupun perencanaan perhitungan biaya.
2. Bahwa jenis fasilitas dan cakupan terlalu luas, diperlukan pengaturan khusus terkait penyimpanan lestari,
3. Belum mengatur perlindungan kesehatan pekerja,
4. Pengaturan evaluasi tapak lanjutan perlu lebih dipertegas.
5. Kesulitan menetapkan BKO, KBO, SSK, BK dan surveilan.
6. Belum adanya pengaturan yang baku terkait mekanisme pelaporan operasional,
7. Pengaturan standar dan mekanisme pelaporan untuk kejadian abnormal yang non radiasi,
8. Pengaturan komposisi panitia keselamatan.

Pembahasan dilaksanakan dengan melakukan kajian terhadap beberapa referensi dan dokumen. Kajian ini didasarkan kepada mengidentifikasi dan mendefinisikan klausul yang belum dipenuhi oleh Perka 11 tahun 2007. Beberapa referensi yang dimaksud tersebut adalah sebagai berikut:

1. NS-R-5 rev.1 Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities;
2. DS381 Safety of Nuclear Fuel Cycle Research and Development Facilities;
3. OECD-3588 The Safety of the Nuclear Fuel Cycle;
4. TECDOC-1250 Seismic Design Consideration of Nuclear Fuel Cycle Facilities;
5. SSG-6 Safety of Uranium Fuel Fabrication Facilities;
6. NUREG-1537 Guidelines for Preparing and Reviewing Applications for the Licensing of Non-Power Reactors;

Dari pembahasan kajian terhadap dokumen di atas, diperoleh hasil sebagai berikut:

1. Bab III "Tujuan dan Prinsip Keselamatan". Dalam Pasal 6 (2) Dokumen keselamatan sebagaimana dimaksud pada ayat (1) harus sekurang-kurangnya terdiri atas Laporan Analisis Keselamatan (LAK), Program Jaminan Mutu, dan Program Kesiapsiagaan Nuklir.

Usulan:

- ♦ Perlu penjelasan lebih detil karena dokumen keselamatan dalam PP 2/2014 pasal 60 terdapat 14 butir. Mengingat Perka seharusnya lebih detil dari PP.

2. Bab IV “Manajemen dan Verifikasi Keselamatan”, bagian kesatu “Kebijakan Keselamatan dan Ketentuan Organisasi”, dengan usulan:

Sesuai dokumen DS381[3] menyatakan bahwa:

- ♦ Perijinan fasilitas INNR seharusnya didasarkan pada “safety case” yang lengkap dan memadai yang dilakukan oleh personel dengan kualifikasi yang memadai. Safety case tersebut mencakup batas keselamatan operasi (BKO) dan prosedur yang terkait.
- ♦ Organisasi pengoperasi seharusnya mempromosikan pengetahuan dan pengalaman operasi terkait keselamatan dengan innr lain di seluruh dunia.
- ♦ Organisasi seharusnya mempromosikan dan mengembangkan kaji diri dan tantangan terhadap kinerja keselamatan di fasilitas masing-masing.

3. Bab IV “Manajemen dan Verifikasi Keselamatan”, bagian kedua, dengan usulan bahwa istilah jaminan mutu diganti dengan sistem manajemen.

4. Bab IV “Manajemen dan Verifikasi Keselamatan”, bagian ketiga “Budaya Keselamatan”, dengan usulan:

Dari DS381 menyatakan bahwa:

- ♦ Pemegang ijin (PI) seharusnya menjaga sikap keingintahuan setiap personel dengan menyediakan training yang memadai dalam rangka berkontribusi terhadap budaya keselamatan.
- ♦ Setiap training yang diselenggarakan oleh PI seharusnya bertujuan untuk mengembangkan dan mendukung pelaksanaan budaya keselamatan.

Dari dokumen OECD 3588[4], menyatakan:

- ♦ Bahwa pemegang ijin seharusnya mengukur dan mengevaluasi pelaksanaan budaya keselamatan di fasilitas masing-masing.

5. Bab IV “Manajemen dan Verifikasi Keselamatan”, bagian keempat “Kesiapsiagaan Nuklir”, dengan usulan:

Dari dokumen DS381 menyatakan bahwa:

- ♦ PI seharusnya meninjau dan memperbaiki program kedaruratan secara berkala dengan mempertimbangkan setiap pembelajaran dari pengalaman operasi fasilitas, latihan kedaruratan, modifikasi, penilaian keselamatan berkala, dan kedaruratan fasilitas lain yang sejenis, pengetahuan terkini dan perubahan peraturan.

6. Bab V “Penentuan Tapak”, bagian kesatu “Seleksi dan Evaluasi Tapak Awal”, dengan usulan:

Dari dokumen TECDOC-1250[5] menyatakan bahwa:

- ♦ Hasil evaluasi tapak seharusnya menghasilkan informasi disain basis agar INNR mampu menanggulangi kejadian eksternal (kejadian alam dan akibat ulah manusia).
- ♦ Apabila INNR dibangun sebelum adanya peraturan terkait evaluasi tapak, maka perlu dilakukan reevaluasi tapak sesuai dengan peraturan terkini.

Dan dari dokumen DS381 menyatakan bahwa:

- ♦ Fasilitas INNR seharusnya mempertimbangkan infrastruktur bersama (offsite emergency response) apabila dibangun di lokasi yang juga terdapat instalasi lainnya baik fasilitas nuklir maupun non nuklir.

Dari dokumen SSG-6[6] menambahkan bahwa:

- ♦ Kejadian eksternal yang juga harus dipertimbangkan adalah cuaca ekstrim;
- ♦ Evaluasi tapak harus mempertimbangkan kepadatan penduduk di sekitar fasilitas;
- ♦ Bahwa seluruh rekaman tentang pemilihan tapak harus disimpan.

7. Bab VI “Disain”, bagian kedua “Dasar Disain”, dengan usulan:

Berdasarkan dokumen DS381 menyatakan bahwa:

- ♦ Untuk Pasal 24 (4) Kejadian internal diusulkan untuk ditambah:
 - ▷ Beban jatuh
 - ▷ Bahaya radiolisis
- ♦ Ps.24 (4) Perka, Untuk kejadian awal terpostulasi (PIE) interna, harus mempertimbangkan tekanan berlebih pada peralatan dan pelepasan gas nitrogen dalam jumlah yang besar.
- ♦ Perlu pengaturan tentang Sistem Instrumentasi & Kendali untuk kondisi operasi normal, kejadian operasional terantisipasi, dan DBA.

Dari NUREG-1537[7] menyatakan bahwa:

- ♦ Untuk fasilitas yang membutuhkan sistem pendingin agar memperhatikan efek pendinginan terhadap sifat dan perubahan karakteristik fisik dan kimia, sebagai contoh pencegahan terlewatnya batas kelarutan bahan nuklir dalam larutan karena pendinginan berlebih.
- ♦ Disain penyungkup (confinement) harus mampu membatasi paparan radiologi dan kimia.
- ♦ Detektor ditempatkan sedemikian sehingga pada jarak 2 meter dari lokasi proses kekritisan dosis serap pada jaringan mencapai 20 rad dalam 1 menit. Dan disediakan 2 detektor.

Dan dari SSG-6 menyatakan bahwa:

- ♦ Beberapa bahaya yang harus dipertimbangkan dalam penetapan Kecelakaan Dasar Disain adalah:
 - ▷ Kecelakaan kriticalitas
 - ▷ Pelepasan uranium (misalnya ledakan vesel reaksi selama proses konversi)
 - ▷ Pelepasan bahan kimia (B3)
 - ▷ Kebakaran besar
 - ▷ Fenomena alam, seperti gempa bumi, banjir, angin puting beliung.
 - ▷ Kecelakaan pesawat terbang.
- ♦ Upaya untuk meminimalkan kebolehdjian kecelakaan dasar disain dapat dilakukan melalui penggunaan SSK yang penting untuk keselamatan dan BKO.
- ♦ Pencegahan kriticalitas dapat dilakukan dengan analisis kriticalitas, dengan menggunakan berbagai metode. Analisis kriticalitas harus mencakup penggunaan:
 - ▷ Pendekatan konservatif
 - ▷ *Computer code* yang sesuai dan terqualifikasi, data pustaka dari tampang lintang reaksi nuklir yang sesuai.
- ♦ Ketentuan tentang ketersediaan instrumentasi juga ditujukan untuk kondisi normal, AOO (kejadian operasi terantisipasi), DBA, dan SIK juga harus mampu merekam data pengukuran parameter yang penting untuk keselamatan.
- ♦ Analisis keselamatan harus dilaksanakan dengan mempertimbangkan kondisi operasi dan kondisi kecelakaan.

8. Bab VI “Disain”, bagian ketiga “Kajian Keselamatan Disain”, dengan usulan:

Dokumen NUREG-1537 menyatakan bahwa:

- ♦ Material untuk prosesing harus kompatibel dengan material proses dalam rangka menahan efek korosi dan radiasi.

9. Bab VII “Konstruksi”, dengan usulan:

Dokumen DS381 menyatakan bahwa:

- ♦ Apabila konstruksi dilakukan di area yang sudah terdapat paparan radiasi, PI seharusnya memastikan untuk mencegah terjadinya hal-hal berikut:
 - ▷ Pegawai kontraktor terpapar radiasi yang tidak perlu.
 - ▷ Kerusakan SSK yang digunakan dalam operasi INNR karena aktivitas konstruksi.
 - ▷ Pemindahan bahan radioaktif ke area fasilitas yang masih sedang dalam tahap konstruksi.

Dari NSR-5 rev.1[8] menyatakan bahwa:

- ♦ Dibutuhkan pengaturan dan persetujuan dari BAPETEN untuk setiap tahapan konstruksi yang mempunyai titik tunda, untuk dapat melanjutkan ke tahap berikutnya.
10. Bab VIII “Komisioning”, bagian kesatu “Program Komisioning” dengan usulan:
Dokumen DS381 menyatakan bahwa Budaya keselamatan seharusnya sudah mulai diterapkan pada tahap komisioning.
11. Bab IX “Operasi”, bagian kesatu “Umum”, dengan usulan:
Dokumen DS381 menyatakan:
- ♦ Penambahan cakupan pembelajaran program pelatihan tentang kejadian baik di dalam maupun di luar instalasi, serta tentang pertahanan berlapis.
12. Bab IX “Operasi”, bagian ketiga “Perawatan, Inspeksi dan Pengujian Berkala”. Usulan:
Dokumen DS381 menjelaskan:
- ♦ Dalam pelaksanaan perawatan harus memperhatikan potensi kontaminasi permukaan atau bahan radioaktif di udara, dan paparan kimia atau biologi.
 - ♦ Selama pengujian dan perawatan rutin, INNR tidak boleh ditempatkan dalam kondisi yang tidak selamat atau tidak dianalisis sebelumnya.
 - ♦ PI harus memastikan secara berkala ketersediaan suku cadang yang dibutuhkan untuk perawatan.
 - ♦ Pelaksanaan perawatan seharusnya mempertimbangkan potensi terjadinya bahaya eksterna (misalnya kekritisasi) dan interna (misalnya inhalasi).
13. Bab IX “Operasi”, bagian keempat “Modifikasi”, dengan usulan:
Dokumen DS381 menjelaskan:
- ♦ Modifikasi yang dilaksanakan seharusnya mencakup dokumen-dokumen lain terkait yang perlu diperbarui.
14. Bab IX “Operasi”, bagian kelima “Proteksi Radiasi”. Usulan:
Berdasarkan dokumen DS381 bahwa:
- ♦ Proteksi radiasi harus memperhatikan paparan radiasi interna (terhirup/termakan partikulat, aerosol dan gas) dan eksterna.
15. Bab IX “Operasi”, bagian kedelapan “Pengelolaan Keselamatan non Nuklir”, dengan usulan:
Dokumen DS381 menyatakan:
- ♦ PI sebaiknya melakukan analisis bahaya kebakaran secara berkala.
 - ♦ Pemantauan kesehatan yang dilakukan oleh PI seharusnya tidak hanya terbatas pada efek radiologi tetapi juga pada efek bahaya kimia.
16. Bab X “Dekomisioning”. Usulan berdasarkan dokumen NSR-5 rev.1, perlu penambahan tentang:
- ♦ Pengaturan tentang pendanaan dekomisioning.
 - ♦ Pengaturan tentang penyimpanan, pengolahan, pengangkutan dan pembuangan limbah yang ditimbulkan akibat dekomisioning.
 - ♦ Pengaturan kegiatan dekomisioning seperti dekontaminasi, pemotongan dan penanganan peralatan besar dan pembongkaran progresif atau penghapusan beberapa sistem keselamatan yang ada yang berpotensi menciptakan bahaya baru. Termasuk penanganan environmental remediation.

5. KESIMPULAN

Kesimpulan yang dapat diambil dari kegiatan kajian revisi Perka BAPETEN 11/2007 ini adalah:

1. Bahwa kegiatan kajian revisi Perka BAPETEN ini bertujuan untuk mendukung Direktorat Peraturan dalam melakukan kegiatan revisi Perka tersebut.
2. Kajian ini memfokuskan kepada kajian implementasi Perka untuk mengetahui kemampuserapan di beberapa fasilitas INNR,

mengetahui kendala yang dihadapi dan untuk mendapatkan pendapat, usulan dan masukan dari setiap fasilitas.

3. Kajian dilakukan dengan melaksanakan kajian mandiri terhadap beberapa dokumen referensi pendukung, seperti NS-R-5 rev.1; DS-381; OECD 3588; TECDOC 1250; SSG-6 dan NUREG-1537.
4. Hasil pembahasan dalam kajian revisi Perka ini berisi usulan dan masukan yang belum terkandung dalam Perka 11 tahun 2007 diantaranya adalah sebagai berikut:
 - ♦ Perijinan fasilitas INNR seharusnya didasarkan pada “safety case” yang lengkap dan memadai yang dilakukan oleh personel dengan kualifikasi yang memadai.
 - ♦ Pemegang ijin seharusnya mempromosikan pengetahuan OEF (*operational experience feedback*) terkait keselamatan dg innr lain di seluruh dunia.
 - ♦ PI seharusnya mempromosikan dan mengembangkan self-assessment/kaji diri dan tantangan thd kinerja keselamatan di fasilitas masing-masing.
 - ♦ Setiap training yang diselenggarakan oleh PI seharusnya bertujuan untuk mengembangkan dan mendukung pelaksanaan budaya keselamatan.
 - ♦ PI seharusnya mengukur dan mengevaluasi pelaksanaan budaya keselamatan di fasilitas masing-masing.
 - ♦ PI seharusnya meninjau dan memperbarui program kedaruratan secara berkala dengan mempertimbangkan setiap pembelajaran dari pengalaman operasi fasilitas, latihan kedaruratan, modifikasi, penilaian keselamatan berkala (PSR), dan kedaruratan fasilitas lain yang sejenis, pengetahuan terkini dan perubahan peraturan.
 - ♦ Hasil evaluasi tapak seharusnya menghasilkan informasi disain basis agar INNR mampu menanggulangi kejadian eksternal (kejadian alam dan akibat ulah manusia).
 - ♦ Apabila INNR dibangun sebelum adanya peraturan terkait evaluasi tapak, maka perlu dilakukan reevaluasi tapak sesuai dengan peraturan terkini.
 - ♦ INNR seharusnya mempertimbangkan infrastruktur bersama (*offsite emergency response*) apabila dibangun di lokasi yang juga terdapat instalasi lainnya baik fasilitas nuklir maupun non nuklir.
 - ♦ Evaluasi tapak harus mempertimbangkan kepadatan penduduk di sekitar fasilitas.
 - ♦ Seluruh rekaman tentang pemilihan tapak harus disimpan.
 - ♦ Kejadian awal terpostulasi (*Postulated Initial Event*) interna juga harus mempertimbangkan tekanan berlebih pada peralatan dan pelepasan gas nitrogen dalam jumlah yang besar.
 - ♦ Untuk fasilitas yang membutuhkan sistem pendingin agar memperhatikan efek pendinginan terhadap sifat dan perubahan karakteristik fisik dan kimia, sebagai contoh pencegahan terlewatnya batas kelarutan bahan nuklir dalam larutan karena pendinginan berlebih.
 - ♦ Disain penyungkup (*confinement*) harus mampu membatasi paparan radiologi dan kimia.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] **Republik Indonesia**; (2012); *Peraturan Pemerintah 54 tahun 2012 tentang Keselamatan dan Keamanan Instalasi Nuklir*; Jakarta.
- [2] **Republik Indonesia** (2014); *Peraturan Pemerintah 2 tahun 2014 tentang Perijinan Instalasi Nuklir dan Pemanfaatan Bahan Nuklir*; Jakarta.
- [3] **IAEA**, (2014); *IAEA Safety Standards*; Draft Specific Safety Guide no. DS381: *Safety of Nuclear Fuel Cycle Research and Development Facilities*; Vienna.
- [4] **OECD**, (2005); *Nuclear Energy Agency No. 3588: The Safety of the Nuclear Fuel Cycle*; Third Edition.

- [5] IAEA, (2001); *IAEA-TECDOC-1250: Seismic Design Consideration of Nuclear Fuel Cycle Facilities*; Vienna.
- [6] IAEA, (2010); *IAEA Safety Standards; Specific Safety Guide No. SSG-6: Safety of Uranium Fuel Fabrication Facilities*; Vienna.
- [7] NUREG-1537 Part 2, **Guidelines for Preparing and Reviewing Applications for the Licensing of Non-Power Reactors: Standard Review Plan and Acceptance Criteria**;
- [8] IAEA; **IAEA Safety Standards; Safety Requirements no. NS-R-5 (Rev.1): Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities**; Vienna; 2014.

TANYA JAWAB

1. **Penanya:** Agus YudhiPristianto

Pertanyaan:

Apakah nantinya dalam revisi PerKa ini beberapa tahapan dipisah seperti dalam PerKa Reaktor atau menjadi satu kesatuan Perka

Jawaban:

Untuk tahapan yang sudah diatur dalam PerKa tersendiri akan dipisah dan hanya mengulas garis besarnya saja, sedangkan untuk tahapan yang belum diatur tersendiri akan tetap diatur secara detail.

2. **Penanya:** Arif Isnaini

Pertanyaan:

Kesulitan yang dihadapi oleh fasilitas, apa saja?

Jawaban:

Jadi beberapa instalasi mengaku mengalami kesulitan dalam menerapkan PerKa 11/2007 tentang keselamatan INNR. Kesulitan tersebut diantaranya adalah:

- ▷ Instalasi kesulitan ketika menentukan nilai KBO, BKO, SSK, BK dan survailan.
- ▷ Bahwa jenis fasilitas dan cakupan terlalu luas, sehingga diperlukan pengaturan khusus terkait penyimpanan lestari
- ▷ Belum mengatur perlindungan kesehatan pekerja.
- ▷ Beberapa fasilitas belum mempunyai rencana detail untuk program dekomisioning, baik dari faktor waktu, metoda maupun perencanaan perhitungan biaya.



Seminar Keselamatan Nuklir 2015

Makalah Penyaji

Bidang Instalasi dan Bahan Nuklir

Prosiding
Seminar
Keselamatan
Nuklir
2015

GRADED APPROACH SYSTEM PROTEKSI FISIK BAHAN DAN FASILITAS NUKLIR

Endang Susilowati

BATAN
endang@batan.go.id

ABSTRAK

GRADED APPROACH PROTEKSI FISIK BAHAN DAN FASILITAS NUKLIR. Pemanfaatan bahan dan fasilitas nuklir disamping menghasilkan banyak manfaat juga mengandung resiko. Dari sudut pandang keamanan nuklir ada dua resiko yang perlu diwaspadai yaitu resiko untuk diambil secara tidak sah/dicuri dengan tujuan untuk pembuatan bahan peledak nuklir dan resiko untuk disabotase dengan tujuan untuk mengacaukan situasi. Sistem proteksi fisik dikembangkan untuk menangkal semua kegiatan ilegal tersebut. Salah satu persyaratan dan tindakan proteksi fisik mengacu kepada konsep graded approach. Tujuan graded approach adalah untuk menjamin bahwa proteksi yang diberikan kepada bahan dan fasilitas nuklir sesuai dengan tingkat kesulitan penyusup dalam melaksanakan misinya. Makalah ini mengupas graded approach yang merupakan satu dari dua belas prinsip fundamental rezim proteksi fisik yang dikembangkan untuk memberikan perlindungan yang sepadan terhadap suatu kejadian yang berakibat fatal. Dari hasil pembahasan ditengarai bahwa attractiveness dan jumlah bahan nuklir merupakan parameter kuat terhadap graded approach terkait dengan Unacceptable Radiological Consequences (URC) sangat terkait terhadap graded approach tindak sabotase. Disimpulkan bahwa graded approach apabila dilaksanakan sesuai konsep akan mampu mengefektifkan sistem proteksi fisik dalam mencapai tujuannya.

Kata kunci: pendekatan berperingkat, pencurian, sabotase, keamanan nuklir

ABSTRACT

GRADED APPROACH TO THE PHYSICAL PROTECTION SYSTEM OF NUCLEAR MATERIAL AND FACILITY. Utilization of nuclear materials and facilities create advantages for human being even though they also inherently bearing risk. In the light of nuclear security there are two risk including theft and sabotage of nuclear materials and facilities. Physical protection system is developed to avoid both of them. One of requirements of physical protection system is graded approach at which its objective is to ensure that protection provided to the nuclear materials is proportional to the level of difficulties overcome by adversary. From the discussion it can be excerpt that attractiveness and total amount of nuclear materials have strong contribution to the graded approach of illegal removal of nuclear material while threshold values of HRC and URC determine graded approach of sabotage. It is then concluded that concept of graded approach can support the effectiveness of physical protection system to reach its objective.

Key words: Graded approach, theft, sabotage, nuclear security

1. PENDAHULUAN

Pemanfaatan bahan dan fasilitas nuklir disamping menghasilkan banyak manfaat juga mengandung resiko. Dari sudut pandang keamanan nuklir ada dua resiko yang perlu diwaspadai yaitu resiko untuk diambil secara tidak sah/dicuri dengan tujuan untuk pembuatan bahan peledak nuklir dan resiko untuk disabotase dengan tujuan untuk mengacaukan situasi karena biasanya akibat sabotase adalah pelepasan zat radioaktif ke lingkungan yang melebihi batas[1]. Mengelola resiko adalah dasar utama yang perlu dikaji dan dianalisis dalam menerapkan keamanan nuklir dengan tujuan agar tindakan proteksi terhadap bahan dan fasilitas nuklir dapat tercapai.

Konsep manajemen resiko menyediakan suatu metoda yang tepat untuk melaksanakan tindakan proteksi fisik melalui pendekatan berperingkat atau graded approach. Graded approach memfokuskan atas dua hal yaitu daya tarik bahan nuklir dan jumlah massa bahan nuklir[2]. Tujuan graded approach adalah untuk menjamin bahwa proteksi yang diberikan kepada bahan nuklir sesuai dengan tingkat kesulitan penyusup dalam melaksanakan misinya. Proteksi yang sangat kuat diberikan kepada bahan nuklir yang paling menarik/attractive dan kepada bahan nuklir dalam

jumlah yang memenuhi syarat untuk dijadikan bahan peledak nuklir. Sementara graded approach untuk sabotase mengacu batas ambang *high* radiological consequences (HRC) dan batas ambang unacceptable radiological consequences (URC)[1].

Tiga karakteristik resiko adalah ancaman, konsekuensi tindakan ilegal dan kelemahan yang secara melekat ada di dalam target bahan nuklir[1]. Oleh sebab itu pengembangan yang berkaitan dengan: pengkajian ancaman atau analisis dasar desain; pengkajian konsekuensi potensial atas pengambilan tidak sah/pencurian bahan nuklir dan sabotase; penguatan atas kelemahan yang secara melekat dimiliki target bahan nuklir secara terus menerus perlu di mutakhir menyesuaikan dengan perkembangan ancaman yang selalu berubah mengikuti perkembangan teknologi. Dengan demikian, tindakan proteksi fisik yang efektif dapat dilaksanakan. Atau sebaliknya penyusup akan berhasil melakukan misinya. Pendekatan manajemen resiko diadopsi agar harapan untuk memproteksi bahan dan fasilitas nuklir dari ancaman pencurian dan sabotase dapat dicapai.

Makalah ini mengupas graded approach yang merupakan satu dari dua belas prinsip fundamental rezim proteksi fisik[3] sebagai yang tertuang di dalam INFCIRC/225/Rev.5. INFCIRC/225/Rev.5 adalah security series yang berisi anjuran kepada negara

pihak tentang bagaimana mengembangkan, melaksanakan dan mempertahankan rezim proteksi fisik bahan dan fasilitas nuklir4). Lingkup penulisan dibatasi pada graded approach terkait dengan pencurian bahan nuklir dan sabotase bahan dan fasilitas nuklir.

Dasar-dasar graded approach untuk pencurian bahan nuklir meliputi jenis bahan nuklir, komposisi isotop, bentuk fisik dan kimia, derajat kelarutan, tingkat radiasi dan kuantitas. Diharapkan hasil diskusi atau pembahasan dapat memberikan wawasan baru terhadap organisasi proteksi fisik dalam menjalankan tugasnya untuk mencegah pencurian dan sabotase bahan dan fasilitas nuklir.

2. POKOK BAHASAN

2.1. Grade Approach terkait Pencurian Bahan Nuklir

Faktor utama dalam menentukan tindakan proteksi fisik bahan nuklir adalah bahan nuklir itu sendiri. Tabel I mengkategorikan bahan nuklir dengan jenis yang berbeda berdasar pada jenis elemen, isotop, jumlah bahan nuklir dan status iradiasi.5) Kategorisasi bahan nuklir digunakan sebagai dasar untuk menentukan approach tindakan proteksi terhadap pencurian bahan nuklir. Bahan nuklir yang diambil secara tidak sah berpotensi dijadikan bahan peledak nuklir. Unsur Plutonium (Pu) atau Uranium (U) yang terkandung di dalam bahan nuklir, komposisi isotop, bentuk fisik dan kimia, kemudahan dilarutkan, tingkat radiasi dan jumlah totalnya menentukan attractiveness dari bahan nuklir tersebut.

Untuk perlindungan terhadap pencurian bahan nuklir yang berpotensi digunakan sebagai bahan peledak nuklir, kategori bahan nuklir sebagai yang disebutkan dalam Tabel 1, diacu untuk menentukan tindakan proteksi fisik yang tepat. Oleh sebab itu berdasar pada graded approach, kategori I bahan nuklir harus dilindungi dengan sangat ketat sementara bahan nuklir di bawah kategori III hanya dilindungi berdasar pada aturan manajemen yang agak longgar.

Bahan bakar yang ditetapkan sebagai kategori I atau II sebelum diiradiasi dapat diturunkan kelasnya satu tingkat di bawahnya setelah iradiasi dengan alasan sbb: bahan bakar Pu, mixed oxide fuel dan bahan bakar reaktor pembiak (semuanya adalah reaktor daya) biasanya mengandung sekitar 7% sampai 30% Pu. Meskipun proses iradiasi di dalam reaktor akan mengurangi kandungan Pu, peristiwa ini tidak begitu berarti terhadap total Pu di dalam bahan bakar yang disimpan dan biasanya bahan bakar disimpan dalam jumlah yang besar. Oleh sebab itu kandungan Pu dianggap tetap dan biasanya bahan bakar berada dalam bahan bekas tersedia dalam jumlah yang besar. Kategori I ini direduksi tingkatannya dengan alasan bahan bakar teriradisai tidak menarik bagi penyusup.

Bahan bakar bekas yang disebutkan pada baris 5 di dalam Tabel 1 adalah bahan bakar bekas dengan tingkat radiasi >1 Gy/jam pada jarak 1m tanpa shielding.5) Bahan bakar bekas tersusun atas uranium alam/depleted, thorium atau uranium diperkaya <10% U^{235} , ditetapkan sebagai kategori II. Meskipun demikian tidak ada bahan bakar yang ditetapkan lebih tinggi dari kategori III sebelum bahan bakar tersebut diiradiasi.1) Perubahan kategorisasi ini disebabkan bahwa selama iradiasi Pu (dengan komposisi isotop terbesar adalah Pu^{239}) diproduksi dari hasil reaksi tangkapan neutron dengan unsur U^{238} dan U^{235} yang diproduksi dari bahan bakar thorium. Prosentasi Pu dan Th hasil reaksi tangkapan neutron sangat rendah sekitar 1% dari berat bahan bakar. Meskipun demikian ketika bahan bakar bekas tersebut disimpan dalam jumlah yang besar, dengan jumlah Pu lebih besar dari 2 Kg, sebagai jumlah Pu yang ditetapkan sebagai bahan nuklir kategori I, tetapi pada umumnya karena bahan bakar bekas mempunyai aktivitas yang sangat tinggi sehingga tidak menarik bagi penyusup yang merencanakan tindakan ilegal, maka bahan bakar bekas diturunkan kategorinya dari kategori I menjadi kategori II

Iradiasi bahan bakar pengkayaan tinggi (HEU) mengandung U^{235} >20% di dalam reaktor akan mengurangi jumlah U^{235} beberapa prosen saja. Dan biasanya pengurangan tingkat pengkayaan tidak sampai berkurang <20%. Bahan bakar bekas akan tetap mengandung U diperkaya 20% atau lebih. Sebagai hasil bahan bakar bekas HEU sejumlah 5 kg atau lebih U^{235} sebelum iradiasi bisa direduksi menjadi kategori II dan bahan bakar bekas dengan kandungan U^{235} >1 kg tetapi <5 kg sebelum iradiasi dapat direduksi menjadi kategori III karena less attractive.

Dengan penjelasan yang sama dapat dikatakan bahwa proses iradiasi bahan bakar di dalam reaktor dengan pengkayaan U^{235} sampai >10% tetapi <20% (pada umumnya adalah bahan bakar reaktor penelitian dengan pengkayaan 19,5%) biasanya setelah keluar dari teras reaktor mempunyai pengkayaan tidak lebih kecil dari 10%. Jenis bahan bakar ini tidak akan menghasilkan Pu dalam jumlah yang berarti yang berasal dari jumlah U^{238} yang terbakar. Hal utama yang memicu kategorisasi bahan bakar adalah proses iradiasi, berat sisa U dalam bahan bakar dan tingkat pengkayaan. Oleh sebab itu jika jumlah total bahan bakar mengandung U^{235} >10 kg sebelum iradiasi dapat direduksi menjadi kategori III setelah bahan bakar diiradiasi. Karena faktor attractiveness/tingkat radiasi menjadi berkurang.

Apabila bahan bakar bekas mampu menimbulkan paparan radiasi melebihi 1 Gy/jam pada jarak 1m tanpa shielding, kategori bahan bakar bekas diturunkan satu tingkat.5) Kriteria ini ditetapkan dengan dasar bahwa pekerja yang menangani bahan bakar bekas tersebut akan terkena efek deterministik yang serius dari paparan radiasi dalam jangka waktu kurang dari 1 jam. Sehingga fenomena ini dapat dijadikan penghalang tindakan ilegal yang efektif. Meskipun demikian bagi penyusup yang bermaksud bunuh diri halangan ini tidaklah berarti demi untuk melaksanakan misinya. Oleh sebab itu meskipun kategori bahan bakar bekas menurut kriteria diijinkan untuk diturunkan satu tingkat, pemegang ijin (PI) instalasi nuklir perlu hati-hati membuat keputusan.

Perlu diketahui bahwa memilih kategori untuk tindakan proteksi fisik sebagai yang disebutkan pada table 1 tidak berlaku untuk bahan bakar kategori I atau II dengan kandungan Pu atau U -235 diperkaya 10% atau lebih Tingkat radiasi semua jenis bahan bakar teriradiasi akan berkurang sebagai fungsi waktu oleh sebab itu kategori bahan nuklir perlu di evaluasi ulang.

2.2. Graded Approach terkait Tindakan Sabotase

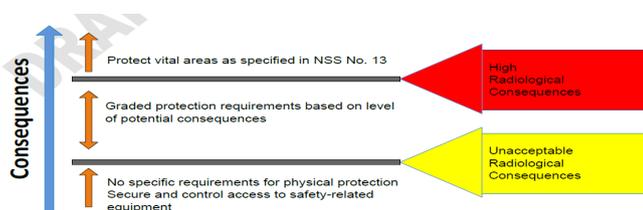
Tidak seperti kategorisasi bahan nuklir sebagai acuan untuk memproteksi bahan nuklir dari tindakan pencurian, tindakan proteksi untuk menghalangi sabotase memerlukan langkah yang berbeda. Target sabotase cenderung kepada bahan bakar teriradiasi. Tujuan sabotase adalah mengacaukan situasi dengan cara merusak penghalang bahan nuklir teriradiasi dan mengakibatkan tingkat paparan radiasi melebihi batas yang diijinkan dan membahayakan lingkungan dan masyarakat. Untuk memproteksi bahan nuklir dari tindakan sabotase, Negara diwakili badan pengawas tenaga nuklir perlu menetapkan batas ambang URC agar tindakan proteksi fisik dapat dirancang, ditetapkan dan dilaksanakan dengan tepat dengan mempertimbangkan aspek keselamatan nuklir dan proteksi radiasi3).

Potensi serius akibat sabotase adalah radiasi ke pekerja, masyarakat dan lingkungan dengan tingkat yang melebihi batas (Unacceptable Radiological Consequences, URC). Batas ambang URC secara kualitatif dan kuantitatif ditetapkan oleh badan pengawas tenaga nuklir. Batas ambang URC berkaitan dengan tindakan proteksi fisik terhadap daerah vital, daerah dimana bahan nuklir dimanfaatkan. Penetapan batas ambang URC juga berkorelasi dengan pelaksanaan program kedaruratan karena melibatkan keselamatan masyarakat dan lingkungan dan berdampak pada kesehatan yang penanganannya melibatkan

berbagai pihak seperti rumah sakit, pemerintah daerah, kepolisian dan sebagainya).

Pengkajian attractiveness bahan nuklir/target terkait tindakan sabotase didasarkan pada batas ambang URC dan HRC dan tidak dipengaruhi oleh kategorisasi bahan nuklir sebagai yang ditetapkan dalam tindakan pencurian bahan nuklir. Akibat radiologis tindakan sabotase dipengaruhi oleh jumlah inventori bahan nuklir dan kemudahan zat radioaktif disebarkan ke lingkungan. Konsekuensi potensial radiologis diperingkatkan untuk merefleksikan tingkat keparahan yang masing-masing tingkat membutuhkan proteksi yang berlainan Untuk menentukan apakah URC mungkin terjadi adalah dipengaruhi oleh karakteristik fasilitas

Salah satu metoda untuk mengembangkan graded approach terkait dengan sabotase mengacu kepada paparan radiasi di sekitar fasilitas nuklir dengan memperhatikan aspek kesehatan dan keselamatan masyarakat dan kebutuhan untuk melaksanakan kedaruratan untuk melindungi mereka, juga proteksi fisik yang diterapkan kepada bahan nuklir. Operator disarankan untuk melakukan pengkajian terhadap semua jenis tindakan sabotase guna menentukan apakah pelepasan zat radioaktif yang berasal dari inventori bahan nuklir mampu menyebabkan level radiasi yang melebihi batas



Gambar 1: Hubungan HRC dan URC dan peringkat proteksi).

3. METODOLOGI

Dilakukan dengan mengkaji pustaka sebagai yang disebutkan dalam daftar pustaka

4. HASIL DAN PEMBAHASAN

Tindak pencurian dan sabotase bahan nuklir mempunyai latar belakang yang berlainan. Pada umumnya tujuan pencurian bahan nuklir adalah pembuatn senjata nuklir sedang sabotase bertujuan untuk mengacaukan situasi dengan cara menyebarkan zat radioaktif yang berbahaya bagi keselamatan dan kesehatan ke lingkungan.

Graded approach proteksi fisik terkait pencurian berpatokan pada attractiveness bahan nuklir dalam artian bahwa semakin attractive bahan nuklir semakin mudah penyusup untuk melakukan aksinya. Parameter attractive disini ditengarai oleh jenis bahan nuklir, komposisi isotop, bentuk fisik dan kimia, derajat kelarutan, tingkat radiasi dan kuantitas. Bila dikaitkan dengan pembuatan senjata nuklir ada tiga tahap attractive yaitu attractive dalam pengumpulan bahan nuklir, dalam proses pembuatan senjata nuklir dan attractive dalam utilisasi senjata nuklir. Dalam hal pengumpulan hasil curian bahan nuklir status iradiasi bahan nuklir sangat berpengaruh dalam mensukseskan atau menggagalkan penyusup untuk melakukan aksinya meskipun bagi penyusup yang bermaksud bunuh diri status iradiasi tidak menjadi masalah. Oleh sebab itu organisasi proteksi fisik perlu mempertimbangkan dalam menentukan kategorisasi bahan nuklir. Tingkat kategorisasi berkaitan dengan tindakan proteksi fisik dalam memproteksi daerah vital bagi bahan nuklir kategori I. Dalam tahap pemrosesan bahan nuklir menjadi senjata nuklir, sifat bahan nuklir yaitu komposisi isotop, bentuk fisik dan kimia, kemudahan

kelarutan sangat berkontribusi terhadap mudah tidaknya bahan nuklir diproses menjadi senjata nuklir serta waktu yang dibutuhkan untuk membuat senjata nuklir. Sementara itu tahap utilisasi sangat terkait dengan kuantitas bahan nuklir dan faktor kekritisasi dimana jumlah minimum bahan nuklir harus tersedia untuk menciptakan senjata nuklir. Panas yang dibangkitkan bahan nuklir juga merupakan parameter yang harus diamati. Oleh sebab itu graded approach terhadap attractiveness bahan nuklir perlu dipelajari agar tindakan proteksi fisik dapat dikembangkan dan ditetapkan dengan tepat.

Graded approach 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 tenaga nuklir. Level radiasi ini sangat terkait dengan tingkat tindak proteksi fisik untuk melindungi masyarakat dari konsekuensi potensial keselamatan dan kesehatan. Tindak proteksi fisik akibat sabotase juga dipengaruhi oleh jenis operasi fasilitas, sebagai contoh adalah pada reaktor nuklir yang bahan nuklirnya berbentuk item/padat dan hampir semuanya tersimpan di gudang bahan bakar segar, teras reaktor dan kolam penyimpanan bahan bakar bekas. Lain halnya dengan bulk facility yang bahan nuklirnya terdistribusi di dalam fasilitas. Sifat operasi fasilitas ini mempengaruhi kemudahan pembebasan zat radioaktif ke lingkungan. Untuk reaktor tingkat daya juga berpengaruh. Intrinsic hazard berkaitan dengan proses fisik misal kritikalitas dan proses kimia yang berlangsung di fasilitas, sistem keselamatan dan tindakan operator dalam menangani kecelakaan yang dipostulasikan serta jenis engineered safety features yang terpasang di fasilitas untuk untuk menangani kecelakaan juga berkontribusi terhadap mungkin tidaknya URC dapat terjadi. Tindakan proteksi off – site dan on-site logikanya adalah berkaitan dengan URC. Pada level pelepasan zat radioaktif yang lebih tinggi yaitu mencapai HRC yang berefek deterministik biasanya terjadi pada sabotase pada reaktor nuklir dengan daya lebih dari 100 M watt. Analisis ancaman yang tertuang di dalam design basis threat (DBT) dan menganalisis skenario sabotase dapat digunakan sebagai acuan untuk mnangkal dan memitigasi akibat sabotase.

Skenario sabotase perlu dikembangkan dengan mempertimbangkan internal dan eksternal penyusup yang berencana untuk menyebarkan radiasi atau mengganggu dan merusak infrastruktur, komponen atau peralatan termasuk tindak stand-off attack dari penyusup yang memang mempunyai niat untuk bunuh diri. Skenario sabotage digunakan untuk merancang sistem proteksi fisik yang efektif dengan mempertimbangkan rekayasa keselamatan yang kuat, karakteristik operasi fasilitas, sistem perlindungan kebakaran, design sistem proteksi radiasi dan tindak kedaruratan.

5. KESIMPULAN

Tindakan proteksi fisik untuk menangkal pencurian dan sabotase perlu dirancang dengan memperhatikan berbagai macam aspek agar sasaran dapat tercapai dengan efektif, diantaranya dengan memasukkan aspek graded approach. Graded approach untuk tindak pencurian didekati dengan fitur level attractiveness. Attractiveness dapat membantu menentukan strategi keamanan yang akan dirancang dan dilaksanakan. Attractiveness perlu di sosialisasikan agar industri dan organisasi pengoperasi fasilitas nuklir menggunakan bahan nuklir yang less attractive sehingga tidak menarik bagi penyusup untuk melaksanakan misinya. Dalam hal graded approach berkaitan dengan tindak sabotase, pendekatan didasarkan pada mampu tidaknya inventori bahan nuklir yang dimanfaatkan menimbulkan disperse zat radioaktif ke lingkungan. Dengan memperhatikan batas ambang HRC dan URC

dapat dikembangkan tindak penangkalan yang diskenariokan melalui program kedaruratan.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, (2014); "Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities, Implementation Guide"; IAEA Vienna.
- [2] B.B.EBINGHAUS, (2013); "The Application of Material Attractiveness In a Graded Approach to Nuclear Materials Security". *Global'13: International Nuclear Fuel Cycle Conference Salt Lake City*; UT, United States September 29, 2013 through October 3, 2013.

- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, (2011); "Objective and Essential Elements of a State's Nuclear Security Regime"; IAEA Vienna.
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, (2011); "Nuclear Security Recommendations on the Physical Protection of Nuclear Materials and Nuclear Facilities (INFCIRC 225/Rev.5, IAEA Nuclear Security Series No. 13; IAEA Vienna.
- [5] BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR, (2011); "Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 1 Tahun 2009 tentang Ketentuan Proteksi Fisik Instalasi dan Bahan Nuklir; BAPETEN.

TANYA JAWAB

1. Penanya: Pandu

Pertanyaan:

- a) Mengapa hanya bahan nuklir yang teriradiasi yang di "graded approach" pada tindakan sabotase?
- b) Apakah penggolongan bahan nuklir berpengaruh pada graded approach tindakan pencurian dan sabotase?

Jawaban:

- a) Ada 2 ancaman dalam sistem keamanan nuklir:
 - ▷ Ancaman pencurian digraded berdasarkan penggolongan & attractiveness yang menjadi concern adalah bahan nuklir segar tujuan pembuatan senjata nuklir.
 - ▷ Ancaman sabotase digraded berdasarkan harga URC&HRC yang menjadi concern adalah bahan nuklir teriradiasi tujuan mengacaukan masyarakat menyebarkan zat radioaktif ke masyarakat & lingkungan.

2. Penanya: Nanaf T E

Pertanyaan:

Apakah kajian pemeringkatan risiko keamanan juga menyangkut pada saat pengangkutan bahan nuklir? bagaimana hal itu dilakukan.

Jawaban:

Graded Approach juga berlaku untuk bahan nuklir ketika sedang diangkut. Satu hal yang perlu disadari bahwa bahan nuklir lebih berisiko ketika dalam pengangkutan dibanding ketika nuklir diam dalam suatu tempat

3. Penanya: Manda

Pertanyaan:

- a) Dari segi positif graded approach sudah diterapkan/ dijelaskan pada makalah, adakah sisi negatif dari graded approach ini apabila diterapkan?
- b) Graded approach ini didasarkan pada dokumen INFCIRC 225 Rev 5, karena dokumen ini masih baru, sudah adakah negara yang telah menetapkan prinsip graded approach ini?

Jawaban:

- a) Pendekatan graded approach adalah salah satu elemen yang direkomendasikan dalam dokumen proteksi fisik yang baru yaitu INFCIRC/225/Rev.5. Logikanya dokumen baru yang diterbitkan (Rev.5) adalah untuk melengkapi kelemahan yang ada didokumen lama (Rev.4) dan saya belum menemukan sisi negatifnya.
- b) Dokumen ini diterbitkan oleh IAEA tahun 2011, saya belum tahu negara mana saja yang sudah menerapkan.

4. Penanya: Hermawan P.Y

Pertanyaan:

INFCIRC 225/Rev.5 memiliki perbedaan dengan rev.4 yang telah diadaptasi dalam Perka BAPETEN. Dengan adanya URC dan HRC, bagaimana implementasi pelaksanaan untuk mengikuti rekomendasi rev.5 di instalasi nuklir dan dalam bentuk dokumen apa?

Jawaban:

Ada 12 elemen proteksi fisik yang direkomendasi didalam INFCIRC/225/Rev.5 diantaranya adalah graded approach (pendekatan yang diperingkat). BAPETEN menetapkan harga URC & HRC dalam kaitannya dengan ancaman sabotase. URC&HRC dibutuhkan dalam merancang desain & pelaksanaan proteksi fisik dalam menjaga/memproduksi bahan & fasilitas nuklir. Harga URC&HRC dituangkan dalam Perka BAPETEN tentang proteksi fisik atau dalam dokumen keamanan nuklir

5. Penanya: Amil Mardha

Pertanyaan:

Apa yang dimaksud graded approach dalam proteksi fisik? Apakah pengertiannya pendekatan terhadap risiko bahaya atau level sifat proteksi fisik?

Jawaban:

Graded approach atau pendekatan berperingkat adalah tingkatan-tingkatan dalam memproteksi bahan dan fasilitas nuklir sebagai contoh adalah nuklir yang termaksud kategori 1 akan diproteksi lebih strongly, sedang kategori 2 diproteksi less strong. Pemeringkatan memproteksi juga sebanding dengan konsekuensi yang diakibatkan oleh malicious act.



Seminar Keselamatan Nuklir 2015
Makalah Penyaji
Bidang Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif





Seminar Keselamatan Nuklir 2015

Makalah Penyaji

Bidang Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif

Prosiding
Seminar
Keselamatan
Nuklir
2015

PEMETAAN ULANG TERHADAP PAPARAN RADIASI PASCAREPOSISI DI DAERAH KERJA HR-24 LABORATORIUM INSTALASI ELEMEN BAKAR EKSPERIMENTAL

Nudia Barenzani, Farida dan Waringin Margi Yusmaman

Pusat Teknologi Bahan Bakar Nuklir, BATAN. Kawasan PUSPIPTEK SERPONG, 15314
nudia@batan.go.id

ABSTRAK

Telah dilakukan pemetaan ulang hasil pengukuran paparan radiasi gamma pascareposisi pada lay out Hot Room-24 (HR-24). Fungsi dari HR-24 adalah ruang untuk melakukan pengujian kimia dalam kendali kualitas bahan bakar nuklir. Pengukuran dilakukan setelah dilakukan reposisi meja/tempat kerja di HR-24. Tujuan pengukuran untuk menyatakan besaran paparan radiasi gamma sehingga dapat ditentukan langkah yang tepat untuk mengendalikan resiko bahayanya. Metode yang dilakukan dengan cara membandingkan hasil pengukuran paparan radiasi gamma sebelum reposisi dengan setelah reposisi. Cara pengukuran dilakukan dengan menggunakan alat surveymeter untuk radiasi gamma dengan merek GRAETZ X 5 DE pada daerah yang terindikasi adanya sumber-sumber radiasi. Dari hasil pengukuran dibuat peta paparan radiasi dengan skala 1: 10.000. Hasil pengukuran yang diperoleh setelah reposisi menunjukkan bahwa paparan radiasi gamma daerah kerja HR-24 berkisar antara 0,108-3,300 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$. Paparan tertinggi terletak pada daerah meja sampel UO_2 sebesar 3,300 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$. Dibandingkan dengan sebelum reposisi berkisar antara 0,261-6,65 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$, menunjukkan nilai yang lebih rendah. Hal tersebut dikarenakan sebagian bahan radioaktif sudah dipindahkan ke gudang uranium (HR-04). Nilai paparan di atas masih di bawah batasan keselamatan untuk bekerja dalam daerah radiasi yaitu $\leq 25 \mu\text{Sv}/\text{jam}$. Ditinjau dari segi keselamatan kerja personil, tempat kerja setelah reposisi menunjukkan kondisi yang lebih aman dan selamat.

Kata Kunci: Reposisi HR-24, Paparan Radiasi, Pemetaan ulang.

ABSTRACT

The radiation exposure in HR-24 laboratory has been remapping. The function of HR-24 is to perform chemical testing of nuclear fuels R & D. The purpose of remapping to an overview radiation exposure so can be determined appropriate measures to control the risk of radiation hazards. Measurement is done after the repositioning at the HR-24. The method is done by comparing the results of measurements of radiation exposure before and after repositioning. Measurements were performed using a gamma radiation survey meter (Graetz X 5 DE) in the area that indicated the presence of sources of radiation. The measurements can be made radiation exposure maps with a scale of 1:10,000. The results after reposition showed that the radiation exposure in ranged from 0.108 to 3.300 $\mu\text{Sv}/\text{h}$. The highest exposure in the area of UO_2 sample table. Compared with before repositioning ranged from 0.261 to 6.65 $\mu\text{Sv}/\text{h}$, showed a lower value. That is because the configuration of the tables well organized, and most of the radioactive material (thorium, pellets) has been moved to the uranium storage (HR-04). The exposure limit value is still below the permissible dose by radiation safety regulations.

Keywords: Repositioning the HR-24, Radiation Exposure measurement, and Remapping.

1. PENDAHULUAN

Sumber radiasi yang terdapat di Instalasi Elemen Bakar Eksperimental (IEBE) untuk kegiatan penelitian dan pengembangan bahan bakar nuklir adalah uranium alam. Hot Room (HR-24) adalah salah satu laboratorium kendali kualitas untuk pengujian kimia bahan bakar nuklir. Potensi bahaya radiologis sebagai akibat pengoperasian IEBE adalah bahaya radiasi interna dan eksterna. Paparan radiasi gamma (eksterna) dalam kegiatan di IEBE jika dibandingkan dengan bahaya kontaminasi (interna) relatif rendah. Intensitas paparan radiasi gamma tergantung pada kuantitas U yang sedang ditangani. Secara teoritis energi gamma yang terpancar dari bahan radioaktif alami cukup kecil, tapi dengan meningkatnya kuantitas U yang ditangani, maka menyebabkan peningkatan tingkat paparan gamma. Oleh karena itu untuk mencapai prinsip keselamatan ALARA (*As Low As Reasonable Achievable*) dalam setiap kegiatan

yang menggunakan sumber radiasi, maka perlu dilakukan pengukuran terhadap tingkat paparan radiasi daerah HR-24. Selanjutnya hasil pengukuran dibuat peta paparan radiasi. Tujuan dari pemetaan tersebut adalah untuk mendapatkan gambaran tingkat paparan radiasi setelah reposisi meja kerja/ lay out di HR-24. Hasil pemetaan tersebut dibandingkan dengan peta sebelum reposisi. Sehingga dapat diambil tindakan yang menjamin bahwa para pekerja dapat bekerja dengan aman dan selamat. Pada operasi normal, penerimaan dosis maksimum $\leq 20 \text{ mSv}/\text{tahun}$ walaupun personil berada 8 jam di daerah radiasi.

2. LANDASAN TEORI

Bahan uranium yang digunakan dalam litbang bahan bakar nuklir memancarkan radiasi alpha juga sedikit memancarkan radiasi gamma (**Tabel 1**).

Tabel 1: Data Nuklida dalam Uranium Alam [1]

Nuklida	Tipe peluruhan	Waktu paro	Energi (MeV)		
			Alpha	Beta	Gamma
U ²³⁸	Alpha	4.5E9 th	4.19	-	0.048
U ²³⁵	Alpha	7.41E8 th	4.18; 4.56	-	0.074; 0.38
U 234	Alpha	2.5E5 th	4.71 (28%) 4.77 (72%)	-	0.051
Th 234	Beta	24.1 hari	-	0.10 (35%) 0.19 (65%)	0.029; 0.091
Th 231	Beta	25.6 jam	-	0.30	0.017; 0.031
Pa 234 m	Beta	1.18 menit	-	2.31 (90%) 1.50 (9%)	0.04; 1.83

Penyinaran radiasi interna, adalah penyinaran yang berasal dari sumber di dalam tubuh manusia. Perkiraan bahaya dari penyinaran radiasi interna relatif sulit. Dengan demikian lebih ditekankan pada tindakan pencegahan terhadap bahaya kontaminasi terhadap petugas yang bekerja dengan zat radioaktif. Zat radioaktif dapat masuk ke dalam tubuh melalui 3 cara:

1. pernafasan, yaitu dengan menghirup udara yang mengandung debu atau gas radioaktif,
2. pencernaan, yaitu dengan minum air /makanan yang terkontaminasi, dan
3. penyerapan melalui kulit yang luka.

Penyinaran radiasi eksterna adalah penyinaran yang berasal dari sumber di luar tubuh manusia, tidak ada kontak fisik dengan sumber radiasi. Radiasi eksterna dapat diukur dengan relatif mudah dan teliti, sementara bahaya potensial atau bahaya sesungguhnya dapat diperhitungkan. Sinar gamma adalah gelombang elektromagnetik dengan panjang gelombang pendek dan memiliki kemampuan menembus semua organ tubuh sehingga memerlukan penanganan yang sangat hati-hati dengan cara pengendalian terhadap radiasi eksterna tersebut. Pengendalian terhadap radiasi eksterna dapat dilakukan dengan memperhatikan 3 faktor, yaitu: waktu, jarak dan penahan radiasi. [2,3]

1. Waktu, adalah salah satu faktor untuk mengurangi penerimaan dosis. Dengan mengurangi waktu bekerja dengan radiasi, dosis yang diterima dapat diminimalkan. Pengaturan waktu dirumuskan dengan:

$$D = \dot{D}t \tag{1}$$

dengan,

\dot{D} = dosis yang diterima ($\mu\text{Sv}/\text{jam}$)

\dot{D} = laju dosis (μSv)

t = waktu penyinaran (jam)

2. Jarak, laju dosis berbanding terbalik dengan kuadrat jarak. Semakin besar jarak dari sumber radiasi, laju dosis ditempat tersebut semakin berkurang. Hubungan besar laju dosis untuk sumber titik terhadap jarak dari sumber dirumuskan oleh persamaan berikut:

$$\dot{D}_1 r_1^2 = \dot{D}_2 r_2^2 \tag{2}$$

dengan,

\dot{D}_1 = laju dosis pada jarak r_1 dari sumber

\dot{D}_2 = laju dosis pada jarak r_2 dari sumber

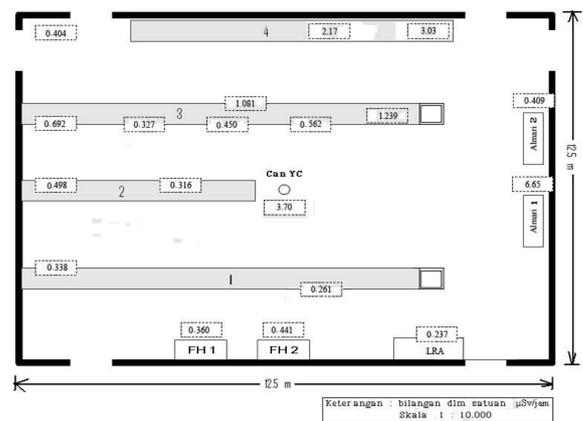
3. Penahan Radiasi, laju dosis dapat dikurangi dengan memasang penahan radiasi di antara sumber radiasi dengan pekerja. Dengan cara ini maka pekerja radiasi dapat bekerja pada jarak yang tidak terlalu jauh dari sumber radiasi dengan dosis yang tidak melebihi batas yang ditetapkan.

3. METODOLOGI

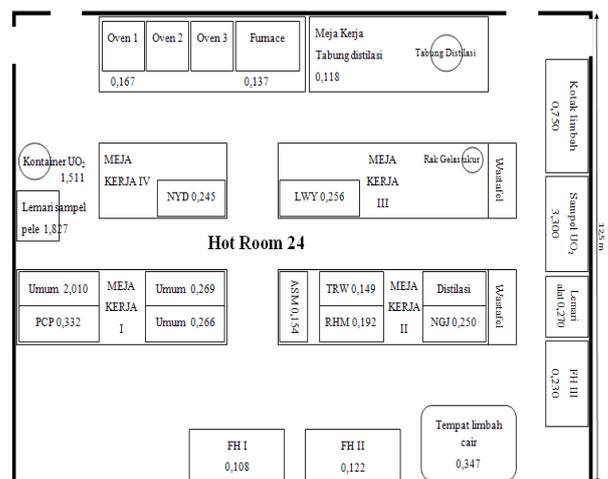
Metode yang dilakukan dengan cara mengukur paparan radiasi gamma disekitar meja kerja dan peralatan pendukung lainnya setelah dilakukan reposisi HR-24. Pengukuran dilakukan dengan menggunakan survey meter untuk mengukur tingkat paparan radiasi gamma dengan merek GRAETZ X 5 DE. [4] Surveymeter tersebut mempunyai rentang pengukuran satuan dari nano sievert sampai dengan mili sievert. Pengukuran dimulai dari Fume Hood-1 (FH-1) dan FH-2 tempat dilakukan kegiatan pemanasan cairan hasil dari proses pelarutan dan ekstraksi Yellow Cake. Pengukuran dilanjutkan di tempat limbah radioaktif cair (LRA), Meja Kera-I (MK-I), Meka Kerja II (MK-II), Meja Kerja III (MK-III) dan Meja Kerja IV (MK-IV), serta fasilitas lainnya yang terdapat di HR-24. Selanjutnya peta hasil pengukuran tingkat paparan radiasi pada daerah yang terindikasi adanya sumber radiasi gamma sesudah reposisi dibuat peta dengan skala 1 : 10.000, dan dibandingkan dengan peta hasil pengukuran sebelum reposisi.

4. HASIL DAN PEMBAHASAN

Telah dilakukan reposisi terhadap HR-24 pada triwulan III tahun 2014. Tujuan reposisi tersebut agar tercapai lingkungan kerja yang sehat, selamat dan ergonomis. Dalam mencapai tujuan keselamatan, maka perlu dilakukan pengukuran terhadap paparan radiasi gamma. Hasil pengukuran yang dilakukan pada tanggal 7 Januari 2015, dibuat peta paparan radiasi gamma. Hasil pengukuran setelah reposisi kemudian dibandingkan dengan sebelum reposisi, seperti pada Gambar 1 dan 2 berikut.



Gambar 1: Hasil pemetaan paparan radiasi daerah kerja HR-24 sebelum reposisi



Skala 1 : 10.000

Keterangan : LRA: Limbah Radioaktif, YC: Yellow Cake, FH: Fume Hood

Gambar 2: Hasil pemetaan paparan radiasi daerah kerja HR-24 setelah reposisi

Tabel 2: Nilai paparan radiasi sebelum & sesudah reposisi HR-24

No.	Lokasi sebelum reposisi	Paparan ($\mu\text{Sv}/\text{jam}$)	Lokasi setelah reposisi	Paparan ($\mu\text{Sv}/\text{jam}$)	Keterangan
1.	FH 1	0,360	FH 1	0,108	Tidak direposisi
2.	FH 2	0,441	FH 2	0,122	Tidak direposisi
3.	-	-	FH 3	-	Tidak direposisi
4.	LRA cair	0,257	LRA cair	0,347	Tidak direposisi
5.	Meja Kerja 1	0,261-0,338	Meja Kerja I dan II	0,266-2,010	Direposisi menjadi MK I dan MK II
6.	Meja Kerja 2	0,316-0,498	Meja Kerja IV	0,149-0,250	direposisi
7.	Meja Kerja 3	0,327-1,239	Meja Kerja III	0,256	direposisi
8.	Meja Kerja 4 (alat SGMP dan meja bahan NORM)	0,404-3,030	Meja Kerja furnace dan elektroplating	0,245	direposisi
9.	Lemari 1 (penempatan NORM)	6,665	Lemari alat	0,270	Bahan NORM dipindah
10.	Lemari 2	0,409	Lemari alat	0,200	Penyimpan gelas ukur

Dari **Gambar 1** dan 2, posisi FH1 dan FH2 tidak mengalami reposisi, perubahan hanya pada isi. Paparan radiasi gamma yang terukur mengalami penurunan dari rentang (0,360-0,441) $\mu\text{Sv}/\text{j}$ menjadi (0,108-0,122) $\mu\text{Sv}/\text{j}$. Meningkatnya kegiatan di HR-24, maka tempat LRA cair menunjukkan peningkatan volume, dan meningkatkan paparan dari 0,237 $\mu\text{Sv}/\text{j}$ menjadi 0,347 $\mu\text{Sv}/\text{j}$. Meja kerja1, direposisi menjadi dua meja kerja, yaitu MK I dan MK II, kenaikan pada salah satu titik dekat lemari sampel UO_2 , dari rentang pengukuran (0,261-0,338) $\mu\text{Sv}/\text{j}$ menjadi (0,149-2,010) $\mu\text{Sv}/\text{j}$. Meja kerja 2 digeser agak ketengah menjadi MK IV, rentang pengukuran dari (0,316-0,498) $\mu\text{Sv}/\text{j}$ turun menjadi (0,254-0,290) $\mu\text{Sv}/\text{j}$. Can/kontainer YC dipinggirkan dekat dengan lemari penyimpanan bahan nuklir, penurunan paparan dari 3,700 $\mu\text{Sv}/\text{j}$ menjadi 1,511 $\mu\text{Sv}/\text{j}$. Meja kerja 3 di geser mendekati wastafel menjadi MK III, penurunan pengukuran dari (0,327-1,329) $\mu\text{Sv}/\text{j}$ menjadi 0,256 $\mu\text{Sv}/\text{j}$. Meja 4 dibagi menjadi 2 bagian yaitu meja furnace/oven dan meja elektroplating, dengan rentang pengukuran (2,17-3,03) $\mu\text{Sv}/\text{j}$, mengalami penurunan menjadi (0,118-0,167) $\mu\text{Sv}/\text{j}$. Hal tersebut karena bahan NORM yang diletakkan di Meja 4 dan disamping lemari 1 dan 2 sudah dipindahkan ke gudang uranium, sehingga rentang paparan turun dari (0,409-6,650) $\mu\text{Sv}/\text{j}$ menjadi (0,230-0,270) $\mu\text{Sv}/\text{j}$. Perbandingan besarnya nilai paparan yang terukur sebelum reposisi dengan nilai paparan radiasi sesudah reposisi HR-24, disajikan pada **Tabel 2**.

Untuk melihat dampak hasil pemetaan ulang reposisi tersebut terhadap pekerja radiasi dilakukan pemantauan dosis radiasi, dengan contoh kasus pada seorang pekerja radiasi dengan inisial NGJ yang bekerja di Meja Kerja II (setelah reposisi pada pertengahan tahun 2014), sedang melakukan ekstraksi menggunakan bahan Yellow Cake dengan TBP kerosin. Bekerja mulai dari bulan Januari-Maret 2015 dengan jam efektif 100 jam/bulan (dengan asumsi dalam sehari bekerja selama 5 jam) dan laju dosis disekitar Meja Kerja II adalah 0,250 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$. Perkiraan dosis yang diterima selama kurun waktu tersebut dengan menggunakan persamaan (1), diperoleh hasil 0,300 mSv/tahun. Perkiraan dosis (teoritis) tersebut kemudian dibandingkan dengan data dosis sesungguhnya yang diperoleh dari Sub Bid Keselamatan Kerja dan Proteksi radiasi PTBBN Tahun 2014 dan 2015 pada triwulan IV dan I (**Tabel 3**). Dosis yang diterima sesungguhnya menunjukkan nilai 0. Hal tersebut disebabkan oleh beberapa faktor. Perkiraan dosis teoritis digunakan sebagai tolok ukur keboleh jadian pekerja radiasi menerima paparan, pengkondisian alat yaitu perbedaan jenis detektor antara personal dosimeter berbeda dengan detektor yang digunakan dalam pengukuran, faktor jarak dapat mengurangi laju dosis yang diterima, dan dalam praktek pekerja radiasi tidak melakukan kegiatan litbang secara kontinu di meja kerja tersebut, akibat mobilitas mereka menyebabkan pengurangan paparan yang diterima.

Tabel 3: Data perkiraan dosis yang diterima pekerja radiasi setelah reposisi di HR-24

No	Pekerja Radiasi	Dosis yang diterima (Teoritis) mSv	Dosis yang diterima (Pengukuran) (Hp(10) mSv)	
			Triwulan II-2014 (sebelum reposisi)	Triwulan I-2015 (Sesudah reposisi)
1.	NYD	0,073	0,000	0,000
2.	NGJ	0,075	0,000	0,000
3.	RHM	0,057	0,000	0,000
4.	ASM	0,043	0,000	0,000
5.	TRW	0,044	0,000	0,000
6.	LWY	0,076	0,000	0,000

Hasil pengukuran sebelum dan sesudah reposisi masih di bawah batasan keselamatan radiologis yaitu < 25 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$. Dan dalam situasi normal, penerimaan dosis maksimum rata-rata pekerja radiasi tidak melebihi 20 mSv/tahun walaupun personil berada 8 jam di medan radiasi selama waktu kerja.

5. KESIMPULAN

Hasil yang diperoleh dari reposisi di HR-24 menunjukkan beberapa meja kerja mengalami penurunan paparan, dan yang lain mengalami kenaikan. Hasil pengukuran paparan tertinggi terletak di Meja sampel UO_2 yang masih dalam proses litbang yang ditempatkan dalam eksikator, sebesar 3.300 $\mu\text{Sv}/\text{j}$. Hasil tersebut lebih kecil dari hasil pengukuran sebelum reposisi yaitu tempat meletakkan bahan NORM dekat lemari peralatan sebesar 6.650 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$. Berdasar hal tersebut maka dapat disimpulkan bahwa reposisi HR-24 memberikan efek yang lebih positif bagi keselamatan dan kesehatan kerja.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] **BATAN-PTBBN**, (2012); *Laporan Analisis Keselamatan IEBE Rev.7, No. Dok.: KK 20j09003*.
- [2] **BAPETEN**, (2013); *Keputusan Kepala BAPETEN No. 04 Tahun 2013, Ketentuan Keselamatan Kerja Terhadap Radiasi*; Jakarta.
- [3] **IAEA**, (1982); *Safety Series No. 9, Basic Safety Standards for Radiation Protection*; Vienna.



Seminar Keselamatan Nuklir 2015

Makalah Penyaji

Bidang Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif

Prosiding
Seminar
Keselamatan
Nuklir
2015

PENENTUAN NILAI PEMBATAS DOSIS TAHUN 2015 DI PTRR-BATAN DENGAN MENGGUNAKAN METODA QUARTILISASI DOSIS MAKSIMUM

Rr. Djarwanti RPS, Bisma Barron P, dan Adelili Hermana

Pusat Teknologi Radioisotop dan Radiofarmaka – BATAN
rrdjarwantrahayups@yahoo.co.id

ABSTRAK

PENENTUAN NILAI PEMBATAS DOSIS TAHUN 2015 DI PTRR-BATAN DENGAN MENGGUNAKAN METODA QUARTILISASI DOSIS MAKSIMUM. Pada tahun 2014 Pusat Teknologi Radioisotop dan Radiofarmaka (PTRR) telah menetapkan Nilai Pembatas Dosis yang dicantumkan pada Bab IV Program Proteksi dan Keselamatan Radiasi. Pada tahun 2015 telah dilakukan kajian data dosis radiasi eksternal maksimum selama periode 2005 sampai 2014 menggunakan metode quartilisasi dosis radiasi maksimum. Metode Quartilisasi dipilih karena keakuratan sebaran data dari quartil atas. Data dosis radiasi eksternal maksimum pada tiap bidang yang ada di PTRR kemudian diurutkan dan dianalisa dengan metode quartilisasi. Sebanyak 40 data kemudian diurutkan, dibagi dalam 3 quartil kemudian dipilih quartil atas untuk menentukan simpangan baku dan menentukan nilai pembatas dosis. Perhitungan dengan metoda quartilisasi diperoleh nilai pembatas dosis sebesar 14,5350 mSv atau 72,675% dari NBD sebesar 20 mSv. Pemegang Izin (PI) menetapkan Nilai Pembatas Dosis sebesar 16 mSv (80% NBD) tersebut dianggap realistis.

Kata Kunci: pembatas dosis, quartil, dosis maximum

ABSTRACT

DETERMINING THE DOSE 2015 GUIDES IN PTRR-BATAN METHOD OF USING THE MAXIMUM DOSE QUARTILISASI. In 2014 the Technology Center of Radioisotopes and Radiopharmaceuticals (PTRR) has set Dose Limiting value listed in Chapter IV Protection and Radiation Safety Program. 2015 has done a study of data the maximum external radiation dose during the period 2005 to 2014 using a method quartilisasi maximum radiation dose. Methods Quartilisasi as choosen due to the accuracy of the data distribution over the quartile. Maximum external radiation dose data in each field in PTRR was then sorted and analyzed by quartilisasi method. A total of 40 of data are then be sorted, divided into quartiles and selected third quartile over to determine standard deviation and determine the dose constrain. Quartilisasi calculation values obtained by the method of 14.5350 mSv dose constrain or 72.675% of NBD at 20 mSv. Permit holders (PI) set Dose constrain set at 16 mSv (80% NBD) is considered realistic.

Keywords: dose constrain, quartil, maximum dose

1. PENDAHULUAN

Pada tahun 2014 Pusat Teknologi Radioisotop dan Radiofarmaka (PTRR) telah menetapkan Nilai Pembatas Dosis (Dose Contrain) yang dicantumkan dalam Bab IV Program Proteksi dan Keselamatan Radiasi PTRR [1]. Pada penetapan Nilai Pembatas Dosis ini dilakukan kajian data dosis radiasi pekerja radiasi PTRR selama 5 tahun yaitu 2008 sampai 2013. Penetapan Pembatas Dosis tahun 2014 telah mempertimbangkan desain daerah kerja, potensi bahaya radiasi dan kontaminasi daerah kerja tiap bidang yang ada di PTRR, dan beban kerja pekerja radiasi pada tiap bidang.

Kepala PTRR bertanggungjawab terhadap keselamatan kegiatan pemanfaatan tenaga nuklir yang dilakukannya. Sesuai dengan pasal 21 Peraturan Pemerintah Nomor 33 Tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion Dan Keamanan Sumber Radioaktif, PI berkewajiban memenuhi persyaratan proteksi radiasi yang meliputi justifikasi, limitasi dosis serta optimisasi proteksi dan keselamatan radiasi [2]. Salah satu bentuk penerapan prinsip optimisasi proteksi dan keselamatan radiasi adalah PTRR harus mengupayakan agar besarnya dosis yang diterima oleh pekerja radiasi serendah mungkin yang dapat dicapai dengan mempertimbangkan faktor sosial dan ekonomi. Untuk keperluan tersebut PTRR harus menetapkan nilai pembatas dosis (dose

constraint) agar besarnya dosis radiasi yang diterima oleh pekerja radiasi tidak melebihi nilai batas dosis.

Nilai pembatas dosis yang sudah ditetapkan telah disampaikan kepada Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) untuk mendapat persetujuan [2,3].

Pada tahun 2015, dilakukan penentuan Nilai Pembatas Dosis dengan cara statistik dengan metoda Quartilisasi terhadap dosis radiasi maximum yang diterima pekerja radiasi tiap bidang di PTRR. Data dosis radiasi maximum diperhitungkan dalam periode 10 tahun yaitu dari tahun 2005 sampai 2014. Metode Quartilisasi dipilih karena keakuratan sebaran data dari quartil atas dan dosis maximum terbesar. Penulis berharap dengan tulisan ini pembaca dapat melakukan kajian terhadap data dosis radiasi maximum yang diterima pekerja radiasi di masing-masing instalasi dapat melakukan analisa seperti yang penulis lakukan.

2. POKOK BAHASAN

Pekerja radiasi PTRR yang mendapat pemantauan dosis radiasi adalah pekerja radiasi yang diperkirakan menerima dosis efektif per tahun > 1mSv sesuai Perka Bapeten nomor 4 tahun 2013. Kriteria pekerja radiasi ini diperhitungkan bukan dari hasil penerimaan dosis radiasi tahunan yang dicatat melalui TLD pada periode berjalan tetapi dari potensi bahaya radiasi daerah kerja.

Tabel 1: Potensi Bahaya Daerah Kerja tiap Bidang di PTRR, 2015

NO	BIDANG	JUMLAH PERSONEL	PAPARAN RADIASI	TINGKAT KONTAMINASI
1.	Tata Usaha (TU)	25 orang	Non radiasi – Rendah	Bebas Kontaminasi
2.	Teknologi Radioisotop (TRI)	29 orang	Sedang - Sangat Tinggi	Sedang - Sangat Tinggi
3.	Teknologi Radiofarmaka (TRF)	30 orang	Sedang - Sangat Tinggi	Sedang - Tinggi
4.	Pengelolaan Fasilitas Proses Radioisotop (PFPR)	22 orang	Sedang - Sangat Tinggi	Rendah – Sangat Tinggi
5.	Keselamatan dan Pengelolaan Limbah (BKPL)	12 orang	Sedang - Sangat Tinggi	Rendah – Sangat Tinggi
6.	Unit Jaminan Mutu (UJM)	3 orang	Non radiasi – Rendah	Bebas Kontaminasi
	Jumlah	122 orang		

Bahan utama untuk menentukan Nilai Pembatas Dosis (*dose constrain*) PTRR tahun 2015 adalah data dosis radiasi eksternal selama 10 tahun (dari 2005–2014) [4]. Data dosis radiasi diperoleh dari catatan dosis radiasi tiap pekerja yang tercantum dalam kartu dosis. Nilai dosis maksimum tiap bidang dicatat sebagai data untuk melakukan pembahasan penentuan Nilai Pembatas Dosis dengan metode Quartilisasi.

Penentuan Nilai Pembatas Dosis (*dose constrain*) di PTRR dilakukan dengan cara sebagai berikut:

1. Melakukan analisa potensi bahaya daerah kerja tiap bidang di PTRR.
2. Melakukan analisa terhadap data penerimaan dosis radiasi eksternal dengan TLD selama 10 tahun (2005 - 2014).
3. Menghitung persentase dosis radiasi eksternal tertinggi terhadap hasil perhitungan dengan metode Quartilisasi.

Berdasarkan potensi bahaya daerah kerjanya, maka tiap bidang di PTRR mempunyai potensi seperti ditunjukkan dalam **Tabel 1** [1,5].

Tabel 1 memperlihatkan klasifikasi daerah kerja untuk tiap bidang yang ada di PTRR. Pekerja radiasi yang bekerja di bidang TRI, TRF, PFPR dan BKPL dipertimbangkan sebagai pekerja radiasi yang mungkin menerima dosis radiasi eksternal mendekati NBD. Pada PTRR terdapat Unit Jaminan Mutu (UJM) sejak reorganisasi tahun 2014, tetapi data penerimaan dosis radiasi pekerja radiasi yang masuk dalam tim UJM masih dikategorikan masuk anggota bidang asal mereka bekerja sebelum diadakan Reorganisasi. Jumlah pegawai tiap bidang dicantumkan pada status terakhir tahun 2015.

3. METODE

Salah satu cara yang dapat dilakukan dalam menetapkan nilai pembatas dosis adalah dengan menggunakan metode quartilisasi nilai dosis maksimum.

Penetapan nilai pembatas dosis dengan metode quartilisasi nilai dosis maksimum dapat dilakukan dengan tahapan sebagai berikut [4,5]:

1. Disusun nilai dosis maksimum untuk masing-masing bidang selama periode tertentu

2. Nilai dosis maksimum ini selanjutnya diurut mulai dari yang terkecil hingga yang terbesar.
3. Jika banyaknya datum dosis maksimum genap, maka nilai kuartil tengah (Q2) ditentukan dari nilai rata-rata datum dosis maksimum yang letaknya di tengah.
4. Nilai Q2 ini digunakan sebagai batas kanan dalam menentukan nilai kuartil bawah (Q1) sedangkan batas kiri diambil dari nilai datum dosis maksimum yang terkecil.
5. Nilai Q2 ini digunakan sebagai batas kiri dalam menentukan nilai kuartil atas (Q3) sedangkan batas kanan diambil dari nilai datum dosis maksimum yang tertinggi.
6. Dari rentang nilai Q3 (kuartil atas) sampai dengan nilai datum dosis maksimum yang tertinggi dibuat nilai rata-ratanya (R).
7. Dari rentang nilai Q3 (kuartil atas) sampai dengan nilai datum dosis maksimum yang tertinggi dibuat nilai simpangan bakunya (SB) dengan menggunakan perumusan:

$$SB = \sqrt{\frac{\sum [x_i - R]^2}{n}}$$

Dimana : x_i = datum dosis maksimum yang ke- i , R = nilai rata-rata datum dosis maksimum dan n = banyaknya datum dosis maksimum.

8. Nilai pembatas dosis diperoleh dari nilai rata-rata datum dosis maksimum \pm nilai simpangan baku.

4. HASIL DAN PEMBAHASAN

4.1. Nilai Dosis Maksimum

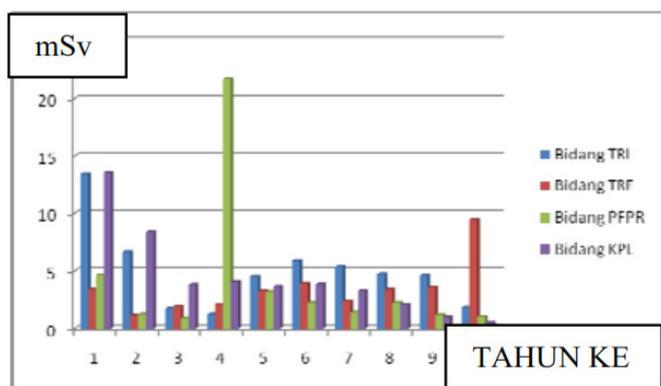
Pada Program Proteksi dan keselamatan Radiasi PTRR tahun 2014, telah dilakukan perhitungan Nilai Pembatas Dosis dengan memperhatikan klasifikasi pekerja radiasi, jumlah dan distribusi pekerja radiasi, potensi bahaya yang ada, beban kerja dan riwayat penerimaan dosis personal [1]. Pada tahun 2015, kemudian melakukan analisa dengan Metode Quartilisasi terhadap Nilai Dosis Radiasi Eksterna Maksimum untuk masing – masing bidang yang ada di PTRR selama periode 2005 sampai 2014 seperti yang diberikan pada **Tabel 2** [4]. Dan diagram disajikan dalam diagram batang yang tersaji pada **Gambar 1**.

Tabel 2: Nilai Dosis Radiasi Eksterna Maksimum Tiap Bidang Di PTRR Selama Periode 2005–2014

No.	Bidang	Dosis Maksimum (mSv)									
		2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014
01.	Bidang TRI	13,43	6,67	1,68	1,21	4,54	5,85	5,33	4,72	4,61	1,79
02.	Bidang TRF	3,39	1,09	1,87	2,09	3,23	3,88	2,4	3,34	3,51	9,46
03.	Bidang PFPR	4,66	1,21	0,88	21,68	3,17	2,27	1,37	2,28	1,18	1,00
04.	Bidang KPL	13,56	8,34	3,76	4,03	3,61	3,79	3,27	2,05	0,95	0,48

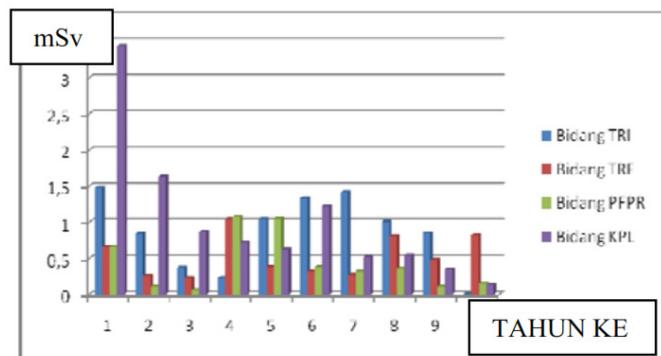
Tabel 3: Nilai Dosis Radiasi Eksterna rata-rata pekerja radiasi di Tiap Bidang PTRR Periode 2005–2014

No.	Bidang	Dosis Maksimum (mSv)									
		2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014
01.	Bidang TRI	1,48	0,84	0,38	0,23	1,04	1,33	1,42	1,01	0,85	0,01
02.	Bidang TRF	0,66	0,26	0,23	1,04	0,39	0,32	0,27	0,81	0,48	0,82
03.	Bidang PFPR	0,67	0,12	0,07	1,07	1,05	0,39	0,32	0,37	0,12	0,16
04.	Bidang KPL	3,43	1,63	0,87	0,72	0,63	1,23	0,52	0,54	0,36	0,14



Gambar 1: Diagram batang Nilai Dosis Radiasi Eksterna Maksimum Tiap Bidang Di PTRR Selama Periode 2005–2014

Untuk memperlihatkan penerimaan dosis sesungguhnya, sebagai pembandingan maka penulis menampilkan data dosis radiasi eksternal rata-rata tiap bidang yang disajikan dalam **Tabel 3**. Dalam diagram batang dapat dilihat pada **Gambar 2**.



Gambar 2: Diagram batang Nilai Dosis Radiasi Eksterna Rata-rata Tiap Bidang Di PTRR Selama Periode 2005–2014

Dari **Tabel 3**, dapat dilihat bahwa penerimaan dosis radiasi eksternal rata-rata pekerja radiasi tiap bidang masih berada di bawah 3/10 NBD (6 mSv pertahun) maka tidak perlu dilakukan evaluasi terhadap infrastruktur dan sumber daya manusia di tiap bidang di PTRR yang berpotensi menimbulkan risiko penerimaan dosis radiasi melebihi batas yang direkomendasikan untuk mulai memberi perhatian khusus pada personel penerimanya.

Tabel 5: Rentang Dosis pada Quartil atas untuk Penentuan Nilai Pembatas Dosis

URUTAN NILAI DOSIS MAKSIMUM (mSv)									
4,635	4,72	5,33	5,85	6,67	8,34	9,46	13,43	13,56	21,68
Q3									terbesar
Nilai rata – rata dosis (R) = 93,675 mSv/10 = 9,3675 mSv									

4.2. Quartilisasi Nilai Dosis Maksimum

Dari data dosis radiasi eksternal maksimum sebagaimana diberikan pada **Tabel 2** selanjutnya dibuat urutan data dosis radiasi mulai dari yang terkecil hingga yang terbesar dan diberikan pada **Tabel 4**.

Dari **Tabel 4**, karena ada 40 data dosis radiasi bersifat genap, maka penentuan nilai quartilnya sebagai berikut [6,7]:

1. Nilai Q1 = Quartil Bawah = $\frac{1}{2} (1,68 + 1,79) = 1,735 \text{ mSv}$
2. Nilai Q2 = Quartil Tengah = $\frac{1}{2} (3,27 + 3,34) = 3,305 \text{ mSv}$
3. Nilai Q3 = Quartil Atas = $\frac{1}{2} (4,61 + 4,66) = 4,635 \text{ mSv}$

Tabel 4: Urutan Data dosis radiasi Untuk Pembuatan Quartilisasi Dosis

No.	Dosis (mSv)	No.	Dosis (mSv)	No.	Dosis (mSv)	No.	Dosis (mSv)
01.	0,48	11.	1,79	21.	3,34	31.	4,66
02.	0,88	12.	1,87	22.	3,39	32.	4,72
03.	0,95	13.	2,05	23.	3,51	33.	5,33
04.	1,00	14.	2,09	24.	3,61	34.	5,85
05.	1,09	15.	2,27	25.	3,76	35.	6,67
06.	1,18	16.	2,40	26.	3,79	36.	8,34
07.	1,21	17.	2,81	27.	3,88	37.	9,46
08.	1,21	18.	3,17	28.	4,03	38.	13,43
09.	1,37	19.	3,23	29.	4,54	39.	13,56
10.	1,68	20.	3,27	30.	4,61	40.	21,68
		Nilai Q1 = Quartil Bawah = $\frac{1}{2} (1,68 + 1,79) = 1,735 \text{ mSv}$ Nilai Q2 = Quartil Tengah = $\frac{1}{2} (3,27 + 3,34) = 3,305 \text{ mSv}$ Nilai Q3 = Quartil Atas = $\frac{1}{2} (4,61 + 4,66) = 4,635 \text{ mSv}$					

4.3. Perhitungan Nilai Pembatas Dosis

Untuk menentukan besarnya nilai pembatas dosis, maka terlebih dahulu kita urutkan nilai dosis radiasi mulai dari nilai terendah pada kuartil atas yaitu Q3 = 4,635 mSv sampai dengan nilai dosis terbesar yaitu 21,68 mSv sebagaimana diberikan pada **Tabel 5**. Berdasarkan urutan nilai dosis tersebut di atas, maka:

Nilai rata-rata dosisnya (R) adalah $R = \frac{1}{10} (93,675) \text{ mSv} = 9,3675 \text{ mSv}$.

Nilai simpangan bakunya dapat dicari dengan menggunakan perumusan sebagai berikut :

$$SB = \sqrt{\frac{\sum [x_i - R]^2}{n}}$$

Untuk menentukan besarnya nilai simpangan baku, terlebih dahulu kita susun data sebagaimana diberikan pada **Tabel 6**.

Tabel 6: Data dosis radiasi untuk Penentuan Nilai Simpangan Baku

No.	Dosis (X)	(X - R) ²
01.	4,635	22,3965
02.	4,72	21,5993
03.	5,33	16,3014
04.	5,85	12,3728
05.	6,67	7,2765
06.	8,34	1,0558
07.	9,46	0,00855
08.	13,43	16,5039
09.	13,56	17,5771
10.	21,68	151,5977
Keterangan		Nilai
$\sum (X - R)^2$		266,725
Dosis rata-rata (R)		9,3675
$[\sum (X - R)^2] / n$		26,6725

Dengan menggunakan nilai dosis pada **Tabel 6** dan perumusan di atas, maka akan diperoleh nilai simpangan baku (SB) sebesar : 5,1645 mSv, sehingga nilai pembatas dosisnya menjadi (9,3675 + 5,1675) mSv = 14,5350 mSv.

Berdasarkan perhitungan tersebut di atas, maka besarnya nilai pembatas dosis adalah : 14,5350 mSv atau 72,675% dari NBD sebesar 20 mSv.

4.4. Menentukan Nilai Pembatas Dosis

Setelah kita ketahui hasil perhitungan Nilai Pembatas Dosis dengan Metoda Quartilisasi sebesar 14,54 mSv atau 72,68%, nilai ini dibandingkan dengan Nilai Pembatas Dosis yang telah ditetapkan oleh Pemegang Izin. Pada Program Proteksi dan Keselamatan Radiasi PTRR ditetapkan bahwa Nilai Pembatas Dosis sebesar 16 mSv atau 80% dari Nilai Batas Dosis (NBD) yang ditetapkan BAPETEN Pada Perka Bapeten Nomor 4 tahun 2013. Nilai 80% dari NBD lebih besar dari perhitungan Nilai Pembatas Dosis dengan Metoda Quartilisasi yaitu sebesar 72,68%. Jadi Penetapan Nilai Pembatas Dosis di PTRR sebesar 16 mSv atau 80% dari NBD dapat dianggap wajar (realistis) karena besarnya di atas hitungan dengan metoda Quartilisasi, dan tidak terlalu besar selisihnya.

5. KESIMPULAN

Berdasarkan uraian di atas dapat disimpulkan bahwa dalam menetapkan nilai pembatas dosis, PI harus memperhatikan beberapa faktor yaitu : klasifikasi pekerja radiasi, jumlah dan distribusi pekerja radiasi, potensi bahaya yang ada, beban kerja dan riwayat penerimaan dosis personal.

Selanjutnya untuk menentukan besarnya nilai pembatas dosis, PI dapat menggunakan salah satu metode yaitu metode quartilisasi nilai dosis maksimum yang diterima oleh tiap bidang yang ada di lingkungan PTRR untuk kurun waktu sepuluh tahun.

Untuk menentukan nilai pembatas dosis diambil dari rentang dosis mulai dari nilai quartil atas (Q3) sampai dosis terbesar. Ini dilakukan dengan dasar pertimbangan keakuratan sebaran data (pertimbangan secara matematis) dan pertimbangan keselamatan serta kesehatan pekerja radiasi itu sendiri.

Dengan menggunakan metode quartilisasi dosis maksimum, telah diperoleh besarnya nilai pembatas dosis untuk pekerja radiasi di PTRR-BATAN sebesar 14,5350 mSv atau 72,675% dari NBD sebesar 20 mSv.

Pada Program Proteksi dan Keselamatan radiasi PTRR, Pemegang Izin (PI) telah menetapkan Nilai Pembatas Dosis sebesar 16 mSv. Jika nilai ini dibandingkan dengan hasil perhitungan dosis dengan metode Quartilisasi maka nilai tersebut (80% dari Nilai Batas Dosis) dapat dianggap realistis.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] **Pusat Teknologi Radioisotop dan Radiofarmaka**, (2014); "Program Proteksi dan Keselamatan Radiasi"; Tangerang Selatan, .
- [2] **Sekretariat Negara**, (2007); "Peraturan Pemerintah No. 33 Tahun 2007 Tentang Keselamatan Radiasi Pengion Dan Keamanan Sumber Radioaktif"; Jakarta.
- [3] **Badan Pengawas Tenaga Nuklir**, (2013); "Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 4 Tahun 2013 tentang Proteksi Dan Keselamatan Radiasi Dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir"; Jakarta.
- [4] **Pusat Teknologi Radioisotop dan Radiofarmaka**, (2014); "Rekapitulasi data dosis radiasi pekerja radiasi tahun 2005 sampai 2014"; Serpong.
- [5] **Rahayu Djarwanti**, (2011); "Kajian Penentuan Pembatas Dosis (dose constrain) di PRR", Disampaikan pada Seminar Nasional Teknologi dan Aplikasi Reaktor Nuklir - PRSG - 28 September 2011.
- [6] **Numidas O. Linjap**, (1998); "Applying Mathematics"; Phoenix Publishing House, Inc.
- [7] **Muhammad Suhaedi**, (1996); "Penerapan Statistika"; Seminar Matematika Terapan, IKIP Jakarta.



Seminar Keselamatan Nuklir 2015

Makalah Penyaji

Bidang Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif

Prosiding
Seminar
Keselamatan
Nuklir
2015

MODEL PENGENDALIAN KESELAMATAN TERPADU UNTUK MENURUNKAN TINGKAT KECELAKAAN DI TEMPAT KERJA

W. Prasud

Pusat Sains dan Teknologi Bahan Maju – BATAN, Kawasan Puspiptek Serpong Tangerang Banten
prasud@batan.go.id

ABSTRAK

MODEL PENGENDALIAN KESELAMATAN TERPADU UNTUK MENURUNKAN TINGKAT KECELAKAAN DI TEMPAT KERJA. Telah dibuat suatu model pengendalian keselamatan terpadu untuk menurunkan laju kecelakaan di tempat kerja. Komponen keselamatan yang digunakan adalah perilaku selamat (behavior based safety, BBS), identifikasi bahaya dan pengendalian risiko, 5R, sistem manajemen keselamatan, iklim keselamatan dan budaya keselamatan yang dibagi menjadi 4 (empat) kelompok. Setiap model dibuat dengan matrik keterkaitan 3(tiga) komponen keselamatan yang akan diuji melalui hasil pengukuran kuantitatif dan kualitatif. Analisis kualitatif harus dilakukan untuk memilih model terpadu yang akan digunakan untuk pencegahan keselamatan untuk jangka pendek atau jangka panjang. Model pengendalian keselamatan terpadu ini dapat digunakan dan dikembangkan oleh organisasi sesuai lingkup dan kerumitan proses bisnis organisasi, sehingga potensi kecelakaan lebih mudah di deteksi dan dilakukan tindakan perbaikan dengan cepat untuk menurunkan tingkat kecelakaan secara terpadu.

Kata Kunci: pengendalian keselamatan terpadu, matrik komponen keselamatan, peningkatan berkelanjutan

ABSTRACT

INTEGRATED SAFETY CONTROL MODEL TO REDUCE THE LEVEL OF ACCIDENTS AT WORKPLACE. A model of integrated safety control to reduce the rate of accidents in the workplace is proposed. The safety factors used in the model, are the survival behaviour (behavior based safety, BBS), hazard identification and risk control, 5S, safety management systems, safety climate and safety culture which is divided into four (4) groups. Each model is created or formulated using a 3 (three) safety components matrix linkage, which will be tested through quantitative and qualitative measurement results. Qualitative analysis should be conducted to select the integrated model that will be used for either short term or long term safety precautions. This integrated safety control model could be used and developed by the organization within the scope and complexity of the organization's business processes, so that it will be easier to detect any potential for accidents and to promptly carry out the necessary corrective action to reduce the level of accident.

Keywords: integrated safety control, matrix components safety, continuous improvement

1. PENDAHULUAN

Banyak model dan teori yang telah dikembangkan untuk mengurangi tingkat kecelakaan kerja. Pada kenyataannya belum ada satu teori atau model yang dapat tepat untuk suatu organisasi. Untuk itu banyak pendekatan untuk mengurangi tingkat kecelakaan kerja mulai dari pendekatan rekayasa, sikap perilaku selamat (behavior based safety, BBS) sistem manajemen keselamatan dan kesehatan kerja (SMK3), iklim keselamatan, budaya keselamatan dan manajemen pengetahuan.

Budaya keselamatan mulai dipandang sebagai suatu solusi jangka panjang dalam menanamkan nilai nilai keselamatan pada individu dan organisasi, sedangkan peningkatan pengendalian risiko pengoperasian (rekayasa) didekati dengan teori teori hazard identification risk and determination control (HIRADC).

Perkembangan teori dan praktek pengendalian keselamatan di Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN) telah menerapkan peraturan dan standar keselamatan, antara lain terbitnya standar BATAN SB006:OHSAS 18001:2008 [1], Peraturan Kepala BATAN No. 020/KA/I/2012 [2] Tentang Identifikasi Bahaya dan Pengendalian Risiko dan No. 200/KA/X/2012 Tentang Pedoman Pelaksanaan Budaya Keselamatan [3].

Penerapan peraturan dan standar ini dapat diintegrasikan dalam penerapannya sesuai dengan prioritas permasalahan kinerja keselamatan dan tingkat kerumitan proses bisnis unit kerja. Komponen-komponen tersebut harus ada dan bekerja bersama-sama secara simultan dalam pengendalian keselamatan agar menjadi efektif. Untuk itu masing masing komponen secara parsial fungsi waktu akan berperan sesuai kebutuhan dan prioritas.

Sistem manajemen keselamatan merupakan suatu sistem yang harus dipaksakan sehingga akan mempengaruhi individu dan organisasi dalam unit kerja. Sistem manajemen harus didukung oleh individu dan kepemimpinan keselamatan yang kuat dalam organisasi. Kompleksnya keterkaitan ini sering membuat kecemasan unit kerja untuk menerapkan komponen yang harus didahulukan dalam menjawab permasalahan keselamatan.

Jika tanggapan organisasi untuk tindakan pembetulan terpisah dari sistem manajemen keselamatan, misalkan insiden tidak dianalisis secara sistematis, antara beberapa kejadian tidak dianalisis, maka ini merupakan tanda-tanda awal kecelakaan. Siklus berulang identifikasi penyelesaian masalah dan integrasi penyelesaian masalah adalah bekal utama untuk mencapai penyempurnaan sistematis dan terus-menerus di seluruh bagian organisasi. Makalah ini akan menguraikan metode keterkaitan antara komponen keselamatan, sehingga dapat diintegrasikan prioritas penerapannya.

Dengan membuat skala prioritas maka akan dengan mudah disusun integrasikan keterkaitan antar komponen keselamatan sehingga memudahkan unit kerja untuk memulai dari pemilihan siklus komponen dalam mencegah terjadinya kecelakaan.

2. METODOLOGI

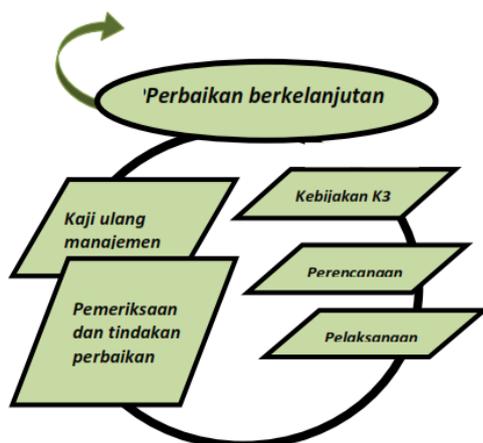
Kajian ini dilakukan dengan cara melakukan studi pustaka, kajian dan penerapan SB006 OHSAS 18001:2008, Perka BATAN No. 020/KA/2012, Perka BATAN No. 200/KA/X/2012.

Pada makalah ini akan diusulkan suatu pendekatan terpadu untuk mengurangi tingkat kecelakaan dengan memasukkan unsur unsur individu, teknologi (proses dan rekayasa) serta organisasi (ITO) melalui sistem manajemen keselamatan, BBS, iklim keselamatan, budaya keselamatan untuk penguatan organisasi pengoperasi.

Tahapan awal penerapan model ini dilakukan secara parsial melalui pengukuran kuesioner (BBS, iklim keselamatan dan budaya keselamatan). Hasil kuantitatif ini digunakan sebagai langkah untuk menganalisis kekuatan dan kelemahan budaya keselamatan dan kinerja keselamatan unit kerja, sehingga akan memperkuat fokus pada penyusunan program terukur dan berkelanjutan yang terstruktur.

3. LANDASAN TEORI

Usaha untuk mengurangi kecelakaan akibat kerja terus dikembangkan para ahli keselamatan, upaya ini berfokus pada bagaimana cara yang efektif untuk mencari akar masalah penyebabnya. Secara umum perkembangan teknologi keselamatan berhubungan erat dengan berbagai disiplin ilmu, teknologi dan kepentingan proses bisnis industri, organisasi. Organisasi berisiko tinggi umumnya sangat peduli terhadap aspek keselamatan, karena akan sangat mempengaruhi kepercayaan publik terhadap hasil produk dari organisasi tersebut. Hasil evaluasi menunjukkan bahwa 65%-80% kecelakaan yang terjadi di tempat kerja disebabkan oleh perilaku tidak aman (unsafe behavior) dan 20% dikategorikan pada un-safe condition. Sikap dan perilaku mempunyai kecenderungan negatif untuk mengganggu lingkungan kerja secara umum. Oleh sebab itu pelaku K3 menyadari bahwa peningkatan pengelolaan K3 dapat dicapai dengan lebih memfokus pada unsafe behavior di tempat kerja [4,5].



Gambar 1: Penguatan keselamatan melalui model sistem manajemen keselamatan [6].

Teori lain yang sudah berkembang sangat pesat dalam menekan tingkat kecelakaan adalah sistem manajemen keselamatan. Lahirnya Model "P-D-C-A" dalam menjalankan sistem manajemen keselamatan [6] sangat mendukung perilaku positif individu yang dikembangkan dalam teori BBS. Pada sistem manajemen sudah mengarah pada kepedulian organisasi terhadap kesesuaian prosedur dan pengendalian personel dalam menjalankan proses

bisnis yang selamat dengan penguatan pada kesesuaian program dengan peraturan perundangan yang berlaku. Pada sistem PDCA ini sistem dipaksa patuh terhadap prosedur yang telah ditetapkan dan harus melakukan tindakan perbaikan berkelanjutan. Proses untuk mendapatkan metode dan pendekatan yang sampai saat ini masih valid adalah yang ditunjukkan pada **Gambar 1**.

Konsep iklim keselamatan (safety climate) pertama kali disampaikan oleh Zohar [7] dan telah dibahas selama lebih dari 30 tahun [8]. Namun sampai saat ini belum ada kesepakatan tentang definisi safety climate. Pada umumnya safety climate diukur dengan kuesioner, yang memberikan beberapa implikasi dari keadaan keselamatan pada saat tertentu. Menurut Kofi Adutwum [9], safety climate digunakan untuk menggambarkan persepsi karyawan tentang bagaimana keselamatan dibahas di suatu tempat kerja. Menurut Cooper dan Phillips [10] lingkup safety climate dikelompokkan dalam empat bidang yaitu, desain dasar alat pengukuran safety climate, pengembangan teoritis dan pengujian model, hubungan iklim keamanan dan K3 serta eksplorasi hubungan antara iklim keselamatan dan iklim organisasi.

Pada makalah terdahulu telah dibahas suatu model safety climate berdasarkan faktor dominan [11] yang mempengaruhi untuk penyusunan kuesioner. Dengan pengukuran kuantitatif, maka organisasi dapat memetakan kekuatan BBS dan sistem manajemen serta snapshot budaya keselamatan pada sub organisasi.

Fase yang cukup memberikan dampak signifikan terhadap faktor penyebab kecelakaan muncul setelah dilakukan pengkajian terhadap kecelakaan nuklir Chernobyl tahun 1986 dan faktor penyebab dominan adalah adanya pelemahan budaya keselamatan. Istilah budaya keselamatan pertama kali digunakan dalam INSAG (International Nuclear Safety Advisory Group), tentang Ringkasan Laporan Rapat Tinjauan Pasca Kecelakaan di Chernobyl [12,13]. Pasca kecelakaan nuklir ini para pakar keselamatan tingkat dunia memandang bahwa budaya keselamatan merupakan suatu komplemen penting dari banyak teori keselamatan yang sudah lama digunakan kalangan industri berisiko tinggi. Budaya keselamatan dianggap dapat menjawab secara holistik tentang kecelakaan, sehingga banyak ahli bersepakat bahwa penyebabnya adalah gabungan faktor tindakan yang tidak aman, kondisi ini sangat dipengaruhi oleh iklim keselamatan (safety climate) dan sistem manajemen keselamatan di tempat kerja. Pendekatan pada budaya keselamatan adalah mencari akar penyebab pada individu, teknologi dan proses (organisasi). Pendekatan ini dilakukan dengan mengukur pelemahan pada karakteristik dan atribut yang merepresentasikan lemahnya kinerja keselamatan organisasi.



Gambar 2: Model langkah peningkatan keselamatan terintegrasi dengan memasukkan komponen Nuclear Knowledge Management (NKM)

Skema pendekatan penyelesaian masalah keselamatan saat ini tidak bertumpu pada satu metode lagi melainkan interaksi perjalanan panjang seperti pada Gambar-2.

Model ini sudah banyak diterapkan oleh industri berisiko tinggi termasuk pengoperasian reaktor nuklir. Yanev pada seminar IAEA Tahun 2013 memprediksi bahwa ada masalah manajemen pengetahuan nuklir pada kecelakaan nuklir Fukushima Tahun 2012 [14].

4. HASIL DAN PEMBAHASAN

Strategi yang diusulkan pada pengendalian keselamatan terpadu untuk diterapkan pada unit kerja di BATAN adalah memanfaatkan seluruh potensi yang dimiliki seperti persyaratan, standar, dengan memanfaatkan seluruh pengalaman operasi fasilitas, individu dan kepemimpinan.

Pembahasan dilakukan dengan membuat hubungan keterkaitan dari komponen kepemimpinan, hasil kaji diri BBS, sistem manajemen keselamatan, iklim keselamatan, budaya keselamatan *safety climate* dan kepemimpinan seperti yang diilustrasikan pada Gambar 3.

Permutasi yang dapat terjadi pada model yang diusulkan ini sangat besar yaitu dengan memperoleh 24 interaksi saling ketergantungan 4 (empat) komponean (1,2,3 dan 4) pada Gambar 3 dan Tabel 1 dengan kendali pada leadership (5) yang memanfaatkan data base keselamatan (6).

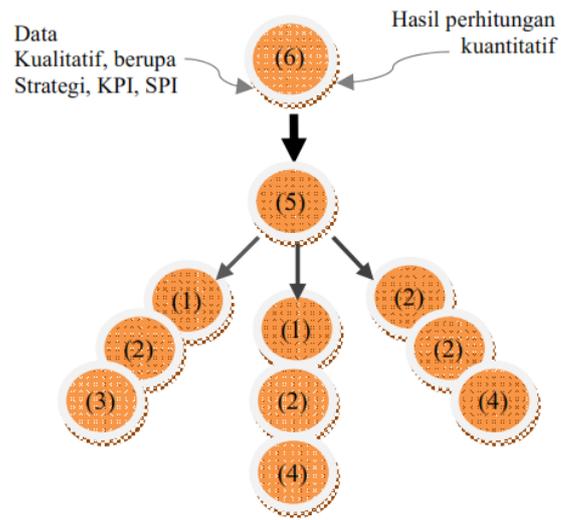
Model ini terkesan tidak efektif, maka harus dilakukan pengujian spesifik berdasarkan prioritas pada setiap hasil pengukuran komponen. Komponen yang masih lemah dapat dilakukan interaksi dengan 2 (dua) komponen lainnya agar mendukung penguatannya. Pola ini diilustrasikan pada Gambar 4, dengan melakukan pola keterkaitan 3 (tiga) komponen, maka akan saling memperkuat komponen yang masih lemah.



Gambar 3: Alur pengendalian komponen keselamatan terpadu

Tabel 1: Kelompok komponen keselamatan untuk penyusunan matrik keterkaitan keselamatan terpadu

Komponen	Analisis kualitatif
(1) Sistem Manajemen	Σ temuan tiap audit (Minor, Mayor) , melalui audit.
(2) BBS, HIRADC, 5R	Σ tindakan tidak aman individu melalui observasi.
(3) Safety climate	Perbandingan prilaku antar sub organisasi (antar bidang/bagian) melalui kuesioner.
(4) Perka 200	Nilai A, B atau C, kombinasi kuesioner dan observasi



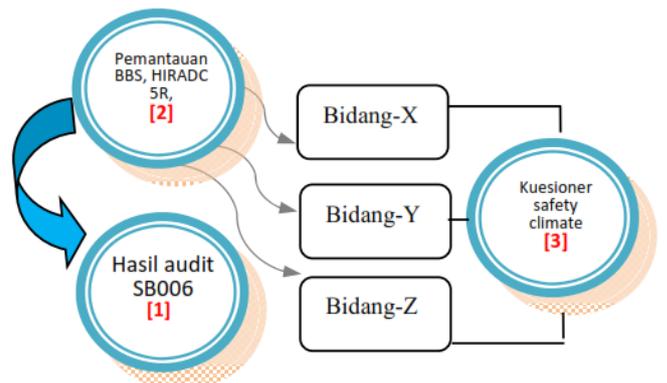
Gambar 4: Pola matrik keterkaitan keselamatan terpadu komponen (1), (2), (3) dan (4)

Keterangan gambar:

- (6) data base hasil kuantitatif;
- (5) Pemimpin organisasi,
- (1, 2, 3 dan 4) komponen keselamatan terpadu
- SPI: Specific Performance Indicator
- KPI: Key Performance Indicator

Untuk mendapatkan validasi yang memadai, maka perlu dilakukan analisis kuantitatif terhadap komponen pada Tabel 1 dengan menggunakan perangkat SPSS, Lisrel atau perhitungan statistik sederhana. Pada Tabel 3 diusulkan suatu model yang dapat digunakan untuk analisis kuantitatif. Tujuan analisis kuantitatif ini sebagai pedoman dalam menentukan prioritas pengendalian keselamatan terhadap hasil pengendalian yang sudah dilakukan berdasarkan pola matrik pada Gambar 3.

Jumlah temuan audit sistem manajemen (mutu, keselamatan, lingkungan, keamanan, KNAPPP, KAN dan lingkup lain yang digunakan unit kerja) digunakan sebagai acuan untuk pengukuran tingkat kepatuhan terhadap peraturan perundangan. Jumlah temuan yang tidak berulang serta tidak adanya temuan mayor memberikan indikasi statistik bahwa perilaku individu (BBS) di unit kerja berada pada kondisi yang positif. Namun jika ditemukan kondisi banyaknya temuan berulang, maka perlu mendapat perhatian pada seluruh aspek pada Tabel 1, serta mengindikasikan adanya permasalahan budaya keselamatan. Pengukuran kuantitatif perilaku tidak aman individu di tempat kerja dapat dilakukan menggunakan daftar periksa yang ditunjukkan pada Tabel 2.



Gambar 5: Contoh keterkaitan komponen keselamatan (1), (2) dan (3) untuk menurunkan kecelakaan

Tabel 2: Daftar periksa pengamatan perilaku personel.

Penggunaan APD	Ya	Tdk
Menggunakan alat pelindung diri*)		
Kesesuaian APD yang digunakan		
Keseriusan penggunaan		
Tempat APD		
*)Jas lab, masker, sarung tangan, kaca mata		
Ergonomi		
Ketepatan posisi kerja individu		
Penempatan alat		
Keamanan posisi alat dan individu		
Kondisi lingkungan kerja		
Suhu		
Pencahayaannya		
Kebisingan		
Penendalian daerah kerja		
Tanda tanda keselamatan		
Mapping daerah kerja		
Perlangkapan proteksi		
5R		
Kebersihan		
Kerapihan		
Pengelolaan limbah**)		
**) limbah B3, radioaktif, padat, cair, umum		

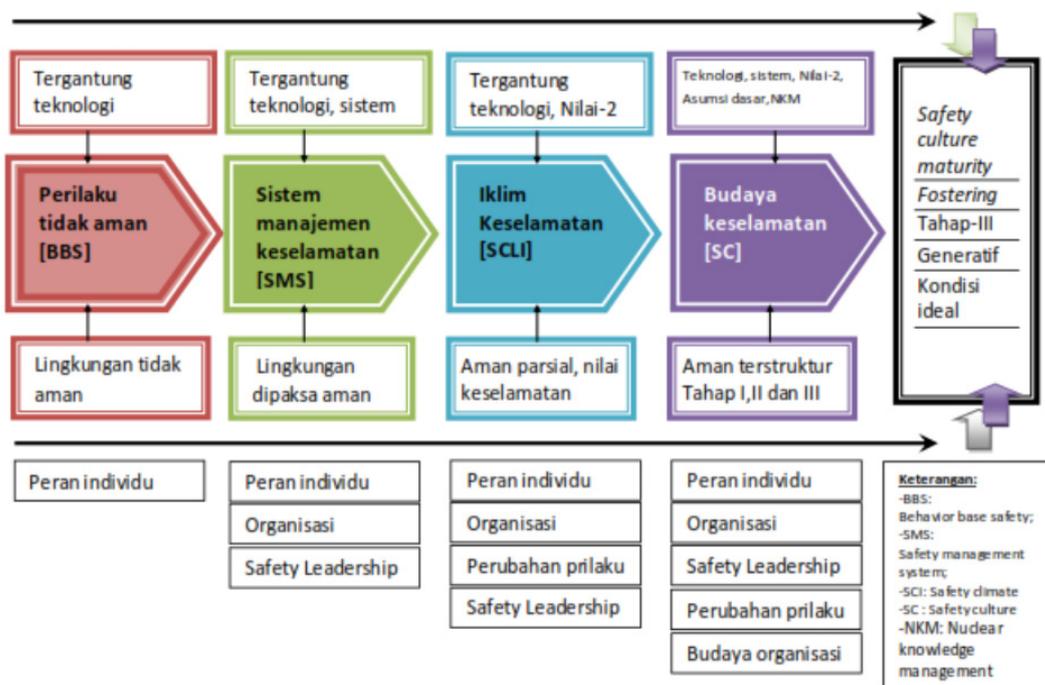
Untuk tidak menimbulkan resistensi pekerja, maka sebelum program pemantauan perilaku harus disosialisasikan diawal tahun, sehingga seluruh individu dan pemangku kepentingan dapat mendukung kegiatan. Pemantauan perilaku individu ini akan memberikan dampak keterkaitan antar komponen keselamatan seperti ditunjukkan pada Gambar 5.

Untuk menunjukkan bahwa tiap komponen saling berkaitan, seperti pada Gambar 3, jika sikap perilaku individu positif di tempat kerja maka hampir dipastikan SB006 akan dilaksanakan sesuai SOP yang ada. Kaitannya dengan iklim keselamatan, belum dapat dipastikan jika merata pada semua sub organisasi (X,Y,Z). Untuk mengetahui kondisi ini (X,Y,Z), maka dapat dilakukan pengukuran safety climate. Untuk menganalisis secara terpadu keterkaitan ini, dengan harus hasil perhitungan kuantitatif capaian *safety climate*, sehingga prioritas penguatan sub organisasi dapat dilakukan.

Untuk dapat mengukur secara kuantitatif iklim keselamatan akan disampaikan model kuesioner [11] yang telah divalidasi dengan cara FGD (*focus group discussion*) saat dilakukan workshop budaya keselamatan BATAN Tahun 2014. Pertanyaan kuesioner dipilih dengan tingkat kepercayaan >87% seperti ditunjukkan pada Tabel 3.

Tabel 3: Kuesioner iklim keselamatan

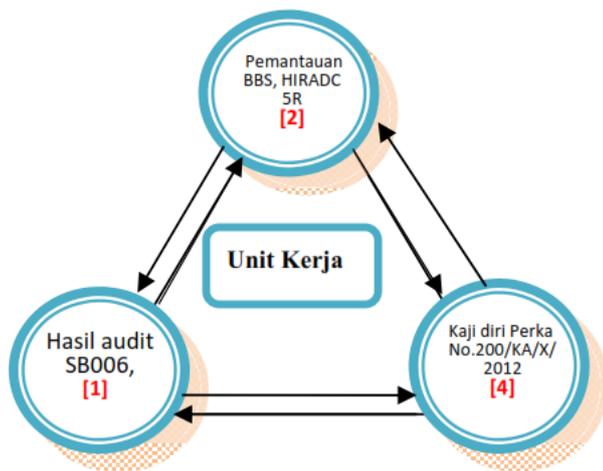
Elemen 1: Persepsi individu terhadap manajemen di bidang/bagian/sub organisasi	
E101	Manajemen peduli jika saya bekerja berdasarkan prosedur keselamatan
E102	Manajemen peduli terhadap keselamatan saya dalam bekerja
E104	Manajemen menempatkan keselamatan kerja dengan prioritas
E105	Manajemen menegur jika pegawai tidak mengikuti prosedur keselamatan
E106	Manajemen peduli jika saya mengikuti prosedur keselamatan yang diperlukan oleh pekerjaan saya
E108	Pengawas (kasubbid/kasubbag/kepala kelompok) sering mendiskusikan tentang keselamatan kerja dengan saya
E109	Pengawas mengharapkan saya untuk mengikuti prosedur keselamatan
Elemen 2: Sikap dan perilaku individu terhadap keselamatan	
E202	Saya menggunakan peralatan keselamatan yang diperlukan saat melakukan pekerjaan
E207	Prosedur keselamatan membuat saya merasa aman dalam bekerja
E209	Saya bekerja dengan prosedur keselamatan yang memadai
E210	Peningkatan kualitas prosedur keselamatan akan membuat saya lebih aman dalam bekerja
Elemen 3: Leadership dan komitmen manajemen	
E301	Manajemen mendorong pegawai untuk bekerja sesuai aturan keselamatan walaupun jadwal kerja sedang padat
E302	Manajemen menjamin setiap orang menerima informasi yang dibutuhkan berkaitan dengan keselamatan
E308	Ketika risiko bahaya terdeteksi, manajemen mengabaikan tanpa melakukan tindakan apapun
E312	Manajemen mendorong pegawai untuk berpartisipasi dalam pengambilan keputusan yang berdampak pada keselamatan mereka
E313	Manajemen tidak peduli saran pegawai berkaitan dengan keselamatan
E314	Manajemen berjuang agar setiap orang memiliki kompetensi yang tinggi berkaitan dengan keselamatan dan risiko bahaya
E315	Manajemen tidak pernah menanyakan pendapat pegawai sebelum mengambil keputusan yang berhubungan dengan keselamatan
E316	Manajemen melibatkan pegawai dalam pengambilan keputusan yang berkaitan keselamatan
E317	Manajemen mengumpulkan informasi yang akurat dalam investigasi kecelakaan
E320	Manajemen mencari akar masalah penyebab kecelakaan, bukan menyalahkan pegawai.
Elemen 4: Lingkungan tempat kerja	
E408	Saya tahu ada pegawai di lingkungan saya bekerja yang belajar dari unit kerja lain untuk meningkatkan keselamatan kerja
E413	Kadang-kadang kondisi fisik di tempat kerja membatasi kemampuan orang untuk bekerja dengan aman
E420	Hal ini penting bagi saya bahwa harus ada penekanan dalam meningkatkan keselamatan di tempat kerja oleh manajemen/pengawas.



Gambar 6: Alur keselamatan terpadu menuju kedewasaan budaya keselamatan

Tabel 4: Matrik urgensi keterkaitan penguatan komponen keselamatan

Penguatan Komponen	Keterkaitan dengan		Indikator keselamatan (individu, teknologi dan organisasi, ITO)
	Hasil Audit SB006	Iklim Keselamatan	
Pemantauan HIRADC, BBS, 5R Model: Gambar 4 Keterkaitan penguatan perilaku aman terhadap penerapan SB006 di unit kerja dan iklim keselamatan bidang, bagian, subbidang, subbagian dalam unit kerja.	Kepatuhan terhadap Perencanaan program tahunan SMK3; Melaksanakan sasaran SMK3 untuk memenuhi akuntabilitas; Menindaklanjuti hasil ketidaksesuaian; Aktif dalam KUM melalui jenjang struktural; Komunikatif dan komitmen.	Individu di sub organisasi menunjukkan kepatuhan untuk memberikan nilai lebih dibandingkan yang lain (bidang/bagian lain); Menumbuhkan keinginan menjadi role model di organisasi; Meningkatnya persepsi Individu terhadap manajemen/organisasi, BBS, leadership dan manajemen sub organisasi, ergonomik dan 5R.	Meningkatnya kepatuhan dan kepedulian terhadap peraturan dan perundangan oleh individu dan sub organisasi; Berkurangnya temuan berulang berkurang secara sistematis; Mendapatkan akar masalah penyebab ketidaksesuaian, nirmis, dan kecelakaan; Meingkatkan peran individu terhadap HIRADC; Pandangan individu terhadap keselamatan sebagai kebutuhan; kompetisi sehat antar bidang.
Hasil Audit SB006 (Σ ketidaksesuaian) Model: Gambar 6 Keterkaitan penguatan hasil audit SB006 dengan pandangan individu di sub organisasi (safety climate) terhadap sistem keselamatan dan budaya keselamatan organisasi.	Iklim keselamatan Membuat matrik kekuatan dan kelemahan pandangan individu pada sub organisasi terhadap SB006, melalui pengukuran kuesioner iklim keselamatan; Diperoleh mapping temuan dan karakteristik; Diperoleh weekness climate pada karakteristik dan atribut budaya keselamatan uni kerja.	Kaji diri Perka 200 Individu mendorong organisasi untuk memenuhi kebutuhan HIRADC agar terpenuhinya karak teristik Perka 200; Ketidaksesuaian segera dilaporkan untuk diperbaiki; Hasil kaji diri budaya keselamatan unit merja meningkat; Organisasi dapat memetakan kekuatan dan pelamahan karakteristik budaya keselamatan melalui hasil kaji diri.	Telah dilakukan pengukuran melalui kuesioner iklim keselamatan dan menunjukkan hasil pemantauan BBS kecenderungan positif; Dilakukannya penanaman nilai nilai keselamatan individu oleh manaajemen (leadership) melalui komunikasi, rekaman rapat K3, sosialisasi, internalisasi); Dilakukannya evaluasi terhadap kekuatan dan kelemahan karakteristik dan atribut terhadap hasil audit SMK3); Hasil kaji diri kecenderungan meningkat. Temuan audit SMK3 menurun dan tidak berulang; Meningkatkan kepedulian manajemen.
Pemantauan HIRADC, BBS, 5R Model: Gambar 4 Keterkaitan penguatan perilaku aman terhadap penerapan SB006 di unit kerja dan iklim keselamatan bidang, bagian, subbidang, subbagian dalam unit kerja.	Hasil Audit SB006 Kepatuhan terhadap Perencanaan program tahunan SMK3; Melaksanakan sasaran SMK3 untuk memenuhi akuntabilitas; Menindaklanjuti hasil ketidaksesuaian; Aktif dalam KUM melalui jenjang structural; Komunikatif dan komitmen.	Iklim Keselamatan Individu di sub organisasi menunjukkan kepatuhan untuk memberikan nilai lebih dibandingkan yang lain (bidang/bagian lain); Menumbuhkan keinginan menjadi role model di organisasi; Meningkatnya persepsi Individu terhadap manajemen/organisasi, BBS, leadership dan manajemen sub organisasi, ergonomic dan 5R.	Kepatuhan dan kepedulian terhadap peraturan dan perundangan oleh individu dan sub organisasi meningkat; Temuan berulang berkurang secara sistematis; Akar masalah keselamatan dievaluasi; Peran individu terhadap HIRADC meningkat; Nirmis dievaluasi dan diperbaiki ; Pandangan individu terhadap keselamatan sebagai kebutuhan; Kompetisi sehat antar bidang.
Hasil audit SB006, (jumlah ketidaksesuaian)	Kaji diri Perka 200/KA/X/2012 Diperoleh matrik kekuatan dan keselamatan karakteristik budaya keselamatan dengan sistem manakemen keselamatan dengan membuat mapping temuan dan karakteristik; Diperoleh weekness climate pada karakteristik dan atribut budaya keselamatan uni kerja.	Pemantauan BBS, HIRADC, 5R Individu mendorong organisasi untuk memenuhi kebutuhan untuk menhatasi HIRADC untu terpenuhinya karakteristik Perka 200; Ketidaksesuaian segera dilaporkan untuk diperbaiki; Hasil kaji diri budaya keselamatan unit merja meningkat; Organisasi dapat memetakan kekuatan dan pelamahan karakteristik budaya keselamatan melalui hasil kaji diri.	



Gambar 7: Contoh keterkaitan komponen keselamatan (1), (2) dan (4) untuk menurunkan kecelakaan.

Pada kajian terdahulu telah dilakukan suatu pendekatan penerapan budaya keselamatan melalui sistem manajemen keselamatan (SMK3) [15] dengan penekanan pada kaji ulang manajemen yang kuat, sehingga penguatan budaya keselamatan dapat diterapkan pada ITO. Interaksi SMK3 dengan budaya keselamatan akan lebih fokus untuk penanganan keselamatan pada jangka pendek karena jumlah temuan akan berkorelasi langsung dengan kuatnya BBS dan dampak pada hasil kaji diri seperti pada Gambar 7.

Ketidaksesuaian yang dominan ditemukan pada penerapan SB006 OHSAS 18001:2008 adalah temuan yang berulang dan lambatnya tindakan perbaikan pada audit internal. Dua masalah ini sering mengalami pengulangan saat dilakukan audit SMK3. Kondisi yang berulang ini merupakan suatu kelemahan karakteristik budaya keselamatan. Untuk mengatasi hal ini diperlukan analisis terhadap keterkaitan temuan dengan karakteristik dan atribut budaya keselamatan yang sesuai. Pada Tabel 3 diusulkan contoh dampak keterkaitan penguatan komponen terhadap komponen lainnya yang dapat digunakan untuk analisis kualitatif. Tujuan analisis kualitatif ini sebagai pedoman dalam menentukan prioritas pengendalian keselamatan terhadap hasil pengendalian yang sudah dilakukan berdasarkan pola matrik pada Gambar 3 dan Tabel 1.

Contoh keterkaitan lainnya dapat dikembangkan oleh unit kerja dengan memperhatikan prioritas yang harus dilakukan. Keterkaitan tersebut pada Gambar 4 dan Gambar 5 dapat dikembangkan seperti pada diagram keterkaitan yang dapat disusun oleh unit kerja. Urgensi yang diperlukan harus mengacu pada komponen utama seperti yang ditunjukkan pada Tabel 1.

Pada Tabel 4, matrik urgensi dampak keterkaitan penguatan komponen terhadap komponen lainnya merupakan strategi jangka pendek dan jangka panjang organisasi sebagai grand design (renstra keselamatan unit kerja), dan progress report yang dicapai tahunan dapat diukur dari pengukuran kuantitatif komponen keselamatan.

5. KESIMPULAN

1. Dengan membuat matrik keterkaitan antar komponen keselamatan, dengan cepat dapat mendeteksi masalah keselamatan yang signifikan dari faktor penyebab individu, teknologi ataupun organisasi yang ada pada setiap komponen keselamatan, sehingga akan memudahkan unit kerja menyusun program peningkatan keselamatan dan budaya keselamatan.
2. Keselamatan terpadu sangat diperlukan sebagai perspektif dalam mengurangi tingkat kecelakaan di tempat kerja untuk jangka pendek, menengah dan untuk jangka panjang berupa

peningkatan kualitas komponen keselamatan yang terpadu.

3. Dengan mengetahui hasil kuantitatif masing-masing komponen BBS, hasil audit, iklim keselamatan dan hasil kaji diri budaya keselamatan, maka dapat ditentukan prioritas pola penguatan terpadu yang harus dilakukan.
4. Unit kerja dapat mengembangkan matrik pola keterkaitan antar komponen, kuesioner dan pola pemantauan BBS sesuai lingkup dan tugas organisasi.

6. SARAN

1. Untuk mendapatkan reabilitas dan validitas kuesioner disarankan hasil kuesioner dapat dianalisis menggunakan perangkat lunak perhitungan statistik (misalkan; SPSS, LISREL, MANOVA) untuk menentukan prioritas perbaikan dan tindakan kualitatif untuk pendek pendek program tahunan dan rencana strategis lima tahunan (RENSTRA).
2. Daftar periksa BBS dan kuesioner iklim keselamatan pada makalah ini dapat dikembangkan oleh organisasi/unit kerja sesuai kepentingan dan lingkup proses bisnisnya.

UCAPAN TERIMA KASIH

Disampaikan ucapan terima kasih kepada peserta workshop budaya keselamatan tingkat struktural BATAN yang dilaksanakan pada tanggal 25 sampai 29 September 2014 di SLDC Sentul Bogor yang telah membantu dalam validasi kuesioner iklim keselamatan.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] **BATAN**, (2008); *Standar Batan Nomor SB006 OHSAS 18001:2008 Persyaratan Sistem Manajemen Keselamatan dan Kesehatan Kerja*; Jakarta.
- [2] **BATAN**, (2012); *Peraturan Kepala BATAN Nomor 020/KA/I/2012 Identifikasi Bahaya dan Pengendalian Risiko*; Jakarta.
- [3] **BATAN**, (2012); *Peraturan Kepala BATAN Nomor 200/KA/X/2012 Tentang Pedoman Pelaksanaan Budaya Keselamatan*; Jakarta.
- [4] **ONY FISHWICK, TIM SOUTHAM AND DAN RIDLEY, JOHN ORMOND** (2004); *Behavior base safety application guide, PRISM Management Consultants Ltd.*; Blackpool, Lancashire, England.
- [5] **HERUTOMO B.**, (2014); *Behavior base safety, Bahan ajar pelatihan budaya keselamatan, Pusdiklat BATAN*; Jakarta.
- [6] **Deming, W.E** (1950); *Elementary Principles of the Statistical Control of Quality*, JUSE.
- [7] **DOV ZOHAR** (2000); *A group-level model of safety climate: Testing the effect of group climate on micro-accidents in manufacturing jobs. Journal of Applied Psychology*, 85, 587-596.
- [8] **DOV ZOHAR** (2010); *Thirty years of safety climate research: Reflections and Future Directions, Accident Analysis and Prevention 42 (2010) 1517-1522, Liberty Mutual Research Institute for Safety, Hopkinton, MA and Technion-Israel Institute of Technology*, 32000.
- [9] **KOFI ADUTWUM** (2014); *The psychometric properties of a safety climate scale, international researcher, Volume No. 1, Issue No. 4 December 2014, ISSN 227- 7471*.
- [10] **COOPER M., & PHILLIPS** (2004); *Exploratory analysis of the safety climate and safety behaviour relationship. Journal of Safety Research*, 35, 497-512.
- [11] **PRASUAD W.**, (2014); *Peran safety climate dalam fostering budaya keselamatan. Prosiding Seminar Nasional Teknologi Pengelolaan Limbah XII, Prosiding, ISSN 1410-6068, halaman 271-282*.
- [12] **IAEA**, (1991); *SAFETY REPORT INSAG-4, Safety Culture, Vienna*.

- [13] **IAEA**, (2002); *TECDOC 1329 Safety Culture In Nuclear Installation*, Vienna.
- [14] **Yanev Y.**, (2006); *Nuclear knowledge management, Role of the IAEA , managing nuclear knowledge , Proceeding Nuclear Knowledge management*, Vienna.
- [15] **PRASUAD W.**, (2014); *Strategi dalam implementasi dan pengembangan budaya keselamatan. Prosiding PPID Buku-II PSTA BATAN, Yogyakarta 10-11 Juni 2014, ISSN 0216-3128, halaman 84-91.*



Seminar Keselamatan Nuklir 2015

Makalah Penyaji

Bidang Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif

Prosiding
Seminar
Keselamatan
Nuklir
2015

DOSIMETRI BNCT PADA JARINGAN LUNAK DAN JARINGAN KERAS

Octaviana Erawati F¹, Riyatun¹, Suharyana¹, dan Azizul Khakim²

¹ Jurusan Fisika Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam Universitas Sebelas Maret

² Pusat Pengkajian Sistem dan Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir, BAPETEN

octavianaerfa@gmail.com

ABSTRAK

DOSIMETRI BNCT PADA JARINGAN LUNAK DAN JARINGAN KERAS. Simulasi iradiasi berkas neutron pada jaringan lunak dan jaringan keras telah dilakukan. Berkas neutron yang digunakan memiliki $\phi_{\text{epithermal}}$ sebesar $1,03 \times 10^8$ n.cm²/s, $\dot{D}_f / \phi_{\text{epithermal}}$ sebesar $5,94 \times 10^{-12}$ Gy.cm²/n, $\dot{D}_r / \phi_{\text{epithermal}}$ sebesar $3,79 \times 10^{-12}$ Gy.cm²/n, $J / \phi_{\text{epithermal}}$ sebesar 3,13 dan $\phi_{\text{thermal}} / \phi_{\text{epithermal}}$ sebesar 0,00. Berkas neutron tersebut secara kuantitas dan kualitas tidak sepenuhnya memenuhi kriteria IAEA. Berkas neutron tersebut kemudian digunakan untuk mengiradiasi jaringan lunak dan jaringan keras mencapai pada kedalaman 13 cm. Hasil iradiasi tersebut menunjukkan bahwa terjadi penurunan $\phi_{\text{epithermal}}$ dan ϕ_{cepat} dan adanya peningkatan ϕ_{thermal} untuk kedua jenis jaringan. ϕ_{thermal} mencapai maksimum pada kedalaman 2,00 cm dari permukaan jaringan keras dan 7,00 cm dari permukaan jaringan lunak. \dot{D}_r mencapai maksimum masing-masing sebesar $6,82 \times 10^{-4}$ Gy untuk jaringan lunak dan sebesar $5,47 \times 10^{-4}$ Gy untuk jaringan keras. Hal ini menunjukkan bahwa berkas neutron yang secara kuantitas maupun kualitas belum memenuhi kriteria IAEA secara teori mampu untuk menghasilkan reaksi BNCT pada kedalaman 2-7 cm dari jaringan tubuh manusia, dengan kontaminasi radiasi gamma yang cukup kecil.

Kata Kunci : BNCT, berkas neutron, IAEA, Jaringan lunak, Jaringan Keras

ABSTRACT

BNCT DOSIMETRY SIMULATION IN SOFT TISSUE AND SKELETAL TISSUE. This article presents the result of irradiation in soft tissue and skeletal tissue. Irradiation performs in simulation with MCNP5. Neutron beam which is used to irradiate has $\phi_{\text{epithermal}}$ amount $1,03 \times 10^8$ n.cm²/s, $\dot{D}_f / \phi_{\text{epithermal}}$ amount $5,94 \times 10^{-12}$ Gy.cm²/n, $\dot{D}_r / \phi_{\text{epithermal}}$ amount $3,79 \times 10^{-12}$ Gy.cm²/n, $J / \phi_{\text{epithermal}}$ amount 3,13 and $\phi_{\text{thermal}} / \phi_{\text{epithermal}}$ amount 0,00. In quantity and quality, neutron beam does not fully qualify the criteria of IAEA. It is then used to irradiate soft tissue and skeletal tissue at the depth 13 cm. The irradiation result show that there is decline at $\phi_{\text{epithermal}}$ and ϕ_{fast} and an increase the ϕ_{thermal} in both tissue. ϕ_{thermal} reaches a maximum at the depth of 2,00 cm from the surface of the skeletal tissue and 7,00 cm from the surface of the soft tissue. \dot{D}_r reaches a maximum amount at $6,82 \times 10^{-4}$ Gy in soft tissue and $5,47 \times 10^{-4}$ Gy in skeletal tissue. It shows that the neutron beam in quantity and quality does not qualify the criteria of IAEA, theoretically it can generate BNCT reaction in soft tissue and skeletal tissue at the depth of 2,00 – 7,00 cm, with contamination of small gamma radiation.

Key Word : BNCT, Neutron beam, IAEA, soft tissue, skeletal tissue.

1. PENDAHULUAN

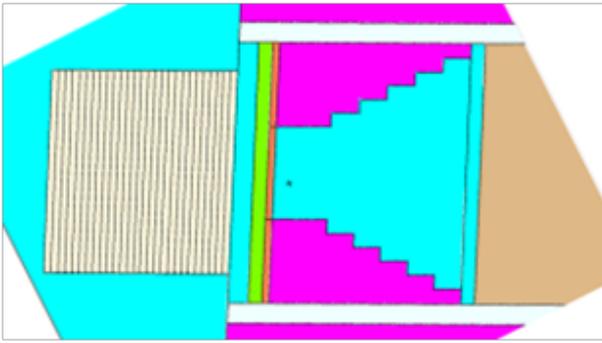
Metode pengobatan kanker terus mengalami perkembangan. Salah satunya adalah dibidang radioterapi, yang memanfaatkan energi radiasi untuk membunuh sel kanker. Radiasi dapat menyebabkan kerusakan, kematian bahkan perubahan sifat sel akibat rusaknya ikatan dalam struktur DNA [1]. Prinsip keamanan radioterapi sama seperti metode terapi yang lain, yaitu memaksimalkan kerusakan pada jaringan sel kanker dan meminimalkan efek negatif pada sel normal, oleh karena itu radioterapi memiliki acuan dosis tertentu. Kematian sel atau perubahan pada sel, bergantung pada dosis radiasi yang diterapkan [2,3].

Salah satu teknik terapi yang saat ini sedang dikembangkan adalah Boron Neutron Capture Therapy (BNCT). BNCT merupakan teknik terapi yang memanfaatkan interaksi tangkapan neutron termal oleh inti ¹⁰B yang akan menghasilkan partikel- α dan inti hasil ⁷Li melalui reaksi ¹⁰B(n, α)⁷Li [4-6]. Energi partikel- α inilah yang dimanfaatkan untuk merusak sel kanker dalam jaringan tubuh. Jangkauan/range partikel- α sangat pendek seukuran dimensi sel, sehingga efek radiasi dapat difokuskan pada sel kanker dan mengurangi efek negatif sel sehat [7]. Berkas neutron yang

digunakan dalam teknik terapi ini memiliki kriteria khusus yang telah ditetapkan oleh *International Atomic Energy Agency* (IAEA).

Penyediaan berkas neutron yang harus memenuhi kriteria IAEA merupakan bagian tersulit dalam teknik terapi ini, beberapa penelitian secara simulasi telah dilakukan, akan tetapi tidak sepenuhnya mampu memenuhi kriteria yang ditetapkan oleh IAEA. Seperti penelitian yang dilakukan oleh Kasesaz dan Shaaban yang masing-masing menggunakan sumber neutron dari Tehran Research Reactor (TRR) dan Miniatur Neutron Source Reactor (MNSR) menyebutkan bahwa fluks neutron epitermal yang dicapai masih berada pada rentang orde 10^8 n.cm².s⁻¹ [8,9].

Di Indonesia sendiri, satu-satunya instansi yang mengembangkan teknik terapi BNCT adalah BATAN Yogyakarta. Reaktor Kartini yang ada di instansi ini ingin dimanfaatkan sebagai sumber neutron untuk teknik BNCT. Berdasarkan penelitian yang telah dilakukan, dari keempat beamport reaktor Kartini yang ideal untuk dimanfaatkan dalam keperluan BNCT adalah Radial Piercing Beamport (RPB) [10]. Pada penelitian tersebut, secara simulasi menunjukkan bahwa fluks neutron total adalah sebesar $5,38 \times 10^8$ n.cm² n/s dengan 39.03% neutron thermal 16.35% neutron epithermal dan 44.61% neutron cepat [10]. Beberapa



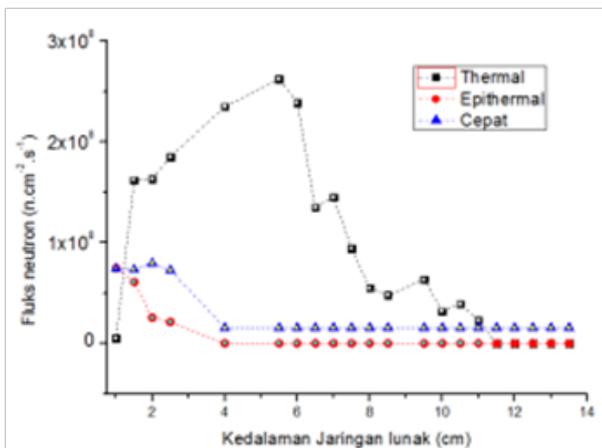
Gambar 3: Hasil modifikasi dengan penambahan jaringan lunak/jaringan keras

Pada penelitian ini digunakan tally F4:N dan F4:P untuk memperoleh fluks neutron rata-rata yang melewati suatu volume geometri yang ditentukan dan dosis gamma pada jaringan lunak dan jaringan keras. Faktor normalisasi untuk neutron sebesar $7,553 \times 10^{-15}$ n/s digunakan sebagai faktor konversi daya operasi reaktor (100kW) sedangkan faktor normalisasi untuk gamma adalah $3,121 \times 10^{-15}$ γ /s.

4. HASIL DAN PEMBAHASAN

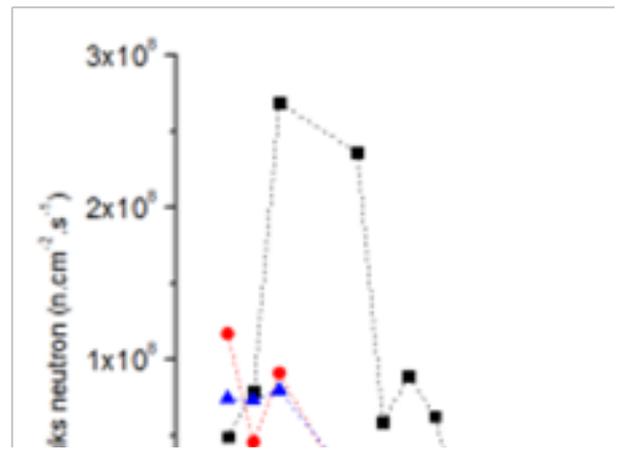
Uji coba secara simulasi dilakukan kepada jaringan lunak dan jaringan keras untuk mengetahui sejauh mana berkas neutron mampu terdistribusi kedalam jaringan tubuh.

Gambar 4 menunjukkan hasil simulasi pada jaringan lunak. Dari gambar tersebut terlihat bahwa fluks neutron thermal maksimum sebesar $1,45 \times 10^8$ n.cm⁻².s⁻¹ berada pada kedalaman 7,00 cm dari permukaan jaringan yang kemudian mengalami penurunan secara eksponensial. Sedangkan untuk fluks neutron cepat dan epithermal telah mengalami penurunan dari kedalaman 2-4 cm.



Gambar 4: Fluks neutron sebagai fungsi kedalaman Jaringan lunak.

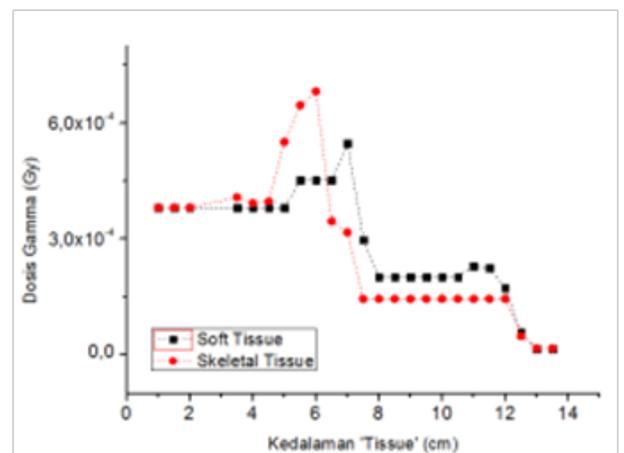
Gambar 5 merupakan representasi hasil simulasi pada jaringan keras. Terdapat perbedaan antara jaringan lunak dan jaringan keras. Fluks neutron thermal mencapai kondisi maksimum yaitu sebesar $7,46 \times 10^7$ n.cm⁻².s⁻¹ hanya pada kedalaman 2,00 cm dari permukaan jaringan keras. Dengan fluks neutron cepat dan epithermalnya hanya pada rentang kedalaman 1,5-3,5 cm dari permukaan jaringan keras.



Gambar 5: Fluks neutron sebagai fungsi kedalaman jaringan keras.

Hasil ini menunjukkan bahwa jaringan keras menurunkan fluks neutron thermal lebih cepat dibandingkan dengan jaringan lunak dikarenakan densitas dari jaringan keras lebih besar dari jaringan lunak. Kenaikkan fluks neutron thermal pada kedua jaringan tersebut dapat diakibatkan oleh penurunan energi dari neutron berenergi epithermal dan cepat akibat bertumbuhkannya neutron dengan atom-atom penyusun jaringan.

Gambar 6 menyajikan dosis gamma di dalam jaringan lunak dan jaringan keras. Untuk dosis gamma pada jaringan keras mencapai nilai maksimum sebesar $6,82 \times 10^{-4}$ Gy pada kedalaman 6,00 cm dan untuk jaringan lunak mencapai nilai maksimum sebesar $5,47 \times 10^{-4}$ Gy pada kedalaman 7,00 cm. Baik pada jaringan lunak maupun jaringan keras keduanya mengalami penurunan dosis yang signifikan setelah mencapai titik maksimumnya, bisa dikatakan bahwa trend yang dimiliki keduanya adalah identik. Dosis gamma yang terdistribusi di dalam model jaringan tubuh tersebut, untuk keperluan terapi dirasa masih dapat ditoleransi karena masih di bawah batas dosis yangizinkan yaitu dari 1-100Gy.



Gambar 6: Dosis gamma pada Jaringan lunak dan jaringan keras

Hasil ini menunjukkan bahwa berkas neutron yang secara kuantitas maupun kualitas belum sepenuhnya memenuhi kriteria IAEA secara teori mampu untuk menghasilkan reaksi BNCT pada kedalaman 2-7 cm dari jaringan tubuh manusia, dengan kontaminasi radiasi gamma yang cukup kecil.

5. KESIMPULAN

Meskipun berkas neutron yang digunakan untuk mengiradiasi jaringan lunak dan jaringan keras belum sepenuhnya memenuhi

kriteria IAEA, akan tetapi secara teori berkas tersebut mampu menghasilkan reaksi BNCT pada rentang kedalaman 2,00 cm-7,00 cm dari permukaan tubuh. Kontaminasi gamma dari hasil reaksi yang ditimbulkan juga masih di bawah ambang toleransi.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] **Susworo, Hutagalung, E. U., Diligo, I. H., & Kamal, A. F.** (2013, Mei). Dasar-Dasar Radiasi: Mekanisme Radiasi dan Pengaruhnya terhadap DNA serta Jaringan Tulang. Indonesian Journal of Cancer, 7, 73-78.
- [2] **Susworo.** (2007). Radioterapi dasar-dasar radioterapi tata laksana radioterapi. Jakarta: UI-Press.
- [3] **Lusiyanti, Y., & Syaifudin, M.** (2008). Penerapan efek interaksi radiasi dengan. JFN, 2, 1-12.
- [4] **Auterinen, I., Seren, T., Anttila, K., Kosunen, A., & Savolainen, S.** (2004). Measurement of free beam neutron spectra at eight BNCT facilities worldwid. Appl.Radiat.Isot, 61, 1021-1026.
- [5] **Durisi, E.** (2005). *Study of a D-D Compact Neutron Generator for BNCT.* Thesis. Argentina: Torino University.
- [6] **Bosko, A.** (2005). General Electric Pettrace Cyclotron as a Neutron Source for Boron Neutron Capture Therapy. Thesis. USA: Texas University.
- [7] **IAEA.** (2001). Current Status of Neutron Capture Therapy. Viena: IAEA, ISSN 1011-4289.
- [8] **Kasesaz, Y., Khalafi, H., & Rahmani, F.** (2014). Design of an epidermal neutron beam for BNCT in termal column of Tehran research reactor. Annals of Nuclear Energy, 234-238.
- [9] **Shaaban, I., & Albarhoum, M.** (2015). Design calculation of an epidermal neutronic beam for BNCT neutronic beam for BNCT. Progress in Nuclear Energy, 297-302.
- [10] **[10]Fadli, O. E., Suharyana, & Riyatun.** (2015). Simulasi Numerik Spektrum Neutron pada Empat Beamport Reaktor Kartini dengan MCNP5 Guna Pemanfaatannya sebagai Saluran Pemandu Berkas Neutron pada BNCT. Pertemuan Ilmiah XXIX HFI. Yogyakarta: Prosiding HFI.
- [11] **Fadli, O. E.** (2015). Modifikasi Radial Piercing Beamport (RPB) Reaktor Kartini sebagai Uji Coba Boron Neutron Capture Therapy (BNCT) pada Jaringan Lunak dan Jaringan Keras dengan Metode Simulasi. Universitas Sebelas Maret, MIPA, Jurusan Fisika. Surakarta: Universitas Sebelas Maret Press.
- [12] **Wahyuningsih, D.** (2014). Optimasi Desain Kolimator Untuk Uji In Vivo Boron Neutron Capture Therapy (BNCT) pada Beamport Tembus Reaktor Kartini menggunakan Simulasi MCNP5. Thesis. Yogyakarta: Universitas Gajah Mada.
- [13] **Muhammad, I.** (2013). Perancangan kolimator di beamport tembus reaktor Kartini untuk boron neutron capture terapi. Skripsi. Universitas Gajah Mada. Yogyakarta: Universitas Gajah Mada
- [14] **Barth, R. F., Coderre, J. A., Vicente, M. G., & Blue, T. E.** (2005). Boron neutron capture therapy of cancer: current status and future prospect. Clinical Cancer Research, 11, 3987-4002.
- [15] **Sauerwein, W., Wittig, A., Moss, R., dan Nakagawa, Y., 2012, Neutron Capture Therapy, Springer, New York.**

TANYA JAWAB

1. Penanya : Nazaroh

Pertanyaan:

- a) Apakah BNCT sudah mendapatkan izin dari Bapeten untuk pengkuran outputnya seperti ghalnya pesawat terapi lainnya: LINAC, Pesawat Co⁶⁰, Cs, dll BNCT n + B 10Li + +
- b) Apakah ada pengaruhnya ((terhadap head + neckcancer?
- c) Ukuran cancer berbeda-beda, ada yang kecil s/d besar tentunya sangat berpengaruh dengan dosis yang diberikan. Bagaimana pengaruh terhadap cancer tersebut?

Jawaban:

- a) Kami tidak bisa memberikan jawaban, tetapi sejauh yang kami ytau ada kinsorsium BNCT yang mencoba mendapatka izin untukk BNCT
- b) Tentunya ada pengaruh dari 10Li dan apalagi gamma dapat menyebabkan ionisasi langsung yang bisa memicu munculnya radikal bebas, begitu pula 10Li.
- c) Oleh karena itu dari penelitian tadi maka menjadi catatan tersendiri bagi kami yaitu mungkin akan lebih flexibel jika terdapat suatu jaringan lunak/keras/tubuh tiruan. Juga

dapat digunakan sebagai shield agar berkas tidak langsung mengenai tubuh pasien.

2. Penanya : Mukhlisin

Pertanyaan:

- a) Apakah nilai density jaringan lunak (1,04 gr/cc) dan jaringan keras (1,48 gr/cc) sudah mempresentasikan organ manusia?
- b) Dosis gamma BNC7. sebesar 4×10^{-4} gr/cc, apakah sudah sesuai rekomendasi IAEA?

Jawaban:

- a) Kami mengambil definisi jaringan lunak dan jaringan keras dr MIRDORNL.
- b) Yang belum sepenuhnya memenuhi kriteria IAEA adalah berkas neutron yang dihasilkan oleh RPB yang termodifikasi yaitu dengan adanya tambahan pemandu berkas neutron. Akan tetapi pada penelitian kami, memang sengaja mengiradiasi jaringan lunak dan jaringan keras dengan berkas tsb untuk menunjukkan penetrasi neutron pada kedua jaringan.



Seminar Keselamatan Nuklir 2015

Makalah Penyaji

Bidang Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif

Prosiding
Seminar
Keselamatan
Nuklir
2015

KAJIAN KESELAMATAN RADIASI PADA PENGGUNAAN PESAWAT SINAR-X GIGI INTRAORAL DENGAN SISTEM “HANDHELD”

Leily Savitri

Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif - BAPETEN
l.savitri@bapeten.go.id

ABSTRAK

KAJIAN KESELAMATAN RADIASI PADA PENGGUNAAN PESAWAT SINAR-X GIGI INTRAORAL DENGAN SISTEM “HANDHELD”. Perkembangan ilmu pengetahuan dan teknologi baru radiologi diagnostik pada pemeriksaan gigi intraoral menggunakan pesawat sinar-X *handheld* menunjukkan kebutuhan diagnostik yang tepat, pelayanan yang mudah, dan terjangkau makin diperhitungkan. Pesawat sinar-X *handheld* adalah pesawat sinar-X yang didesain untuk dioperasikan dengan digenggam. Berdasarkan Perka BAPETEN 8/2011, pesawat sinar-X kedokteran gigi portabel (sistem *handheld* didekati ke dalam kelompok pesawat sinar-X portabel) dilarang digunakan untuk pemeriksaan rutin dan penggunaannya hanya diperbolehkan untuk kondisi yang sifatnya darurat. Dari hasil kajian diketahui bahwa spesifikasi teknis pesawat sinar-X gigi *handheld* merek tertentu memenuhi persyaratan teknis sesuai Perka BAPETEN 15/2014. Sistem proteksi yang terdapat pada pesawat dilengkapi dengan penahan inheren dan eksternal untuk penghalang radiasi hamburan balik serta sistem interlok. Dari pengukuran paparan radiasi diperoleh informasi penting yaitu potensi besarnya dosis lensa mata yang diterima pekerja radiasi. Untuk memberikan jaminan proteksi dan keselamatan radiasi terhadap pekerja dan pasien dari pemeriksaan yang tidak perlu, sangat direkomendasikan pembatasan beban kerja, penggunaan peralatan protektif radiasi yaitu kaca mata Pb, dan peralatan pemantau dosis lensa mata. Pengadaan pesawat sinar-X harus satu paket dengan sistem pencitraan yang digunakan, (minimal film jenis D-Speed ataupun sensor (CR/DR)), adanya jaminan kendali mutu rutin dari vendor dan pelatihan yang memadai bagi pekerja radiasi. Dalam mengambil keputusan apakah penggunaan pesawat sinar-X gigi intraoral *handheld* dapat dijustifikasi, BAPETEN perlu meninjau ulang Perka BAPETEN 8/2011 mengenai pelanggaran penggunaan pesawat sinar-X tersebut dengan tetap memperhatikan beberapa ketentuan sebagaimana disebutkan di atas.

Kata kunci: pesawat sinar-X “*handheld*”, persyaratan teknis, sistem proteksi, keselamatan radiasi

ABSTRACT

RADIATION SAFETY ASSESSMENT ON THE USE OF INTRAORAL DENTAL X-RAY SYSTEM “HANDHELD”. The development of science and new technology of intraoral dental using handheld X-ray showed that the accurate diagnostic, easy services and affordable increasingly taken into account. A Handheld X-ray machine is X-ray machine that is designed to be operated by handheld. Based on BAPETEN CR Number 8 year 2011, that X-ray machine dentistry portable (approached handheld system into the group a portable X-ray) is prohibited for routine examination and its use is allowed only for the emergency situation. The results of the assessment showed that technical specifications dental X-ray handheld particular brand meets the technical requirements according to CR BAPETEN Number 15 Year 2014. The protection system on the X-ray machine is equipped with the inherent and external shielding to the radiation barrier for backscattering and interlocking system. Important information is obtained from the measurement of radiation exposure, the potential of the dose received by the head of the operator especially eye lens dose. To provide assurance of radiation protection and safety of worker and patient from unnecessary radiation exposure then it is highly recommended to limit the workload, the use of radiation protective equipment, namely goggles radiation, and eye lens dose monitoring equipment for worker. Procurement of X-ray machine should be a package with the imaging system used, (minimum of D-type film speed or sensor (CR/DR)), the routine quality control assurance from the vendor and adequate training for radiation workers.

Keywords: a handheld X-ray, technical requirements, protection system, radiation safety

1. PENDAHULUAN

Perkembangan ilmu pengetahuan dan teknologi baru radiologi diagnostik pada pemeriksaan gigi intraoral menggunakan pesawat sinar-X *handheld* menunjukkan kebutuhan diagnostik yang tepat, pelayanan yang mudah, dan terjangkau makin diperhitungkan. Teknologi baru pada pemeriksaan gigi intraoral menggunakan pesawat sinar-X *handheld*. Teknologi pencitraan yang digunakan adalah film atau sensor, Informasi pencitraan dengan sensor berupa gambar, dokumen rekam medis, situs internet, email dapat memberikan informasi cepat, karena dapat dibaca secara langsung, sehingga mempermudah komunikasi antara dokter dan pasien.

Pesawat sinar-X jenis *handheld* berbeda dengan jenis portabel, meskipun kadang (untuk sementara) dapat dimasukkan ke dalam jenis portabel dalam mengisi kekosongan regulasi terkait *handheld*. Hal ini dapat dimaklumi karena ada kedekatan terminologi *hand-carried* pada pesawat portabel. Namun, perbedaan yang signifikan adalah pesawat portabel tidak didesain dioperasikan dengan digenggam (*handheld*) [1].

Pesawat sinar-X *handheld* adalah pesawat sinar-X yang didesain untuk dioperasikan dengan digenggam (*handheld*). Sedangkan pesawat sinar-X portabel adalah pesawat sinar-X ukuran kecil dilengkapi dengan wadah pembungkus (*suitcase*) sehingga mudah dibawa dari satu tempat ke tempat lain (*hand carried*) [1]

Perkembangan ilmu dan kemajuan teknologi modalitas pencitraan medis selain dilakukan untuk memenuhi tuntutan diagnostik yang tepat juga harus memenuhi tuntutan bahwa risiko radiasi yang ditimbulkan mungkin sesuai konsep *As Low As Reasonably Achievable* (ALARA). Artinya, semakin canggih alat maka semakin kecil potensi paparan radiasinya atau sistem proteksi dan keselamatan radiasinya semakin baik [1].

Publikasi NCRP 145, halaman 45 tentang keselamatan radiasi dalam kedokteran gigi merekomendasikan bahwa "cukup beralasan untuk menyimpulkan bahwa risiko radiasi pada pasien gigi dan operator gigi secara numerik sangat kecil dan mungkin saja nol".

Berdasarkan Peraturan No. 396 tahun 2007 di *Michigan Department of Community Health Radiation Safety Section*, penggunaan *handheld* portable dental X-ray hanya diperbolehkan digunakan jika kondisi pasien tidak memungkinkan untuk datang ke rumah sakit, individu yang memerlukan bantuan karena cacat baik secara medis, mental ataupun psikologi, sehingga pesawat ini tidak dapat digunakan untuk pemeriksaan radiografi rutin. Hal tersebut sudah diatur dalam Peraturan Kepala (Perka) BAPETEN No. 8 Tahun 2011 pasal 49 [2] menyatakan bahwa:

1. Pesawat sinar-X kedokteran gigi portabel dilarang untuk digunakan untuk pemeriksaan rutin.
2. Dalam hal pemeriksaan dental victim identification untuk kepentingan forensik, pesawat sinar-X kedokteran gigi portabel sebagaimana dimaksud pada ayat (1) boleh digunakan dengan memperhatikan keselamatan radiasi.

2. LANDASAN TEORI/ POKOK BAHASAN

2.1. Justifikasi Penggunaan Pesawat Sinar-X Gigi Intraoral Handheld

Justifikasi diterapkan pada paparan medik dengan mempertimbangkan manfaat diagnostik yang dihasilkan jauh lebih besar dibandingkan dengan risiko bahaya radiasi yang ditimbulkan dengan mempertimbangkan aspek ekonomi dan sosial. Penggunaan pesawat sinar-X gigi *handheld* berguna untuk :

1. Pemeriksaan pasien dengan kebutuhan khusus (pasien yang membutuhkan bantuan karena cacat medis, mental, maupun psikologis)
2. Pemeriksaan pasien dalam kondisi darurat, seperti bencana alam, daerah konflik, kecelakaan yang tidak memungkinkan korban ke rumah sakit
3. Pemeriksaan untuk tentara yang tidak mempunyai cukup waktu datang ke rumah sakit untuk menjalani pemeriksaan.

Di samping manfaat tersebut di atas, terdapat beberapa kemungkinan risiko bahaya radiasi baik terhadap pasien, pekerja radiasi maupun masyarakat, diantaranya yaitu:

1. Radiasi bocor dari wadah tabung sinar-X, sehingga perlu dilakukan uji penerimaan dan uji kesesuaian.
2. Radiasi hambur dari pasien, terutama dari kulit dan gigi pasien yang dapat mengenai operator karena jarak antara operator terhadap pesawat sangat dekat dan tanpa tabir pelindung. Untuk meminimalisasi radiasi hambur yang mungkin diterima operator, maka operator harus menggunakan peralatan protektif radiasi, berupa apron, pelindung tiroid, dan kaca mata yang ekuivalen dengan ketebalan Pb tertentu.
3. Penggunaan teknologi baru harus disertai dengan pelatihan yang memadai terkait tata cara pengoperasian pesawat dari pabrikan bagi personil yang akan mengoperasikan pesawat sinar-X gigi intraoral *handheld*. Hasil pelatihan harus direkam dan didokumentasikan dengan baik.

2.2. Proteksi Radiasi terhadap Pasien, Pekerja Radiasi, dan Masyarakat

Dalam pemanfaatan pesawat pesawat sinar-X gigi intraoral *handheld* perlu diperhatikan aspek keselamatan terhadap pasien, pekerja radiasi, dan masyarakat.

2.2.1. Keselamatan Pasien

Dosis radiasi yang diterima pasien agar diusahakan sekecil mungkin dengan tetap menghasilkan kualitas citra yang baik, sehingga tidak terjadi pengulangan penyinaran pada pasien. Untuk keselamatan pasien, dosis radiasi yang diterima sesuai dengan tingkat panduan paparan medik.

2.2.2. Keselamatan bagi Pekerja Radiasi

Untuk keselamatan pekerja radiasi selain diperlukan peralatan protektif radiasi bagi pekerja radiasi, sistem *handheld* harus dilengkapi dengan pelindung radiasi bocor dan radiasi hambur atau memiliki sistem pertahanan berlapis yang melekat (inheren) pada peralatannya untuk meminimalkan paparan radiasi pada personil yang mengoperasikan. Di samping itu pesawat sinar-X harus dilengkapi dengan sistem interlok (*lock/unlock*), dengan demikian pesawat tidak dapat digunakan jika baterai lemah, dan apabila dalam 3 (tiga) menit tidak digunakan maka pesawat secara otomatis akan mati (*automatic shutdown*) [1]. Untuk keselamatan pekerja radiasi, NBD yang diterima pekerja radiasi tidak melebihi 20 mSv/tahun.

2.2.3. Keselamatan masyarakat

Laju paparan radiasi yang mungkin diterima masyarakat tidak melebihi 1 mSv/tahun sesuai dengan NBD masyarakat.

Di samping itu untuk memastikan terlaksananya Program Jaminan Mutu radiologi diagnostik perlu dilakukan:

1. Uji Penerimaan (*Acceptance Test*) yang dilakukan pada pesawat yang baru dipasang untuk verifikasi terhadap spesifikasi teknis dan untuk menetapkan batasan kinerja alat. Uji penerimaan ini dapat digunakan sebagai baseline kinerja pesawat yang selanjutnya dapat dipakai untuk pembandingan hasil uji kesesuaian, perawatan dan perbaikan pesawat, sehingga konsistensi kinerja pesawat dapat terpelihara.
2. Uji Kesesuaian yang dilakukan secara periodik pada pesawat sinar-X yang sudah digunakan untuk pelayanan. Berdasarkan Perka BAPETEN 9/2011 tentang Uji Kesesuaian Pesawat Sinar-X Radiologi Diagnostik dan Intervensial, untuk kedokteran gigi dilakukan secara periodik 4 tahun sekali.

Beberapa pertimbangan mengenai penggunaan pesawat diagnostik adalah :

1. Secara normal, tabung sinar-X tidak boleh dipegang oleh tangan operator.
2. Operator berada pada jarak 2 m dari tabung sinar-X, dan lebih disarankan operator berada di balik tabung pelindung.

3. METODOLOGI

Metodologi yang digunakan dalam penulisan makalah adalah hasil studi literatur dan pengambilan data lapangan yaitu dari hasil presentasi, diskusi dengan salah satu instansi dan pengukuran paparan radiasi pada pesawat sinar-X gigi *handheld* merek tertentu serta pencarian data tambahan melalui internet.

3.1. HASIL DAN PEMBAHASAN

Untuk menilai pemenuhan terhadap persyaratan teknis, sistem proteksi dan keselamatan radiasi yang memadai pada pesawat sinar-X gigi sebagaimana yang tercantum dalam Perka BAPETEN 15/2014, digunakan contoh pesawat sinar-X gigi *handheld* merek

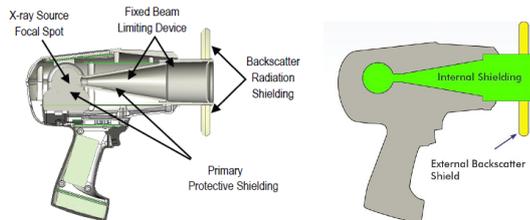
tertentu. Adapun spesifikasi teknis pesawat tersebut menggunakan sumber tegangan baterai (DC) yang dapat diisi ulang (*rechargeable batteries*) [1] dapat dilihat pada **Tabel 1** dan ilustrasi bentuk dan geometrinya dapat dilihat pada **Gambar 1** dan Gambar 2.

Tabel 1: Spesifikasi teknis pesawat sinar-x gigi *handheld* merek tertentu [1]

Parameter	Nilai
Tegangan Nominal	60 kV HF DC
Generator rating	2,5 mA ($\pm 10\%$) @ 60 kV ($\pm 10\%$)
Rentang waktu penyinaran	0,01 – 1,00 detik
Parameter pengukuran radiasi bocor	60 kV, 2,5 mA, 1 detik
Kerma udara maks. pada pegangan & panel kontrol	< 0,02 mGy dalam 1 jam
Ukuran fokal spot	0, 4 mm
Filtrasi inheren minimum	> 1,5 mmAl
Jarak fokus – kulit minimum (fokus – <i>cap cone</i>)	20 cm
Ukuran berkas sinar-X (diameter konus)	6 cm
Siklus kerja minimum	1 : 60
Berat total	2,5 kg



Gambar 1: Bentuk dan geometri merek tertentu dari waktu ke waktu [1]



Gambar 2: Ilustrasi geometri penahan radiasi pada merek tertentu [1]

Sistem keselamatan yang terdapat pada pesawat sinar-X gigi *handheld* merek tertentu adalah [1]:

- sumber tegangan tinggi merupakan unit DC dengan frekuensi tinggi, yang dapat mengurangi dosis ke pasien.
- bentuk dan sistem pelindung tabung sinar-X dibuat dari bahan campuran logam berat untuk memberikan proteksi yang setara Pb atau menjadi lebih baik dibanding Pb.
- berkas sinar-X dari filter permanen ke ujung kolimasi (seluruh konus) dibatasi dan dilapisi dengan Pb, sehingga radiasi hambur dari pasien yang biasanya menembus konus tidak terjadi karena diserap oleh Pb.
- ujung konus diberi tambahan pelindung radiasi hambur terbuat dari akrilik yang ekuivalen dengan 0,5 mm Pb. Disain ini dapat menambah perlindungan ke operator dari radiasi hambur pasien yang berasal dari kulit dan gigi pasien.
- kondisi tegangan dan kuat arus operasi tetap sebesar 60 kV - 2,5 mA. Waktu penyinaran dapat dipilih antara 0,01 – 1,00 detik.

Berdasarkan Perka BAPETEN 15/2014 [3] bahwa persyaratan teknis umum dan khusus pesawat sinar-X gigi intra-oral adalah:

1. persentase ripel tegangan keluaran generator tidak boleh lebih dari 25% untuk jenis generator paling kurang 3 fase.
2. terdapat panel kendali dengan indikator kondisi penyinaran, tombol penyinaran, indikator suara dan indikator visual, dan kabel untuk penyinaran paling kurang 3 meter dari posisi terdekat tabung sinar-X.
3. batas nilai radiasi bocor tidak boleh lebih dari 0,25 mGy dalam 1 jam pada jarak 1 meter dari posisi fokus;
4. diameter konus paling besar 60 mm (6 cm);
5. jarak minimum dari fokus ke kulit pasien (panjang konus) pada 60 kV adalah 10 cm;
6. filtrasi minimum pada tegangan 60 kV ($50 \text{ kV} \leq V \leq 70 \text{ kV}$) adalah 1,5 mmAl.

Ditinjau dari aspek kepatuhan spesifikasi teknis pesawat tersebut terhadap Perka BAPETEN 15/2014 adalah sebagai berikut [1]:

1. memiliki potensial *High Frequency* (HF) dari sistem *Direct Current* (DC) sehingga ripel yang muncul pada generator adalah sangat rendah atau bahkan tidak ada.
2. tersedia panel kendali dengan indikator kondisi penyinaran, tombol penyinaran, dan indikator suara dan indikator visual.
3. kabel untuk penyinaran paling kurang 3 meter dari posisi terdekat tabung sinar-X tidak tersedia, karena bentuk pesawat sinar-X adalah *handheld*. Pada sistem *handheld*, kabel panjang tidak dibutuhkan, sehingga sistem proteksi radiasi untuk personal yang mengoperasikan harus tersedia secara inheren di alat tersebut.
4. hasil penelitian oleh Clark Turner, dkk [1] menunjukkan bahwa pada jarak 1 meter dari fokus tidak terdeteksi adanya radiasi bocor. Radiasi bocor maksimum terdeteksi pada jarak 5 cm dari sisi luar alat sebesar 2,88 mR/jam ($28,8 \mu\text{Gy}/\text{jam}$) dan nempel pada alat sebesar 3,60 mR/jam ($36,0 \mu\text{Gy}/\text{jam}$). Sedangkan nilai radiasi bocor tidak lebih dari 0,02 mGy/jam pada pegangan tangan dan panel control. Nilai-nilai tersebut masih jauh di bawah batas radiasi bocor yang dipersyaratkan.
5. diameter konus, jarak minimum fokus ke kulit pasien, dan filtrasi minimum memenuhi persyaratan.

Dari tinjauan tersebut dapat diketahui bahwa spesifikasi teknis pesawat sinar-X gigi *handheld* merek tertentu memenuhi persyaratan teknis sesuai peraturan yang berlaku.

Di samping itu kontribusi radiasi hambur, sesuai dengan data manual pabrikan [1], diperoleh nilai 0,3 mSv/tahun untuk dosis seluruh tubuh dan 0,43 mSv/tahun untuk dosis ekuivalen tangan dan ekstremitas yang diterima oleh pekerja radiasi. Nilai tersebut dinormalisasi dari asumsi 7200 penyinaran/tahun dengan waktu penyinaran 0,5 detik menggunakan film D-Speed.

Pada tanggal 20 April 2015 [1], dilakukan pengukuran paparan radiasi pada pesawat sinar-X gigi intraoral merek tertentu dan diperoleh nilai laju paparan radiasi di balik pelindung hamburan balik sebesar $11,1 \mu\text{Sv}/\text{jam}$, pada daerah mata operator sebesar $5,36 \mu\text{Sv}/\text{jam}$, dan pada tangan operator sebesar $9,67 \mu\text{Sv}/\text{jam}$. Kondisi penyinaran yang digunakan adalah tipikal untuk penggunaan sensor (CR/DR) yaitu 60 kV, 2,5 mA dan 0,17 detik. Sesuai dengan hasil pengukuran laju paparan radiasi tersebut dapat diperoleh informasi penting yaitu potensi besarnya dosis yang diterima oleh bagian kepala dari operator terutama dosis lensa mata.

Jika nilai laju paparan yang di terima oleh lensa mata sebesar $5,36 \mu\text{Sv}/\text{jam}$ per penyinaran dan asumsi dalam satu tahun terjadi 7200 penyinaran maka potensi besarnya dosis yang diterima oleh lensa mata adalah 38,6 mSv. Nilai tersebut melebihi Nilai Batas Dosis (NBD) yang diperbolehkan untuk lensa mata bagi pekerja radiasi [1].

Data hasil pengukuran laju paparan tersebut memiliki kesesuaian yang baik dengan data pengukuran yang dilakukan oleh pabrikan

yang besarnya 11–20 $\mu\text{Gy}/\text{jam}$ pada daerah sekitar kepala operator pada ketinggian 50–70 cm di atas pesawat. Kondisi pengukuran yang dilakukan adalah 60 kV, 2,5 mA dan 1 detik [1].

Meskipun pesawat sinar-X tersebut telah dilengkapi dengan penahan radiasi eksternal untuk penghalang radiasi hambur balik yang terpasang tetap, namun posisinya masih dapat dipindahkan mendekati atau menjauh dari penutup konus (*cap cone*) [1]. Hal tersebut dapat memberikan ketidakpastian ALARA atau tidak dapat memberikan jaminan proteksi ke bagian kepala personil yang mengoperasikan. Pada saat posisi penghalang radiasi hambur digeser ke arah mendekati *cap cone*, bagian kepala operator dapat terproteksi dari radiasi hambur. Namun jika posisinya digeser menjauh dari *cap cone* maka posisi kepala tidak terproteksi dari radiasi hambur.

Sesuai dengan hal tersebut di atas maka untuk memberikan jaminan proteksi dan keselamatan radiasi terhadap pekerja dan pasien dari adanya pemeriksaan yang tidak perlu sehingga dapat mencegah paparan radiasi yang tidak diperlukan (*unintended exposure*), maka sangat direkomendasikan dilakukan pembatasan beban kerja, penggunaan peralatan protektif radiasi yaitu kaca mata yang ekuivalen dengan ketebalan Pb tertentu, dan peralatan pemantau dosis lensa mata untuk personil yang mengoperasikan pesawat. Hal ini sesuai dengan standar internasional bahwa penggunaan peralatan pemantau dosis lensa mata diwajibkan jika personil berpotensi dalam satu tahun menerima dosis melebihi 5 mSv [1].

Pembatasan beban kerja sangat diperlukan, paling tidak dimulai dengan nilai pembatas dosis yaitu 1/2 NBD sebagaimana mendesain ruang radiasi pada Perka BAPETEN 8/2011 [1]. Untuk mencapai nilai 1/2 NBD lensa mata pada kasus di atas adalah beban kerjanya harus maksimal 1 pasien per jam sehingga dalam satu tahun ada 2000 pasien/penyinaran. Penggunaan pembatas dosis selanjutnya dapat direviu sesuai dengan hasil pemantauan dosis lensa mata secara rutin [1].

Selanjutnya terkait dengan sumber daya peralatan yang akan digunakan, sangat direkomendasikan pada pembelian peralatan pesawat sinar-X NOMAD Pro 2 harus satu paket dengan [1]:

1. sistem pencitraan yang digunakan yaitu jika pakai film maka minimal dengan jenis D-Speed ataupun dapat pakai sensor (CR/DR).
2. jaminan kendali mutu rutin atau program perawatan dan perbaikan dari vendor dan pembeli/ pemegang izin (semacam kontrak service rutin, kalibrasi dan jaminan purna jual setelah pembelian).
3. jaminan keberadaan, kepemilikan, dan penggunaan pesawat hand-held ini dari pembeli/pemegang izin dan vendor.

4. KESIMPULAN DAN REKOMENDASI

Dalam mengambil keputusan apakah penggunaan pesawat sinar-X gigi intraoral *handheld* dapat dijustifikasi, BAPETEN perlu meninjau ulang Perka BAPETEN 8/2011 mengenai pelarangan

penggunaan pesawat sinar-X tersebut dengan tetap memperhatikan beberapa ketentuan sebagai berikut:

1. pesawat sinar-X sistem *handheld* harus memenuhi persyaratan teknis dan sistem proteksi dan keselamatan radiasi yang memadai sebagaimana yang tercantum dalam Perka BAPETEN 15/2014.
2. personil yang mengoperasikan harus memperoleh pelatihan yang memadai.
3. pembatasan beban kerja;
4. penggunaan peralatan protektif radiasi berupa apron, pelindung tiroid, dan kaca mata dengan kesetaraan Pb;
5. penggunaan 2 (dua) personal dosimeter untuk seluruh tubuh dan lensa mata bagi personil yang mengoperasikan. dan sebagai tambahan dapat menggunakan dosimeter cincin untuk memantau dosis kulit dan tangan.
6. sistem *handheld* harus dilengkapi dengan pelindung radiasi bocor dan radiasi hambur yang melekat (*inherent*) pada pesawat dan sistem interlock.
7. pengadaan pesawat sinar-X harus satu paket dengan sistem pencitraan yang digunakan, jaminan kendali mutu rutin atau program perawatan dan perbaikan dari vendor dan pembeli/ pemegang izin serta jaminan keberadaan, kepemilikan, dan penggunaan pesawat *handheld* dari pembeli/pemegang izin dan vendor.
8. pemegang izin harus melaporkan secara rutin tiap 6 bulan sekali mengenai hasil pemantauan dosis yang diterima oleh personil yang mengoperasikan pesawat.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif (P2STPFRZR), (2015); "*Kajian Justifikasi Pesawat Sinar-X Gigi Hand-Held Nomad Pro 2 dari Aspek Keselamatan Radiasi dan Regulasi*"; Jakarta, Mei 2015.
- [2] Badan Pengawas Tenaga Nuklir, (2011); "*Peraturan Kepala BAPETEN No. 8 Tahun 2011 tentang Keselamatan Radiasi dalam Penggunaan Pesawat Sinar-X Radiologi Diagnostik dan Intervensional*"; Jakarta.
- [3] Badan Pengawas Tenaga Nuklir, (2014); "*Peraturan Kepala (Perka) BAPETEN No. 15 Tahun 2014 tentang Keselamatan Radiasi dalam Produksi Pesawat Sinar-X Radiologi Diagnostik dan Intervensional*"; Jakarta.
- [4] Badan Pengawas Tenaga Nuklir, (2011); "*Peraturan Kepala (Perka) BAPETEN No. 9 Tahun 2011 tentang Uji Kesesuaian Pesawat Sinar-X Radiologi Diagnostik dan Intervensional*"; Jakarta.
- [5] Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif (P2STPFRZR), (2010); "*Kajian Keselamatan Portable Dental X-Ray untuk Pemeriksaan Gigi*"; Jakarta, 2010.

TANYA JAWAB

1. **Penanya:** *Togap Marpaung*

Pertanyaan:

Pesawat sinar x gigi dengan system hand-held merupakan teknologi baru dalam radiology kedokteran gigi yang belum diatur dalam regulasi :hal ini merupakan tantangan BAPETEN untuk memutuskan apakah pesawat sinar x tersebut dapat dijustifikasi digunakan di Indonesia ?dalam ppNo. 33/2007 justifikasi tih hanya dipertimbangkan aspek proteksi dan justifikasi teknologi baru

meminta pendapat pendapat justifikasi teknologi baru organisasi profesi (IKARGI) dan kementerian kesehatan untuk data dukung dalam mengambil Keputusan

Jawaban:

Keselamatan radiasi,tetapi telah hanya mempertimbangkan aspek proteksi dan perkembangan teknologi baru dan peningkatan pelayananpublic ,maka BAPETEN perlu melakukan



Seminar Keselamatan Nuklir 2015

Makalah Penyaji

Bidang Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif

Prosiding
Seminar
Keselamatan
Nuklir
2015

PENGARUH METODE KALIBRASI DOSIS TUNGGAL DAN INTERVAL TLD 100 LiF:Mg,Ti TERHADAP AUDIT DOSIMETRI RADIOTERAPI

Mukhlisin^{1,4}, Ahmad Maulana^{2,4}, Andreas^{3,4}, dan Supriyanto Ardjo Pawiro⁴

¹Direktorat Perizinan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif - BAPETEN, Jakarta

²Direktorat Inspeksi Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif - BAPETEN, Jakarta

³Instalasi Radioterapi - RS. Siloam Hospitals Semanggi (MRCCC), Jakarta

⁴Departemen Fisika - Universitas Indonesia, Depok

r.mukhlisin@bapeten.go.id

ABSTRAK

PENGARUH METODE KALIBRASI DOSIS TUNGGAL DAN INTERVAL TLD 100 LiF:Mg,Ti TERHADAP AUDIT DOSIMETRI RADIOTERAPI. Perkembangan modalitas radioterapi yang mutakhir membutuhkan pengukuran dosimetri untuk memastikan bahwa dosis yang diberikan sesuai dengan dosis preskripsi. Audit dosimetri merupakan salah satu jaminan mutu pada proses radioterapi yang merupakan rekomendasi dari WHO, ICRP, IAEA, dan Badan Pengawas. TLD merupakan pilihan populer dalam pengukuran dosimetri radioterapi. Dibutuhkan kalibrasi TLD yang tepat untuk menjamin akurasi dosimetri. Kalibrasi TLD 100 LiF:Mg,Ti dilakukan dengan metode dosis tunggal dan dosis interval menggunakan pesawat Linear Accelerator (Linac) energi 6 MV dengan teknik Source Axis Distance (SAD) pada fantom air. Metode kalibrasi dosis tunggal menggunakan dosis sebesar 199,736 cGy, sedangkan metode kalibrasi dosis interval menggunakan rentang dosis dari 25,164 cGy sampai 349,932 cGy. Hasil kalibrasi TLD metode dosis tunggal berupa faktor kalibrasi setiap individu TLD dan metode dosis interval berupa persamaan matematis. Hasil audit dosimetri pada kasus kanker paru-paru adalah dosis rata-rata yang diterima target tumor dengan menggunakan hasil kalibrasi metode dosis tunggal dan metode kalibrasi dosis interval pada teknik IMRT berturut-turut sebesar 204,033±1,834 cGy dan 201,097±2,347 cGy, sedangkan pada teknik VMAT berturut-turut sebesar 199,700±5,109 cGy dan 193,500±8,564 cGy. Adapun dosis rata-rata yang diterima OAR spinal cord pada teknik IMRT berturut-turut sebesar 32,412±1,786 cGy dan 33,048±1,055 cGy, sedangkan pada teknik VMAT berturut-turut sebesar 29,064±1,537 cGy dan 29,439±2,112 cGy. Deviasi dosis hasil pengukuran TLD untuk target tumor dan OAR spinal cord dengan menggunakan metode kalibrasi dosis tunggal dan dosis interval masih berada di bawah persentase deviasi yang diperbolehkan IAEA dan AAPM. Hal ini menunjukkan bahwa kedua metode kalibrasi TLD dosis tunggal dan dosis interval dapat digunakan sebagai metode kalibrasi TLD 100 LiF:Mg,Ti dalam audit dosimetri radioterapi.

Kata kunci: TLD 100 LiF:Mg,Ti, kalibrasi, dosis tunggal, dosis interval, audit dosimetri

ABSTRACT

EFFECT OF SINGLE DOSE AND INTERVAL DOSE CALIBRATION METHOD OF TLD 100 LiF: Mg,Ti ON RADIOTHERAPY DOSIMETRY AUDIT. Recent development of radiotherapy modality requires dosimetry measurement to ensure that given dose is according to prescription dose. Dosimetry audit is one of quality assurance in radiotherapy process that is recommended by WHO, ICRP, IAEA, and Regulatory Agencies. TLD is a popular preference in radiotherapy dosimetry measurement. It requires precise TLD calibration to guarantee dosimetry accuracy. Calibration of TLD 100 LiF:Mg,Ti was carried out with single dose and interval dose method by Linear Accelerator (Linac) energy 6 MV using Source Axis Distance (SAD) technique on water phantom. Single dose calibration method used dose at 199,736 cGy and interval dose calibration method used dose ranging from 25,164 cGy to 349,932 cGy. TLD calibration with single dose method was resulted in calibration factor for each TLD individually and interval dose method in mathematic equation. The results of dosimetry audit on lung cancer case showed that average dose received by tumor target using single dose and interval dose calibration method for IMRT treatment were 204,033±1,834 cGy and 201,097±2,347 cGy respectively, while for VMAT treatment were 199,700±5,109 cGy and 193,500±8,564 cGy respectively. Average dose received by OAR spinal cord for IMRT treatment were 32,412±1,786 cGy and 33,048±1,055 cGy respectively, and for VMAT treatment were 29,064±1,537 cGy and 29,439±2,112 cGy respectively. Deviation of TLD measurement dose for tumor target and OAR spinal cord using single dose and interval dose calibration method was below deviation percentage allowed by IAEA and AAPM. These results showed that both TLD calibration method of single dose and interval dose can be implemented as TLD 100 LiF:Mg,Ti calibration method in radiotherapy dosimetry audit.

Keywords: TLD 100 LiF:Mg,Ti, calibration, single dose, interval dose, dosimetry audit

1. PENDAHULUAN

Penggunaan TLD untuk dosimetri dalam radioterapi merupakan pilihan populer bagi fasilitas radioterapi karena memiliki karakteristik bentuknya kecil, dapat digunakan kembali dan sangat sensitif untuk dosis rendah dan merespon dengan baik untuk dosis besar. TLD LiF memiliki nomor atom efektif sekitar 8,3, yang hampir setara dengan jaringan tubuh yang memiliki nomor atom, $Z_{eff} : 7.3$ [1].

TLD fosfor yang paling banyak digunakan adalah TLD 100 LiF:Mg,Ti (Harshaw/ThermoElectron), yang terdiri atas 92,5% ^7LiF dan 7,5% ^6LiF [2]. TLD memiliki pengaruh yang kecil terhadap laju dosis, temperatur, dan energi dalam penggunaannya untuk radioterapi [3]. TLD sama seperti Dioda dan MOSFET yang memiliki dimensi yang kecil sehingga mempunyai resolusi yang bagus. Selain itu, sensitifitasnya sangat tinggi dan tidak diperlukan tegangan listrik dalam penggunaannya. Respon TLD linier

terhadap kisaran energi yang digunakan untuk radioterapi tetapi responnya menjadi supralinier pada daerah dosis tinggi.

Keluaran cahaya TLD 100 LiF:Mg,Ti memiliki hubungan yang linier terhadap dosis radiasi sampai 100 cGy, setelah melewati dosis tersebut keluaran cahaya TLD menjadi supralinier, seperti ditunjukkan pada **Gambar 1** [2].

Metode kalibrasi TLD dengan teknik dosis interval telah digunakan dalam penelitian Prasetyo et. al., (2009) pada rentang dosis 10 cGy - 400 cGy menggunakan radiasi Cobalt-60 [4]. Hal berbeda dengan dengan metode kalibrasi TLD dengan teknik dosis tunggal yang digunakan oleh Kron et. al., (2002) dengan dosis sebesar 200 cGy menggunakan sumber radiasi Linac [5]. Metode kalibrasi dosis tunggal juga direkomendasikan oleh IAEA (2013) pada prosedur dosimetri in vivo radioterapi dengan menggunakan dosis sebesar 100 cGy [2].

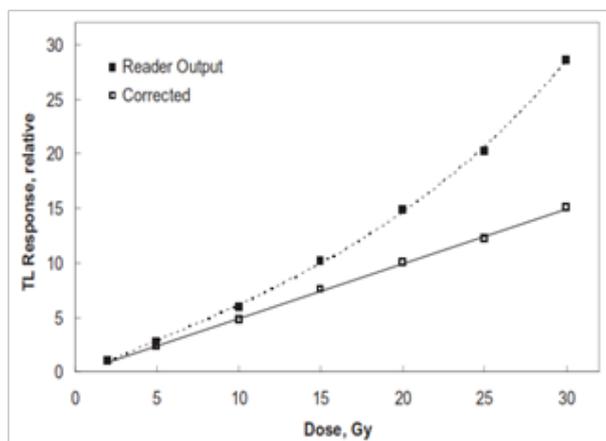
Verifikasi dosimetri merupakan salah satu parameter jaminan mutu pada proses radioterapi. Saat ini TLD 100 LiF:Mg,Ti merupakan detektor yang sering digunakan dalam pengukuran dosimetri radioterapi untuk mengetahui apakah dosis yang diterima oleh volume tumor sesuai dengan dosis preskripsi, sehingga dibutuhkan kalibrasi TLD yang tepat untuk menjamin akurasi dosimetri.

Penelitian ini akan melakukan analisis pengaruh metode kalibrasi dosis tunggal dan interval TLD 100 LiF:Mg,Ti microrod terhadap audit dosimetri radioterapi. Dari penelitian ini diharapkan dapat diketahui efektifitas metode kalibrasi TLD dan unjuk kerja TLD untuk tujuan audit dosimetri radioterapi.

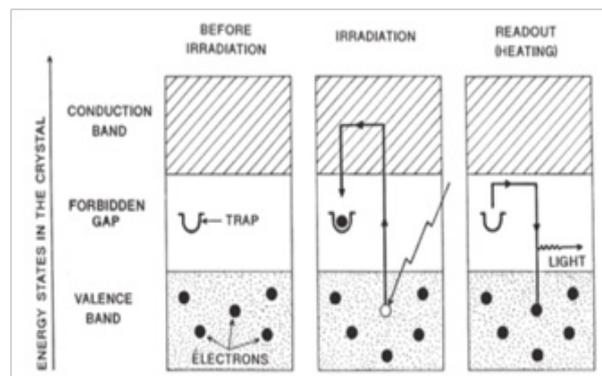
2. LANDASAN TEORI

Prinsip TLD didasarkan pada kemampuan dari ketidakmurnian kristal untuk menyerap dan menyimpan energi dari radiasi pengion dan ketika dilakukan pemanasan energi tersebut diemisikan kembali dalam bentuk cahaya tampak. Cahaya tampak yang diemisikan akan dideteksi oleh Photo Multiplier Tube (PMT).

Banyaknya cahaya yang diemisikan akan sebanding dengan dosis serap yang diterima oleh material TLD. Mekanisme yang terjadi pada material TLD dapat diilustrasikan dengan teori pita energi. Berdasarkan teori pita energi, material TLD terdiri dari pita valensi, pita konduksi, dan energi gap (energi pemisah). Pengotor yang disubstitusikan ke kristal akan menjadi trapping bagi elektron ketika berada pada energi gap. Saat material TLD diradiasi, elektron bebas dan hole akan dihasilkan pada pita valensi. Apabila elektron memperoleh cukup energi maka akan terjadi transisi dari pita valensi ke pita konduksi. Elektron akan bergerak bebas di pita konduksi selama selang waktu tertentu dan akhirnya akan kembali ke pita valensi.



Gambar 1: Grafik linieritas TLD LiF [2]



Gambar 2: Mekanisme luminesensi pada material TLD [6]

Proses pemanasan pada material TLD menyebabkan elektron-elektron yang berada pada keadaan energi metastabil memperoleh tambahan energi termal. Tambahan energi ini menyebabkan elektron-elektron pada keadaan trapping berpindah ke pita konduksi dan akhirnya kembali ke pita valensi. Ketika elektron pindah ke pita valensi terdapat tiga kemungkinan yang akan terjadi yakni: (1) Elektron akan kembali lagi ke keadaan trapping; (2) Elektron akan kembali ke pita valensi dan berekombinasi dengan hole secara radiatif atau nonradiatif; (3) atau elektron secara radiatif berekombinasi di pusat luminesensi hole activated. Fenomena pengemisan cahaya dari proses ke-3 disebut termoluminesensi, seperti ditunjukkan pada **Gambar 2** [6].

3. METODOLOGI

3.1. Penentuan Keluaran Berkas Foton

Keluaran berkas foton energi nominal 6 MV pada kedalaman referensi (z_{ref}) dan kedalaman maksimal (z_{max}) ditentukan dengan pengukuran ionisasi menggunakan detektor bilik ionisasi tipe farmer FC65-G dengan nomor seri 2311, memiliki volume aktif 0,65 cm³ dan faktor kalibrasi (ND,W) 4,841.107 Gy/C. Dosimeter tersebut telah terkalibrasi PTKMR BATAN dengan nomor sertifikat kalibrasi: LMR-N/KAL/V-14/20 tertanggal 2 Mei 2014. Pengukuran dilakukan di dalam fantom air IBA WP1D berukuran 40 × 40 × 40 cm³, Source Axis Distance (SAD) 100 cm, luas lapangan 10 × 10 cm², dan pada kedalaman (z) 10 cm.

Berkas foton energi nominal 6 MV untuk kedalaman z_{ref} ditentukan dengan Persamaan 1 [7].

$$D_{w,Q}(z_{ref}) = M_D \cdot N_{D,q,Ed} \cdot k_{D,Ed} \quad (1)$$

Dosis serap di dalam air (D_w,Q) dihitung dari pengukuran muatan (MQ) yang telah dikoreksi terhadap tekanan dan temperatur, kelembaban, polaritas, rekombinasi, kalibrasi elektrometer, dan bahan fantom. $k_{Q,Q0}$ adalah faktor koreksi perbedaan antara respon detektor ionisasi dalam kualitas berkas yang digunakan sebagai kalibrasi detektor (Co^{60}) terhadap kualitas berkas foton [7].

Dibutuhkan data Tissue Maximum Ratio (TMR) untuk menentukan keluaran berkas foton pada kedalaman maksimum (d_{max}). Penentuan dosis serap pada kedalaman maksimum dapat ditentukan dengan Persamaan 2.

$$D_{w,Q}(z_{max}) = \frac{100 \cdot D_{w,Q}(z_{ref})}{TMR(z_{ref})} \quad (2)$$

dengan $D_w,Q(z_{ref})$ adalah dosis serap pada kedalaman z_{ref} , dan TMR (z_{ref}) adalah nilai persentase untuk pengukuran di kedalaman (z) [7].

Deviasi keluaran berkas foton Linac merupakan perbandingan keluaran dosis maksimum referensi, $DW(Z_{max,ref})$ dan dosis

maksimum hasil pengukuran, DW(Zmax). Nilai toleransi deviasi maksimum adalah 2% [7, 8].

3.2. Kategorisasi TLD

Kategorisasi TLD dilakukan untuk mengurangi variasi respon bacaan dosimeter TLD selama eksperimen. Penyinaran terhadap 48 TLD 100 LiF:Mg;Ti microrod dengan ukuran $6 \times 1 \times 1 \text{ mm}^3$ ($p \times l \times t$) menggunakan energi foton terkalibrasi 6 MV, dosis 100 MU dengan teknik Source Axis Distance (SAD) 100 cm, laju dosis 400 MU/min, luas lapangan $10 \times 10 \text{ cm}^2$, dan kedalaman (z) 10 cm. Semua TLD berada dalam lapangan radiasi. TLD yang dipilih akan dikelompokkan berdasarkan kemiripan sensitivitasnya terhadap dosis radiasi yang diberikan. TLD dilakukan pembacaan setelah waktu 2×24 jam menggunakan TLD reader Harshaw model 3500 yang terintegrasi dengan perangkat lunak WinREMS. Temperatur awal untuk pembacaan TLD adalah 50°C dengan suhu maksimum sebesar 260°C . Laju kenaikan temperatur sebesar $10^\circ \text{C}/\text{sekon}$.

Pengelompokkan TLD dengan prosedur uji menggunakan nilai rata-rata dan standar deviasi keseluruhan bacaan TLD yang telah diradiasi. Dosimeter TLD yang dapat digunakan adalah TLD yang memiliki sensitivitas dalam rentang $\pm 3\%$, sehingga akan didapatkan beberapa kelompok TLD yang memiliki sensitivitas dalam rentang $\pm 3\%$ terhadap rata-rata bacaan TLD setiap kelompoknya [2].

3.3. Kalibrasi TLD

Kalibrasi TLD dilakukan untuk mendapatkan hubungan antara nilai dosis dan nilai bacaan TLD. TLD dilakukan proses annealing sebelum dipapar radiasi. Proses annealing dilakukan pada suhu 400°C selama 1 jam dan suhu 100°C selama 2 jam. Kalibrasi TLD dilakukan dengan menggunakan fantom air IBA WPID. TLD diletakkan pada kedalaman 10 cm dengan luas lapangan penyinaran $10 \times 10 \text{ cm}^2$, SAD 100 cm dan dilakukan penyinaran pada energi foton 6 MV seperti ditunjukkan pada Gambar 3 dengan dosis seperti tertera pada Tabel 1.

Hasil bacaan TLD dibandingkan dengan dosis yang terukur oleh detektor ionisasi chamber FC65-G pada kondisi referensi yang sama, sehingga akan dihasilkan faktor kalibrasi untuk metode dosis tunggal dan persamaan matematis (kurva kalibrasi) untuk metode dosis interval.

3.4. Audit Dosimetri Radioterapi

Audit dosimetri dilakukan dengan melakukan penyinaran pada fantom toraks in-house menggunakan teknik *Intensity Modulated Radiotherapy (IMRT) 7 field* dan *Volumetric Modulated Arc Therapy (VMAT) partial double arc* dengan meletakkan detektor TLD 100 LiF:Mg;Ti pada titik tengah target tumor dan organ kritis spine (spinal cord) secara sagital dan coronal. Dosis preskripsi yang diberikan sebesar 200 cGy per fraksi. Fantom toraks memiliki karakteristik seperti tertera pada Tabel 2.

Tabel 1: Nilai dosis kalibrasi TLD

Metode kalibrasi	MU	Dosis (cGy)
Dosis tunggal	254	199,736
Dosis interval	32	25,164
	64	50,327
	127	99,868
	191	150,196
	254	199,736
	318	250,064
	381	299,605
	445	349,932

Tabel 2: Nilai densitas dan CT number (HU) fantom toraks in-house

Material	Organ	Densitas (gr/cm^3)	CT Number
PMMA	Jaringan	1,103	117
PMMA	Tumor	1,103	103
Teflon	Tulang	1,883	916
Gabus	Paru-paru	0,217	-793
Alas	Polyethylene	0,977	-76

Tabel 3: Keluaran berkas foton 6 MV

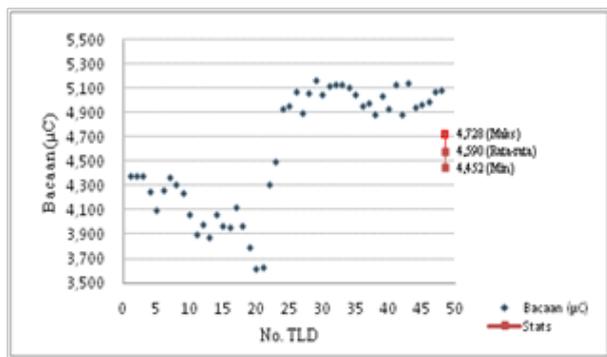
Mq (nC)	Keluaran pd zref (cGy)	Keluaran pd zmax (cGy)	MU	Dev
0,168	0,786	1,048	100	1,76%



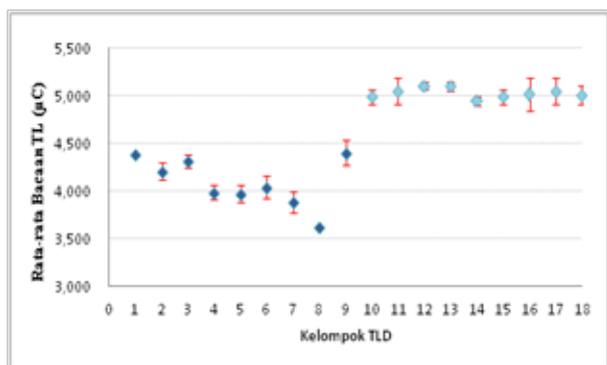
Gambar 3: Teknik kalibrasi TLD



Gambar 4: Teknik penyinaran fantom toraks in-house



Gambar 5: Penyebaran tanggapan 48 TLD terhadap radiasi gamma 78,636 cGy



Gambar 6: Grafik hasil kategorisasi TLD

4. HASIL DAN PEMBAHASAN

4.1. Keluaran Berkas Foton

Nilai keluaran berkas foton Linac energi 6 MV pada kedalaman referensi 10 cm (zref) dan kedalaman maksimum 1,5 cm (zmax) ditunjukkan pada Tabel 3. Tabel 3 menunjukkan nilai deviasi kalibrasi keluaran berkas foton energi 6 MV Hal ini menunjukkan bahwa deviasi keluaran berkas foton masih berada pada toleransi batas yang telah ditetapkan oleh IAEA TRS 398 [7] [8].

4.2. Kategorisasi TLD

Nilai rata-rata respon bacaan TLD terukur adalah sebesar 4,590 ± 0,138 µC untuk keseluruhan TLD yang berjumlah 48 TLD. Hasil seleksi dengan kriteria keberterimaan ±3% dari nilai rata-rata hasil bacaan TLD yang memenuhi kriteria diperoleh hanya 1 TLD, seperti ditunjukkan pada Gambar 5. Sehubungan dengan rendahnya jumlah TLD yang memenuhi kriteria keberterimaan, maka dilakukan kategorisasi setiap 3 TLD. Nilai rata-rata respon bacaan TLD untuk ditunjukkan pada Gambar 6.

Berdasarkan Gambar 6, nilai rata-rata respon bacaan TLD untuk kelompok 1 (1-8) berkisar antara 3,626 ± 0,001 µC s.d 4,405 ± 0,130 µC, sedangkan bacaan TLD untuk kelompok 2 (9 - 18) berkisar antara 4,948 ± 0,046 µC s.d 5,106 ± 0,041 µC. Kedua kelompok tersebut menunjukkan respon yang berbeda, walaupun dalam batch yang sama. Artinya kelompok ke-2 lebih sensitif terhadap foton radiasi gamma jika dibandingkan dengan kelompok ke-1, hal ini ditunjukkan bahwa nilai cacahannya lebih tinggi dibandingkan dengan kelompok ke-1. Hasil bacaan respon TLD akan mempengaruhi Faktor Kalibrasi (FK) setiap TLD. Nilai respon bacaan TL terhadap 18 kelompok tersebut telah memenuhi kriteria keberterimaan ±3% dari nilai rata-rata hasil bacaan TLD.

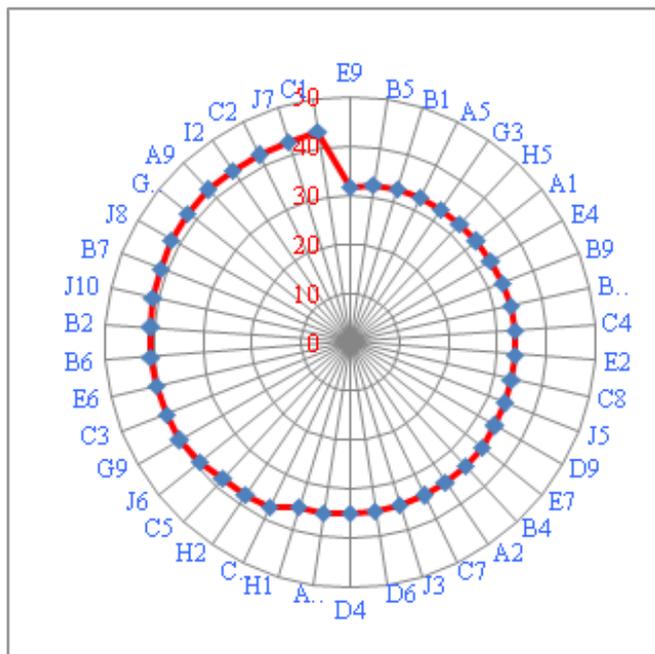
4.3. Kalibrasi TLD

Hasil kalibrasi TLD 100 LiF:Mg,Ti menggunakan metode dosis tunggal pada energi foton 6 MV dengan dosis sebesar 199,736 cGy akan diperoleh faktor kalibrasi TLD sejumlah 42 TLD (6 TLD digunakan sebagai TLD cacah latar) yaitu berada dalam rentang 31,676 (cGy/µC) - 43,405 (cGy/µC) seperti ditunjukkan pada Gambar 7.

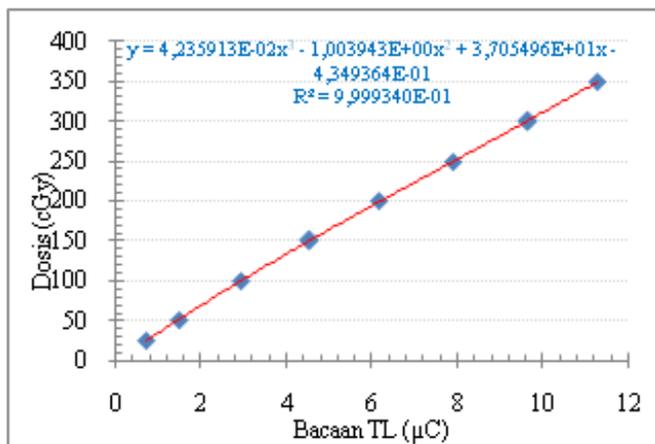
Hasil kalibrasi TLD menggunakan metode dosis interval pada energi foton 6 MV dengan dosis interval seperti tersebut dalam Tabel 1 diperoleh kurva kalibrasi hubungan antara nilai dosis (cGy) dan bacaan TLD (µC) seperti ditunjukkan pada Gambar 8, sehingga akan diperoleh Persamaan dosis:

$y = 4,235913 \cdot 10^{-2} x^3 - 1,003943 \cdot x^2 + 3,705496 \cdot 101 \cdot x - 4,349364 \cdot 10^{-1}$ dengan variabel y adalah nilai dosis (cGy) dan variabel x adalah bacaan TLD (µC).

Berdasarkan Gambar 8 dapat dilihat bahwa peningkatan nilai dosis akan meningkatkan nilai bacaan TLD. Hubungan nilai dosis dan bacaan TLD menunjukkan hubungan yang sangat linier dengan nilai $R^2 = 9,999340 \times 10^{-1}$.



Gambar 7: Grafik faktor kalibrasi TLD



Gambar 8: Grafik kurva kalibrasi TLD

Tabel 4: Hasil evaluasi nilai dosis pada persamaan matematis kurva kalibrasi

Dosis yang diberikan (cGy)	Dosis hasil perhitungan (cGy)	Deviasi (%)
25,164	24,243	3,80
50,327	51,743	2,74
99,868	99,388	0,48
150,196	150,714	0,34
199,736	198,995	0,37
250,064	249,479	0,23
299,605	300,953	0,45
349,932	349,378	0,16

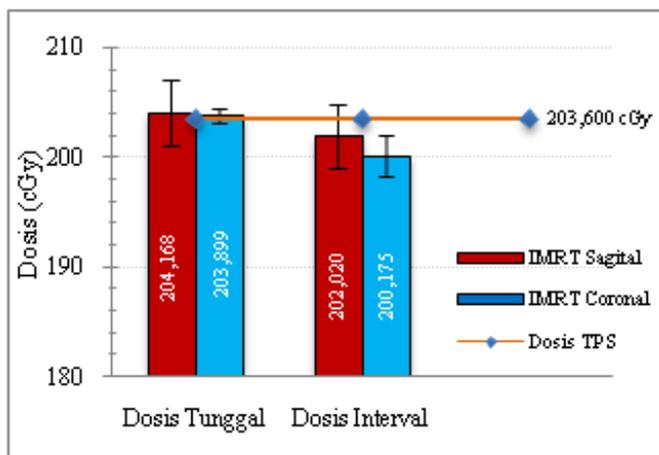
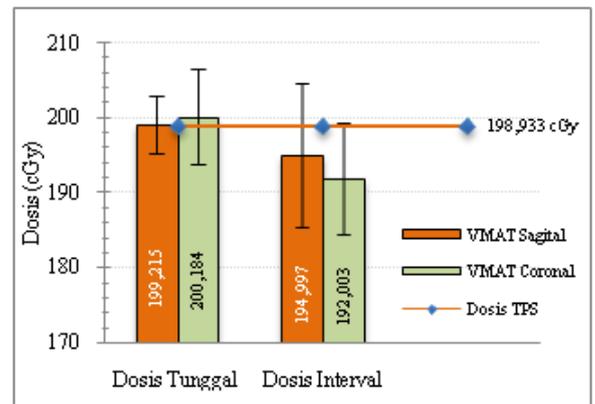
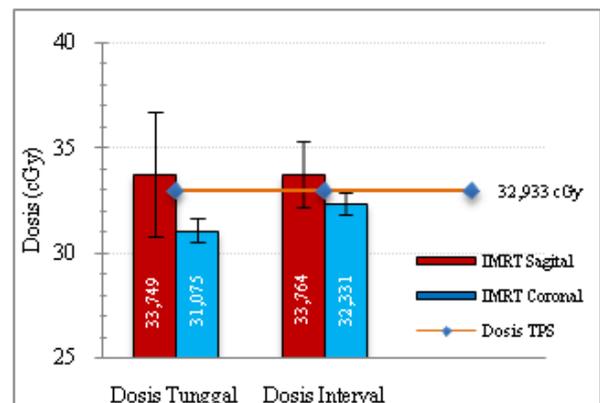
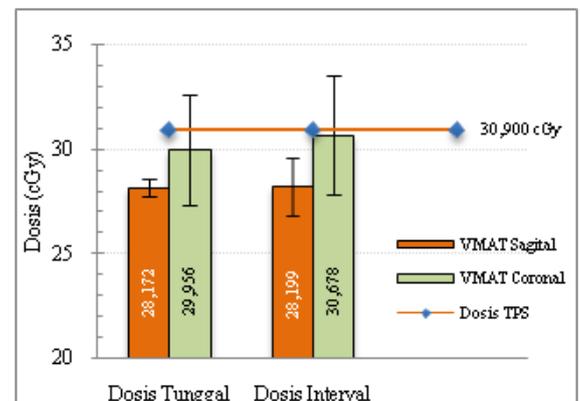
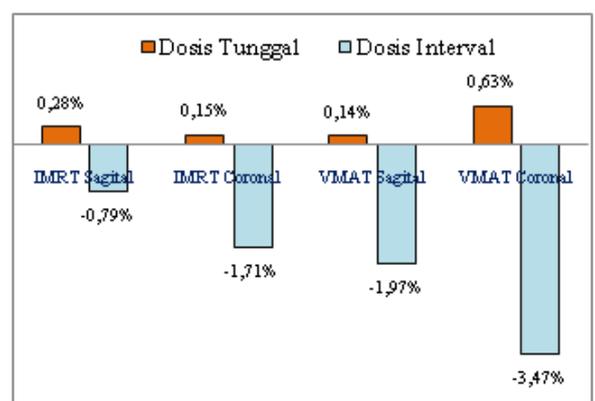
Tabel 5: Nilai dosis perhitungan TPS pada target tumor (TV) dan OAR spinal cord

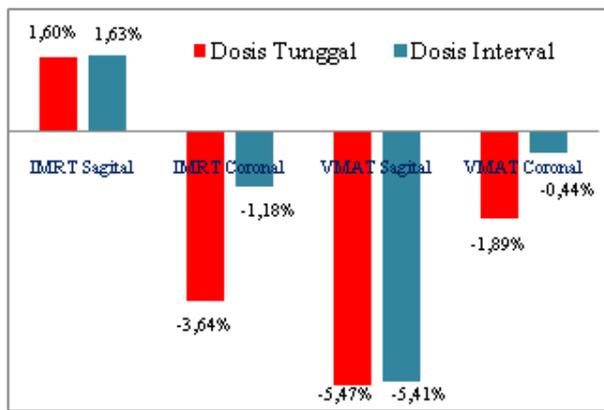
	Nilai Dosis Preskripsi (cGy)	Nilai Dosis TPS (cGy)	
		IMRT	VMAT
TV	200	203,600	198,933
OAR	51	32,933	30,900

Hasil evaluasi nilai dosis terhadap nilai bacaan TLD pada persamaan matematis kurva kalibrasi TLD diperoleh ditunjukkan pada **Tabel 4**. Berdasarkan **Tabel 4** diperoleh rata-rata deviasi sebesar 1,07%, nilai deviasi tersebut masih di bawah nilai toleransi deviasi TLD yang diizinkan yaitu pada rentang 1% - 3% [2].

4.4. Audit Dosimetri Radioterapi

Hasil perhitungan dosis TPS pada titik tengah target tumor (PTV) dan OAR spinal cord dengan teknik IMRT dan VMAT ditunjukkan pada **Tabel 5**. Hasil pengukuran dosimetri menggunakan hasil kalibrasi metode dosis tunggal dan dosis interval dengan teknik IMRT dan VMAT pada target tumor masing-masing ditunjukkan pada **Gambar 9** dan **Gambar 10**, sedangkan pada OAR spinal cord masing-masing ditunjukkan pada **Gambar 11** dan **Gambar 12**. Persentase deviasi dosis target tumor antara hasil perhitungan TPS dan pengukuran TLD pada teknik IMRT dan VMAT ditunjukkan pada **Gambar 13**, sedangkan persentase deviasi dosis OAR spinal cord ditunjukkan pada **Gambar 14**.

**Gambar 9:** Nilai dosis rata-rata pada target tumor dengan teknik IMRT**Gambar 10:** Nilai dosis rata-rata pada target tumor dengan teknik VMAT**Gambar 11:** Nilai dosis rata-rata pada OAR spinal cord dengan teknik IMRT**Gambar 12:** Nilai dosis rata-rata pada OAR spinal cord dengan teknik VMAT**Gambar 13:** Persentase deviasi dosis pada target tumor antara hasil perhitungan TPS dan hasil pengukuran TLD



Gambar 14: Persentase deviasi dosis pada OAR spinal cord antara hasil perhitungan TPS dan hasil pengukuran TLD

Berdasarkan **Gambar 9** dan **Gambar 10** terlihat bahwa dosis yang diterima target tumor paru-paru dengan menggunakan hasil kalibrasi metode dosis tunggal adalah relatif lebih tinggi dosisnya dibandingkan dengan menggunakan metode dosis interval. Hal berbeda untuk dosis yang diterima OAR spinal cord seperti ditunjukkan pada **Gambar 11** dan **Gambar 12** yang memperlihatkan bahwa dengan menggunakan hasil kalibrasi metode dosis tunggal dosis yang diterima OAR spinal cord relatif lebih rendah dibandingkan dengan menggunakan metode dosis interval.

Persentase deviasi dosis target tumor antara hasil perhitungan TPS dan hasil pengukuran TLD pada teknik IMRT dan teknik VMAT dengan menggunakan metode dosis tunggal berturut-turut 0,15% sampai 0,28% dan 0,14% sampai 0,63%, sedangkan dengan menggunakan metode dosis interval berturut-turut -1,71% sampai -0,79% dan -3,47% sampai -1,97%. Persentase deviasi dosis OAR spinal cord pada teknik IMRT dan teknik VMAT dengan menggunakan metode dosis tunggal berturut-turut -3,64% sampai 1,60% dan -5,47% sampai -1,89%, sedangkan dengan menggunakan metode dosis interval berturut-turut -1,18% sampai 1,63% dan -5,41% sampai -0,44%.

Persentase deviasi dosis pada target tumor dengan menggunakan metode dosis tunggal semuanya bernilai positif yang artinya bahwa dosis yang diterima target tumor hasil pengukuran TLD lebih besar dibandingkan dengan hasil perhitungan TPS seperti ditunjukkan pada **Gambar 13**, sedangkan persentase deviasi dosis pada OAR spinal cord baik dengan metode dosis tunggal maupun dosis interval rata-rata bernilai negatif yang artinya bahwa dosis yang diterima OAR spinal cord hasil pengukuran TLD lebih kecil dibandingkan dengan hasil perhitungan TPS seperti ditunjukkan pada **Gambar 14**.

Pengukuran dosis target tumor dengan TLD (dosis preskripsi 200 cGy per fraksi) menunjukkan bahwa metode kalibrasi dosis interval mengalami penurunan dosis dibandingkan dengan metode dosis tunggal, akan tetapi untuk OAR spinal cord (dosis preskripsi 51 cGy per fraksi) menunjukkan bahwa antara metode kalibrasi dosis tunggal dan dosis interval hasilnya relatif hampir sama.

Persentase deviasi dosis pada target tumor dan organ risiko antara hasil perhitungan TPS dan hasil pengukuran TLD masih berada di bawah persentase deviasi yang diperbolehkan berdasarkan rekomendasi ICRU -5% sampai +7% dan AAPM $\pm 5\%$ dari dosis yang direncanakan TPS [8].

Penulis berpendapat bahwa pengukuran dosis dengan TLD pada orde dosis 200 cGy per fraksi belum tampak pengaruh dari efek linieritas kurva TLD, hal ini tampak pada grafik hubungan antara keluaran cahaya TLD dan dosis seperti ditunjukkan **Gambar 1** bahwa pada orde dosis 200 cGy grafiknya masih mendekati linier.

Hasil penelitian menunjukkan bahwa belum tampak deviasi yang cukup signifikan pada pengukuran dosis dengan orde dosis 200 cGy. Apabila pengukuran TLD menggunakan orde dosis yang tinggi, misalnya pada teknik Stereotactic Body Radiation Therapy (SBRT) yang orde dosisnya bisa mencapai 6.000 cGy untuk 3 fraksi (2000 cGy per fraksi) [9], dimungkinkan efek linieritas hubungan antara keluaran cahaya TLD dan dosis akan cukup signifikan, sehingga perlu pemilihan metode kalibrasi yang tepat.

5. KESIMPULAN

Kesimpulan dari hasil penelitian adalah sebagai berikut:

1. Hasil kalibrasi TLD menggunakan metode dosis tunggal diperoleh faktor kalibrasi TLD berada dalam rentang 31,676 (cGy/ μ C) - 43,405 (cGy/ μ C);
2. Hasil kalibrasi TLD menggunakan metode dosis interval diperoleh kurva kalibrasi dengan persamaan matematis $y = 4,235913.10^{-2}.x^3 - 1,003943.x^2 + 3,705496.101.x - 4,349364.10^{-1}$;
3. Dosis rata-rata yang diterima target tumor hasil pengukuran TLD dengan menggunakan hasil kalibrasi metode dosis tunggal dan metode kalibrasi dosis interval pada teknik IMRT berturut-turut sebesar 204,033 \pm 1,834 cGy dan 201,097 \pm 2,347 cGy (dosis preskripsi 200 cGy), sedangkan yang diterima OAR spinal cord berturut-turut sebesar 32,412 \pm 1,786 cGy dan 33,048 \pm 1,055 cGy;
4. Dosis rata-rata yang diterima target tumor hasil pengukuran TLD dengan menggunakan hasil kalibrasi metode dosis tunggal dan metode kalibrasi dosis interval pada teknik VMAT berturut-turut sebesar 199,700 \pm 5,109 cGy dan 193,500 \pm 8,564 cGy (dosis preskripsi 200 cGy), sedangkan yang diterima OAR spinal cord berturut-turut sebesar 29,064 \pm 1,537 cGy dan 29,439 \pm 2,112 cGy;
5. Deviasi dosis hasil pengukuran TLD untuk target tumor dan OAR spinal cord dengan menggunakan metode kalibrasi dosis tunggal dan dosis interval perbedaannya relatif tidak signifikan, dan persentase deviasi dosis masih berada di bawah persentase deviasi yang diperbolehkan IAEA dan AAPM; dan
6. Kedua metode kalibrasi TLD dapat digunakan untuk sebagai metode kalibrasi dalam audit dosimetri radioterapi.

UCAPAN TERIMA KASIH

Terimakasih kami sampaikan kepada pihak Instalasi Radioterapi RS. Siloam Hospitals Semanggi (MRCCC) dan Laboratorium Fisika Medis, Departemen Fisika, Universitas Indonesia yang telah memberikan bantuan dalam banyak hal, sehingga makalah ini dapat diselesaikan.

Penelitian ini didanai oleh Hibah Pascasarjana Direktorat Riset dan Pengabdian Masyarakat, Universitas Indonesia Tahun 2015.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] **G. Shani**, (2000); *Radiation dosimetry instrumentation and methods*: CRC Press.
- [2] **IAEA**, (2013); "Development of procedures for in vivo Dosimetry In radiotherapy," IAEA Human Health Report No. 8.
- [3] **B. Mijnheer**, (2008); "State of the art of in vivo dosimetry," *Radiation protection dosimetry*, vol. 131, pp. 117-122.
- [4] **H. Prasetyo, D. Milvita, and S. Djarwani**, (2009); "TLD Correction Factor for Dose Delivery Verification on Gamma Radiation Cobalt-60 on Clinical Treatment," in *World Congress on Medical Physics and Biomedical Engineering, September 7-12, 2009, Munich, Germany*, pp. 366-369.
- [5] **T. Kron, C. Hamilton, M. Roff, and J. Denham**, (2002); "Dosimetric intercomparison for two Australasian clinical trials using an anthropomorphic phantom," *International Journal of Radiation Oncology* Biology* Physics*, vol. 52, pp. 566-579.

- [6] **J. Van Dam and G. Marinello**, (2006); *Methods for in vivo dosimetry in external radiotherapy: ESTRO*.
- [7] **IAEA**, (2000); "Absorbed dose determination in external beam radiotherapy: an international code of practice for dosimetry based on standards of absorbed dose to water, TRS-398, Vienna," *Absorbed dose determination in external beam radiotherapy: an international code of practice for dosimetry based on standards of absorbed dose to water, TRS-398, Vienna*.
- [8] **E. E. Klein, et al.**, (2009); "Task Group 142 report: Quality assurance of medical accelerators," *Medical physics*, vol. 36, pp. 4197-4212.
- [9] **T. Xia, H. Li, et al.**, (2006); "Promising clinical outcome of stereotactic body radiation therapy for patients with inoperable Stage I/II non-small-cell lung cancer," *International Journal of Radiation Oncology* Biology* Physics*, vol. 66, pp. 117-125.

TANYA JAWAB

1. **Penanya:** Nazaroh

Pertanyaan:

- a) tujuan kalibrasi dengan dosis tunggal & interval ?
- b) hasil pengukuran dengan kalibrasi dosis tunggal lebih kecil kenapa ?
- c) apakah ada kaitannya dengan terapi, tujuan dari kalibrasi tsb.

Jawaban:

- a) Metode kalibrasi dosis tunggal dan dosis internal bertujuan untuk mengetahui efek supralinierity. THD TLD-100 LiF:Mg,Ti, dimana apabila terjadi efek supralinierity

- maka akan pengukuran THD akurasi dosimetri dalam pengukuran dosis radioterapi. Efek supralinierity dapat menioaktifkan overestimate bacaan dosis TLD
- b) hasil pengukuran dosis pada target volume (tumor paru paru) menunjukkan bahwa dosis hasil pengukuran dengan metode kalibrasi dosis tunoralrelative lebih besar bila dibandingkan dengan metode kalibrasi interval. Deviasi sekitar 0,14% - -3,48% dimana perpentasederiasi masih berada dalam toleransi yang diizinkan I cav & AAPM.
 - c) dibutuhkan metode kalibrasi TLD yang tepat sehingga jaminan alokasi dosimetri tercapai, berdasarkan hasil penelitian bahwa metode kalibrasi dosis tunggal & interval dapat digunakan untuk kalibrasi TLD.



Seminar Keselamatan Nuklir 2015
Makalah Penyaji
Bidang Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif

Prosiding
Seminar
Keselamatan
Nuklir
2015

KAJIAN PERBANDINGAN PENGELOMPOKAN PEMANFAATAN BERDASARKAN DOKUMEN IAEA TECDOC 1067 DAN TECDOC 1525 DALAM RANGKA AMANDEMEN PERATURAN PEMERINTAH NOMOR 29 TAHUN 2008

Hermawan Puji Yuwana

Direktorat Pengaturan Pengawasan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif
h.puji@bapeten.go.id

ABSTRAK

KAJIAN PERBANDINGAN PENGELOMPOKAN PEMANFAATAN BERDASARKAN DOKUMEN IAEA TECDOC 1067 DAN TECDOC 1525 DALAM RANGKA AMANDEMEN PERATURAN PEMERINTAH NOMOR 29 TAHUN 2008. Sebagaimana diatur dalam Undang-undang No. 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran bahwa setiap pemanfaatan tenaga nuklir wajib memiliki izin. PP 29/2008 tentang Perizinan Pemanfaatan Sumber Radiasi Pengion dan Bahan Nuklir membagi kegiatan pemanfaatan menjadi 3 kelompok yaitu kelompok A, B dan C. BAPETEN sebagai badan pengawas menyadari akan perkembangan standar internasional terkait dengan perizinan pemanfaatan sumber radiasi. *International Atomic Energy Agency* (IAEA) mengeluarkan standar tentang perizinan pemanfaatan sumber radiasi terbaru yaitu TECDOC 1525 menggantikan TECDOC 1067. Pengelompokan pemanfaatan merupakan hal yang cukup penting dalam proses perizinan. Perlu dilihat dan dibandingkan rekomendasi dokumen IAEA TECDOC 1525 TECDOC 1067 berhubungan dengan pengelompokan pemanfaatan. Langkah selanjutnya adalah kesesuaian pengelompokan kegiatan pemanfaatan PP 29/2008 berdasarkan standar internasional yang telah diterbitkan oleh *International Atomic Energy Agency* (IAEA). Hasil kajian ini menyimpulkan bahwa TECDOC 1525 tidak menuliskan contoh pengelompokan kegiatan pemanfaatan seperti yang tercantum dalam TECDOC 1067. Sehingga pengelompokan pemanfaatan dapat mengacu pada TECDOC 1067, meskipun TECDOC 1067 telah diganti dengan TECDOC 1525 dan pengelompokan sesuai PP 29/2008 yang dimutakhirkan dengan pengkajian terkini. Kemungkinan pengkajian dilakukan dengan pendekatan diantaranya dari definisi istilah, kesesuaian antara resiko terhadap keselamatan radiasi dan keamanan sumber radioaktif dan implementasi PP 29/2008.

Kata kunci: perbandingan, pengelompokan, pemanfaatan, TECDOC, amandemen

ABSTRACT

COMPARATIVE ASSESSMENT ON GROUPING UTILIZATION BASED ON TECDOC 1067 AND TECDOC 1525 IN THE FRAMEWORK OF AMENDMENTS OF GOVERNMENT REGULATION NUMBER 29 YEAR 2008. As stipulated in Act No. 10 Year 1997 on Nuclear Energy that any utilization of nuclear energy shall be subjected for licensing. GR No. 29 Year 2008 on Licensing for Utilization of Ionizing Radiation and Nuclear Material are divide of utilization activities into 3 groups: group A, B and C. BAPETEN as regulatory bodies aware of the development of international standards related to the licensing for utilization of radiation sources. *International Atomic Energy Agency* issued the latest standard on licensing for utilization of radiation sources that TECDOC 1525 replaces TECDOC 1067. Grouping utilization is quite important on the licensing process. It needs to be viewed and compared to the standard document of TECDOC 1525 with TECDOC 1067 relating to the utilization grouping. The next step is suitability on grouping of utilization activities in accordance with GR No. 29 Year 2008 based on international standards that have been published by the *International Atomic Energy Agency*. The results of this assessment concluded that TECDOC 1525 does not write an example of such as grouping of utilization activities listed in the TECDOC 1067. So, grouping of utilization could refer to TECDOC 1067 although TECDOC 1067 has been substituted with TECDOC 1525 and grouping in accordance with GR No. 29 Year 2008 is updated with the latest assessment. The possibility of assessment can be done with such approaches in terms of the definition of the term, the compliance between the radiation risk to the safety and security of radioactive sources and implementation of GR No. 29 Year 2008.

Keywords: comparative, grouping, utilization, TECDOC, amendment

1. PENDAHULUAN

Tenaga nuklir didefinisikan sebagai tenaga dalam bentuk apa pun yang dibebaskan dalam proses transformasi inti, termasuk tenaga yang berasal dari sumber radiasi pengion. Sedangkan definisi dari Pemanfaatan adalah kegiatan yang berkaitan dengan tenaga nuklir yang meliputi penelitian, pengembangan, penambangan, pembuatan, produksi, pengangkutan, penyimpanan,

pengalihan, ekspor, impor, penggunaan, dekomisioning, dan pengolahan limbah radioaktif untuk meningkatkan kesejahteraan rakyat. Berdasarkan definisi tersebut, pemanfaatan sumber radiasi pengion merupakan bagian dalam pemanfaatan tenaga nuklir diantaranya meliputi penggunaan zat radioaktif dan pembangkit radiasi pengion dalam bidang medik, industri, penelitian dan pengembangan [1].

Undang-undang Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran mengamanatkan untuk membentuk badan pengawas yaitu Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) untuk melaksanakan pengawasan pemanfaatan tenaga nuklir termasuk dalam hal ini pemanfaatan sumber radiasi pengion. Pengawasan dilakukan melalui tiga pilar pengawasan, yaitu peraturan, perizinan, dan inspeksi. Perizinan merupakan salah satu amanat yang tertuang pada Pasal 17 ayat (1) UU Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran yang menyatakan bahwa "Setiap pemanfaatan tenaga nuklir wajib memiliki izin, kecuali dalam hal-hal tertentu yang diatur lebih lanjut dengan peraturan pemerintah." Adapun dalam pasal tersebut pada ayat (3) dinyatakan "Syarat-syarat dan tata cara perizinan diatur lebih lanjut dengan peraturan pemerintah [1]. Amanat dari pasal tersebut kemudian diturunkan ke dalam Peraturan Pemerintah yaitu Peraturan Pemerintah Nomor 29 Tahun 2008 tentang Perizinan Pemanfaatan Sumber Radiasi Pengion dan Bahan Nuklir.

Sebagaimana telah diatur dalam PP Nomor 29 Tahun 2008 tentang Perizinan Pemanfaatan Sumber Radiasi Pengion dan Bahan Nuklir, kegiatan pemanfaatan dikelompokkan menjadi 3 (tiga) kelompok yaitu kelompok A, kelompok B dan kelompok C [2]. Perkembangan ilmu pengetahuan dan teknologi berdampak pada berkembangnya pemanfaatan sumber radiasi pengion yang ada saat ini. Dampak yang mungkin timbul adalah dalam hal dalam pengelompokan pemanfaatan sumber radiasi pengion. Sehingga perlu dilihat kembali kesesuaian kegiatan yang masuk ke dalam kelompok A, kelompok B dan kelompok C sesuai dengan standar atau rekomendasi internasional yang telah diterbitkan oleh *International Atomic Energy Agency* (IAEA).

Seiring dengan dilakukannya konsepsi amandemen terhadap Peraturan Pemerintah Nomor 29 Tahun 2008 tentang Perizinan pemanfaatan Sumber Radiasi Pengion dan Bahan Nuklir, serta perubahan standar atau rekomendasi internasional yang telah diterbitkan oleh *International Atomic Energy Agency* (IAEA), maka dipandang perlu untuk menelaah, mengkaji, dan mengembangkan perangkat pengaturan persyaratan tentang sistem perizinan yang telah ada berdasarkan perkembangan-perkembangan tersebut.

Kajian perbandingan pengelompokan pemanfaatan berdasarkan dokumen IAEA TECDOC 1067 dan TECDOC 1525 dalam Rangka Amandemen Peraturan Pemerintah Nomor 29 Tahun 2008 ini dilaksanakan dengan tujuan untuk mengetahui perbandingan kelompok pemanfaatan sumber radiasi pengion berdasarkan 2 (dua) standar internasional tersebut. Ruang lingkup pembahasan makalah ini hanya dibatasi tentang pengelompokan pemanfaatan sumber radiasi.

2. LANDASAN TEORI/ POKOK BAHASAN

2.1. TECDOC 1067 [3]

TECDOC 1067 tentang *Organization and Implementation of a National Regulatory Infrastructure Governing Protection Against Ionizing Radiation and the Safety of Radiation Sources*, memiliki ruang lingkup tentang unsur-unsur infrastruktur keselamatan radiasi di tingkat nasional yang diperlukan untuk menerapkan standar sumber radiasi seperti yang digunakan dalam kedokteran, pertanian, penelitian, industri dan pendidikan [3].

TECDOC 1067 terdiri dari beberapa pokok bahasan yaitu:

1. Pendahuluan;
2. Kerangka peraturan untuk infrastruktur proteksi dan keselamatan radiasi;
3. Elemen dasar dalam program pengawasan;
4. Peran badan pengawas dalam intervensi keadaan darurat;

5. Peran badan pengawas berhubungan dengan intervensi pada situasi paparan kronik;
6. Penilaian keefektifan program pengawasan;
7. Memastikan keefektifan dari kerangka peraturan; dan
8. Tindakan prioritas.
9. Berhubungan dengan kerangka peraturan yang menjadi fungsi dan tanggung jawab Regulatory Authority yang perlu diperhatikan adalah:
10. peraturan yang mengatur keselamatan radiasi;
11. peraturan yang mengatur notifikasi dan otorisasi;
12. pengecualian dari persyaratan peraturan; dan
13. pedoman pendukung dalam melaksanakan peraturan.

Notifikasi adalah suatu dokumen yang diserahkan kepada Regulatory Authority oleh setiap orang atau badan hukum untuk memberitahukan kepemilikan suatu sumber atau untuk suatu kegiatan pemanfaatan. Notifikasi dapat diberikan oleh Regulatory Authority untuk pemanfaatan dan sumber yang digunakan memiliki paparan normal sangat kecil dan kemungkinan besar potensi paparan dapat diabaikan. Regulatory Authority memutuskan bahwa pemanfaatan tersebut memiliki risiko rendah yang cukup tidak memerlukan izin atau registrasi, tetapi tidak cocok untuk pengecualian (exemption).

Registrasi merupakan salah satu bentuk yang sederhana dalam mekanisme otorisasi. Kriteria umum untuk menilai kesesuaian pemanfaatan dalam hal registrasi adalah

1. keselamatan radiasi terjamin dengan adanya desain fasilitas dan peralatan;
2. prosedur operasi yang sederhana;
3. persyaratan minimal pelatihan keselamatan;
4. operasi dalam pemanfaatan tidak bervariasi secara signifikan antar pengguna;
5. terdapat riwayat beberapa masalah terkait dengan keselamatan dalam operasi; dan
6. jumlah pengguna dalam kegiatan pemanfaatan cukup besar.

Informasi yang disampaikan oleh pemohon dalam mengajukan registrasi terdiri dari:

1. identifikasi sumber, fasilitas, dan peralatan yang akan digunakan dalam pemanfaatan;
2. lokasi penggunaan;
3. identifikasi individu yang bertanggung jawab untuk keselamatan sumber; dan
4. persetujuan untuk mengikuti semua operasi, pemeliharaan dan persyaratan pembuangan yang berlaku.

Perizinan dibutuhkan untuk kegiatan pemanfaatan yang memiliki risiko lebih tinggi atau pemanfaatan yang lebih kompleks. Proses perizinan mengharuskan setiap orang mengajukan permohonan untuk menggunakan sumber dalam pemanfaatan tertentu yang berisi informasi penggunaan sumber dan ketentuan proteksi dan keselamatan radiasi, pengkajian terhadap lingkungan, dan kemungkinan paparan sumber. Regulatory Authority kemudian mengevaluasi permohonan untuk menentukan bahwa pemohon dan sumber-sumber yang akan digunakan mematuhi peraturan dan persyaratan yang berlaku. Ketika dikeluarkan, izin untuk menggunakan sumber-sumber sesuai kondisi izin tertentu.

Dalam memastikan tentang notifikasi atau otorisasi (registrasi atau izin) didasarkan pada pertimbangan seperti berikut:

1. risiko yang terkait dengan kegiatan pemanfaatan dan sumber;
2. kompleksitas peralatan dan instalasi dalam kegiatan pemanfaatan dan sumber;
3. besarnya tenaga kerja langsung atau tidak langsung berhubungan dengan paparan kerja; dan
4. potensial kesehatan dan lingkungan sebagai konsekuensi dari peristiwa kecelakaan yang melibatkan pemanfaatan sumber.

Berdasarkan kriteria tersebut maka dapat dikelompokkan untuk:

1. Notifikasi, digunakan dalam hal pendidikan di sekolah dengan menggunakan sumber radioaktif tertutup kecil.
2. Registrasi, dibutuhkan dalam kegiatan pemanfaatan:
3. radio-immunoanalysis;
4. gauging industri aktivitas rendah;
5. peralatan diffractometry;
6. pesawat sinar-X kedokteran gigi;
7. distribusi produk barang konsumen.
8. Izin, dibutuhkan dalam kegiatan pemanfaatan:
9. irradiator industri;
10. gauging industri aktivitas tinggi;
11. radiografi industri;
12. radioterapi;
13. pesawat sinar-X radiodiagnostik;
14. kedokteran nuklir;
15. penggunaan sumber radioaktif terbuka;
16. produksi radioisotop;
17. penggunaan sumber dalam institusi penelitian;
18. penyimpanan material radioaktif;
19. penyimpanan limbah radioaktif atau fasilitas pembuangan.

2.2. TECDOC 1525 [4]

TECDOC 1525 *Notification and Authorization for the Use of Radiation Sources*, merupakan pembaharuan dan pengembangan untuk menggantikan TECDOC 1067 tentang *Organization and Implementation of a National Regulatory Infrastructure Governing Protection Against Ionizing Radiation and the Safety of Radiation Sources* dan TECDOC 1113 tentang *Safety Plans for Authorization and Inspection of Radiation Sources*. Ruang lingkup TECDOC 1525 tentang [4]:

1. organisasi dan manajemen dalam sistem notifikasi dan otorisasi untuk pengawasan pada penggunaan sumber radiasi, mencakup ketentuan pengecualian (*exemption*) dari persyaratan pengawasan.
2. prosedur notifikasi dan otorisasi, dokumen yang disampaikan oleh pemohon; dasar pengambilan keputusan oleh badan pengawas; pelaksanaan pemeriksaan sebagai bagian dari penilaian dan peninjauan ulang izin yang sedang berlaku; permohonan pembaruan dan perubahan izin dan penghentian izin; dan
3. identifikasi dari prosedur peninjauan ulang dan penilaian terhadap permohonan izin untuk penggunaan sumber radiasi dalam bidang radiologi diagnostik, kedokteran nuklir, radioterapi, radiografi industri, penelitian dan irradiator industri, alat-alat ukur radioaktif, dan *well logging*.

TECDOC 1525 terdiri dari beberapa pokok bahasan yaitu:

1. Pendahuluan;
2. Sistem pengendalian Regulatory Control dengan notifikasi dan otorisasi;
3. Organisasi dan manajemen dalam proses otorisasi; dan
4. Unjuk kerja proses otorisasi.

Sistem perizinan menurut TECDOC 1525 diklasifikasikan menjadi:

1. Notifikasi

Notifikasi adalah suatu dokumen yang diserahkan kepada Regulatory Authority oleh setiap orang atau badan hukum untuk memberitahukan kepemilikan suatu sumber atau untuk suatu kegiatan pemanfaatan. Tujuan awal notifikasi agar badan pengawas mengetahui jenis dan berapa banyak sumber radiasi yang ada dan dimana sumber radiasi tersebut disimpan.

2. Otorisasi

Otorisasi adalah pengabulan oleh badan pengawas atau badan pemerintah berwenang lainnya berupa izin tertulis kepada operator untuk melaksanakan kegiatan tertentu.

Otorisasi terbagi menjadi 2 bentuk yaitu:

g. Registrasi

Registrasi adalah bentuk otorisasi untuk pemanfaatan yang memiliki risiko rendah atau sedang, dimana orang atau badan hukum bertanggung jawab atas kegiatan pemanfaatan tertentu. Orang atau badan hukum tersebut telah menyusun dan menyampaikan penilaian keselamatan fasilitas dan peralatan kepada badan pengawas.

Kegiatan pemanfaatan tertentu yang sesuai dengan registrasi memiliki ciri yaitu

- keselamatan dapat dipastikan dengan adanya desain fasilitas dan peralatan;
- prosedur operasi yang sederhana;
- persyaratan minimal pelatihan keselamatan; dan
- terdapat riwayat beberapa masalah terkait dengan keselamatan dalam operasi.

h. Izin

Izin adalah otorisasi yang diberikan oleh badan pengawas atas dasar penilaian keselamatan disertai dengan persyaratan dan ketentuan khusus yang harus dipenuhi oleh operator.

Langkah-langkah dalam otorisasi adalah sebagai berikut:

1) Pengajuan notifikasi

Notifikasi dapat diberikan oleh badan pengawas apabila kegiatan pemanfaatan sumber tertentu memiliki paparan normal sangat kecil dan kemungkinan besar potensi paparan dapat diabaikan, tetapi tidak cocok untuk pengecualian (*exemption*).

2) Peninjauan dan penilaian terhadap permohonan otorisasi

Pada semua tahap proses otorisasi, badan pengawas harus memiliki pemahaman tentang tujuan keselamatan radiasi dan persyaratan dasar yang akan digunakan untuk meninjau dan menilai permohonan untuk otorisasi. Tujuan keselamatan radiasi dan persyaratan dasar dapat dikembangkan oleh badan pengawas itu sendiri atau mengadopsi persyaratan yang telah dikembangkan dan dipublikasikan dari otoritas negara lain.

Selain itu, Pedoman dalam kegiatan pemanfaatan tertentu harus disediakan. Pedoman bertujuan sebagai panduan dalam menyiapkan persyaratan yang harus di siapkan oleh pemohon untuk disampaikan kepada badan pengawas. Badan pengawas harus mempertimbangkan:

- hukum nasional, peraturan, kode praktek atau panduan peraturan;
- saran dari orang dan badan dengan keahlian dalam mengkaji dan menilai;
- saran dari organisasi profesi, yang memiliki kualifikasi dan pengalaman dalam penggunaan radiasi tertentu;
- saran dari konsultan dan badan penasehat ditunjuk oleh badan pengawas; dan
- standar keselamatan radiasi dan dokumentasi yang diterbitkan oleh organisasi internasional.

3) Pengajuan dokumen oleh pemohon izin

4) Catatan dan pengarsipan

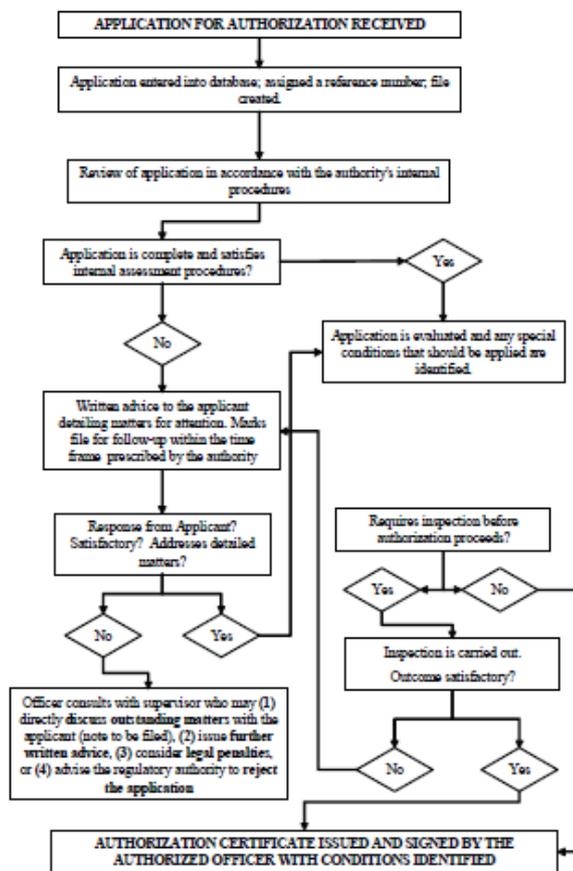
Badan pengawas melakukan pengarsipan dalam database tertentu. (BAPETEN=BALIS)

5) Peninjauan ulang dan penilaian permohonan izin

Badan pengawas harus memperoleh pemahaman tentang desain fasilitas atau peralatan, konsep keselamatan sesuai dengan desain, dan prinsip-prinsip operasi yang

diusulkan oleh operator. Gambar 1 menyajikan diagram alir proses perizinan sesuai dengan TECDOC 1525.

6) Inspeksi sebagai bagian dari proses peninjauan dan penilaian



Gambar 1: Diagram alir proses perizinan sesuai TECDOC 1525

Sumber yang memiliki risiko signifikan atau kegiatan pemanfaatan yang kompleks, badan pengawas harus memverifikasi isi dokumen yang diserahkan dengan cara inspeksi di lokasi sumber radiasi akan diinstal atau digunakan. Kegiatan inspeksi akan memberikan informasi tambahan dan data yang dibutuhkan oleh badan pengawas untuk meninjau dan menilai permohonan.

Inspeksi sebagai bagian dari proses peninjauan dan penilaian untuk proses otorisasi direkomendasikan untuk Kategori 1, 2 dan 3 sebagaimana tercantum dalam referensi tentang pengkategorisasian sumber radioaktif. Selain itu, dokumen ini juga merekomendasikan untuk pemanfaatan dalam kedokteran nuklir, akselerator linear dan beberapa peralatan yang digunakan dalam radiologi diagnostik dan intervensional. Beberapa pemanfaatan dimana desain dan konstruksi sumber radiasi sangat penting terhadap keselamatan radiasi, satu atau lebih inspeksi dilakukan sebelum pemohon mengambil kepemilikan sumber radiasi.

7) Persetujuan atau penolakan permohonan

Setelah tahap peninjauan dan penilaian permohonan akan menghasilkan keputusan tertentu. Badan pengawas akan mengambil tindakan resmi yaitu persetujuan atau penolakan otorisasi. Prosedur persetujuan atau penolakan permohonan otorisasi harus berdasarkan hukum keselamatan radiasi, peraturan, Code of Practices, atau pedoman peraturan dalam pemanfaatan sumber radiasi.

8) Penerbitan izin

Badan pengawas harus mengeluarkan sertifikat otorisasi. Sertifikat otorisasi mencakup:

- jumlah otorisasi;
- tanggal penerbitan;
- tanggal kadaluarsa;
- nama badan hukum;
- nama orang yang bertanggung jawab langsung atas penggunaan sumber radiasi;
- lokasi pemanfaatan, penyimpanan dan penanganan sumber radiasi;
- tujuan otorisasi;
- nama PPR; dan
- kondisi tambahan lainnya yang diperlukan.

9) Perpanjangan izin

Dilakukan sesuai dengan prosedur yang berlaku. Prosedur harus mencakup persyaratan dalam ketepatan waktu penyampaian permohonan untuk perpanjangan atau perubahan otorisasi.

10) Perubahan izin

Badan pengawas harus meminta operator untuk memberikan informasi jika terjadi perubahan terhadap aspek keselamatan. Operator melakukan kajian terhadap perubahan tersebut, kemudian badan pengawas melakukan tinjauan terhadap kajian tersebut. Hal ini sebagai dasar badan pengawas dalam pemberian perubahan otorisasi kepada operator.

11) Pengecualian (exemption)

12) Pembatalan izin dan izin peralihan

3. METODE / METODOLOGI

Kajian perbandingan pengelompokan pemanfaatan berdasarkan dokumen IAEA TECDOC 1067 dan TECDOC 1525 dalam rangka amandemen Peraturan Pemerintah Nomor 29 Tahun 2008 ini dilakukan dengan metode deskriptif melalui studi pustaka dengan tahapan langkah meliputi pengumpulan literatur dan informasi pendukung, analisis, diskusi dan pembahasan, serta penyusunan laporan. Ruang lingkup pembahasan makalah ini dibatasi hanya dalam hal isu pengelompokan pemanfaatan sumber radiasi. Pokok bahasan dalam kajian ini meliputi muatan pengaturan mengenai pengelompokan pemanfaatan PP 29/2008, standar internasional tentang notifikasi dan otorisasi, dan konsep pengembangan peraturan.

4. HASIL DAN PEMBAHASAN

4.1. Muatan Pengaturan PP 29/2008 [2]

PP 29/2008 mengatur tentang Perizinan Pemanfaatan Sumber Radiasi Pening dan Bahan Nuklir. Untuk pengelompokan pemanfaatan dibedakan menjadi kelompok A, kelompok B, dan kelompok C. Pengelompokan tersebut didasarkan pada risiko yang terkait dengan keselamatan radiasi dan keamanan sumber radioaktif dan bahan nuklir dengan mempertimbangkan potensi bahaya radiasi, tingkat kerumitan fasilitas, jumlah dan kompetensi personil yang bekerja, potensi dampak kecelakaan radiasi dan potensi ancaman terhadap sumber radioaktif. Semakin tinggi risiko suatu pemanfaatan, maka persyaratan izin yang diberlakukan semakin ketat.

4.2. Standar Internasional Tentang Notifikasi dan Otorisasi

Secara internasional, IAEA telah menerbitkan dokumen serial rekomendasi berkaitan dengan notifikasi dan otorisasi. TECDOC 1067 Tahun 1999 merupakan dokumen IAEA yang di dalamnya menjelaskan tentang konsep notifikasi dan otorisasi. Kemudian pada tahun 2007 dilakukan pembaharuan dan pengembangan terhadap dokumen tersebut sehingga digantikan dengan TECDOC 1525 Tahun 2007 tentang Notification and Authorization for the

Use of Radiation Sources. Dari kedua dokumen tersebut, istilah-istilah yang istilah-istilah yang digunakan dalam dokumen tersebut tidak mengalami perubahan yang signifikan seperti istilah tentang notifikasi, otorisasi, registrasi dan izin. Mekanisme dalam proses yang menjelaskan notifikasi dan otorisasi juga tidak berbeda jauh.

TECDOC 1067 menjelaskan secara umum tentang infrastruktur pemerintah dalam proteksi sumber radiasi pengion. Salah satu hal yang dibahas di dalam TECDOC 1067 adalah menjelaskan mengenai isu pengelompokan dalam pemanfaatan dalam hal notifikasi dan otorisasi (registrasi dan izin). Hal ini dapat dilihat pada penjelasan landasan teori TECDOC 1067 atau pada **Tabel 1** yang menuliskan tentang jenis dan kegiatan pengelompokan pemanfaatan [3].

Tabel 1: Jenis dan Kegiatan pemanfaatan

Jenis	Kegiatan Pemanfaatan
Notifikasi	Tujuan pendidikan di sekolah
Registirasiradio-immunoanalysis;	
gauging industri aktivitas rendah;	

Dengan adanya contoh tersebut akan memudahkan negara-negara anggota dari IAEA untuk mengadopsi atau mengadaptasi standar tersebut. Dengan melihat hasil pengelompokan pemanfaatan yang ada di Peraturan Pemerintah Nomor 29 Tahun 2008 tentang Perizinan Pemanfaatan Sumber Radiasi Pengion, BAPETEN telah melaksanakan proses adaptasi rekomendasi IAEA TECDOC 1067. Dalam proses pengelompokan pemanfaatan, sesuai PP 29/2008 terbagi menjadi 3 kelompok pemanfaatan yaitu A, B dan C. Hanya saja dalam PP tersebut hanya mengenal konsep perizinan karena mengacu pada UU 10/1997 tentang Ketenaganukliran yang mengenal 1 (satu) istilah yaitu izin.

TECDOC 1525 yang merupakan pembaharuan dan pengembangan dari TECDOC 1067 lebih fokus dan menjelaskan tentang konsep notifikasi dan otorisasi dibandingkan dengan TECDOC 1067 yang memberikan penjelasan lebih umum terkait dengan infrastruktur pemerintah dalam proteksi sumber radiasi pengion. Terkait dengan kelompok pemanfaatan sesuai dengan tujuan notifikasi atau otorisasi, pada TECDOC 1525 tidak tertulis secara eksplisit seperti pada TECDOC 1067. Dengan tidak ada munculnya contoh penjelasan mengenai kegiatan pemanfaatan yang masuk dalam notifikasi atau otorisasi seperti halnya pada serial dokumen TECDOC 1067 sebelumnya, tidak menjadikan sebuah kelemahan atau kemunduran dalam sebuah dokumen. Alasan lain bertujuan agar suatu negara member state IAEA memiliki kemandirian dalam menentukan kelompok pemanfaatan sesuai dengan perkembangan ilmu pengetahuan dan teknologi. Meskipun ini merupakan suatu kemandirian, tetapi tetap melihat rekomendasi dari TECDOC 1525.

Menurut opini dari penulis, pengembangan dan pembaharuan suatu standar internasional dapat dipengaruhi diantaranya oleh:

1. Perkembangan ilmu pengetahuan dan teknologi.

Teknologi akan terus berkembang seiring dengan perkembangan jaman. Dalam kurun waktu 1999 (TECDOC 1067) sampai dengan 2007 (TECDOC 1525) sangat dimungkinkan banyak perkembangan kemajuan dalam pemanfaatan tenaga nuklir dan sumber radiasi pengion. Pengembangan peraturan tersebutlah yang diharapkan mampu untuk menjawab tantangan perkembangan yang ada.

2. Implementasi dokumen standar.

Ketika proses implementasi di lapangan akan dihadapkan pada kondisi yaitu mampu terimplementasi atau tidak terimplementasi dengan berbagai macam kendala. Kondisi tidak mampu atau belum

terimplementasikan ini yang menjadi latar belakang dilakukannya revisi atau pengembangan.

4.3. Konsep Pengembangan Peraturan

Konsep pengembangan peraturan dalam hal pengelompokan pemanfaatan sumber radiasi pengion, maka perlu dikaji atau ditinjau kembali sesuai dengan perkembangan dan implementasi dari pelaksanaan PP 29/2008 tersebut. Menurut opini penulis, kegiatan mengkaji atau meninjau kembali pengelompokan pemanfaatan sumber radiasi pengion dapat dilakukan diantaranya dengan:

1. Pendekatan dari segi definisi istilah.

Definisi yang tertulis tentang notifikasi dan otorisasi (registrasi dan izin) dalam standar terbaru IAEA yaitu TECDOC 1525 cukup jelas. Masing-masing istilah tersebut telah dijelaskan definisi dan ciri-cirinya. Pendekatan definisi disesuaikan dengan peraturan yang berlaku yaitu sesuai dengan UU 10/1997 tentang Ketenaganukliran. Konsep dalam UU 10/1997 hanya mengenal 1 (satu) istilah yaitu izin.

Sehingga pengelompokan pemanfaatan dilakukan dengan cara pendekatan definisi dalam TECDOC 1525 dibandingkan dengan konsep perizinan yang selama ini telah berjalan sesuai PP 29/2008.

2. Kesesuaian antara resiko terhadap keselamatan radiasi dan keamanan sumber.

Pengelompokan pemanfaatan sesuai dengan PP 29/2008 mempertimbangkan parameter-parameter diantaranya: potensi bahaya radiasi, tingkat kerumitan fasilitas, jumlah dan kompetensi personil yang bekerja, potensi dampak kecelakaan radiasi dan potensi ancaman terhadap sumber radioaktif.

Kegiatan pemanfaatan yang terbagi dalam 3 (tiga) kelompok pemanfaatan sudah tertulis sangat detail. Hanya saja perlu dilakukan pengkajian kembali obyek kegiatan pemanfaatan dengan parameter-parameter. Sehingga dalam kegiatan ini dimungkinkan akan menghasilkan:

1. Pengelompokan pemanfaatan masih bisa dipertimbangkan menjadi 3 (tiga) kelompok besar atau dengan model pengelompokan yang lainnya.
2. Kegiatan pemanfaatan masih sesuai atau tidak sesuai dengan kondisi saat ini.
3. Perlu atau tidaknya reposisi kegiatan pemanfaatan.
4. Misalnya adalah produksi barang konsumen yang mengandung zat radioaktif. Pada PP 29/2008 masuk kedalam kelompok A. Dengan melihat potensi resiko dan bahaya dalam kegiatan produksi barang tersebut bisa di turunkan kedalam kelompok B.
5. Implementasi PP 29/2008.
6. Selama proses penyelenggaraan perizinan maupun inspeksi berkaitan dengan pengelompokan pemanfaatan dimungkinkan akan didapatkan kendala dan kelemahan dalam proses implementasi. Kendala dan kelemahan tersebut diidentifikasi dan dapat dijadikan pertimbangan dalam hal penyusunan peraturannya.

5. KESIMPULAN

Berdasarkan hasil pembahasan dapat disimpulkan bahwa:

1. TECDOC 1525 tidak menuliskan contoh pengelompokan kegiatan pemanfaatan seperti yang tercantum dalam TECDOC 1067.
2. Proses pengelompokan pemanfaatan sumber radiasi pengion dapat mengacu kepada TECDOC 1067, meskipun TECDOC 1067 telah diganti dengan TECDOC 1525. Hanya saja dalam pengelompokan pemanfaatan dapat mengacu pada TECDOC 1067 dan PP 29/2008 yang dimutakhirkan dengan pengkajian terkini.
3. Kemungkinan pengkajian dapat dilakukan dengan pendekatan

dari segi definisi istilah, kesesuaian antara resiko terhadap keselamatan radiasi dan keamanan sumber radioaktif dan implementasi PP 29/2008.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] **Republik Indonesia**, (1997); *Undang-undang Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran*; Setneg, Jakarta.
- [2] **Republik Indonesia**, (2008); *Peraturan Pemerintah Nomor 29 Tahun 2008 tentang Perizinan Pemanfaatan Sumber Radiasi Pengion dan Bahan Nuklir*; Setneg; Jakarta.
- [3] **IAEA**, (1999); *TECDOC 1067 Organization and Implementation of a National Regulatory Infrastructure Governing Protection Against Ionizing Radiation and the Safety of Radiation Sources*; IAEA, Vienna.
- [4] **IAEA**, (2007); *TECDOC 1525 Notification and Authorization for the Use of Radiation Sources*; IAEA, Vienna.



Seminar Keselamatan Nuklir 2015

Makalah Penyaji

Bidang Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif

Prosiding
Seminar
Keselamatan
Nuklir
2015

PENGEMBANGAN PENANGGUNG JAWAB KESELAMATAN RADIASI DALAM RANGKA AMANDEMEN PERATURAN PEMERINTAH NOMOR 33 TAHUN 2007 BERDASARKAN REKOMENDASI IAEA GSR PART 3

Satria Prahara

Direktorat Pengaturan Pengawasan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif - BAPETEN
s.prahara@bapeten.go.id

ABSTRAK

PENGEMBANGAN PENANGGUNG JAWAB KESELAMATAN RADIASI DALAM RANGKA AMANDEMEN PERATURAN PEMERINTAH NOMOR 33 TAHUN 2007 BERDASARKAN REKOMENDASI IAEA GSR PART 3. Dengan terbitnya General Safety Requirement Part 3 (GSR Part 3), BAPETEN sebagai salah satu member state IAEA perlu melakukan penyesuaian/harmonisasi terhadap persyaratan keselamatan radiasi yang terdapat di dalam Peraturan Pemerintah (PP) Nomor 33 Tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengan dan Keamanan Sumber Radioaktif agar tetap harmonis dengan standar nasional dan internasional, mampu laksana, berdaya guna dan berhasil guna. Salah satu persyaratan keselamatan radiasi yang penting diharmonisasi adalah Penanggung Jawab Keselamatan Radiasi karena perannya yang sangat penting untuk mewujudkan keselamatan dalam pemanfaatan tenaga nuklir. Sebelum melakukan harmonisasi, perlu dilakukan kajian untuk mengetahui kemungkinan adanya perubahan dalam hal Penanggung Jawab Keselamatan Radiasi. Dari hasil kajian, Penanggung Jawab Keselamatan Radiasi yang direkomendasikan untuk menjadi subjek hukum di dalam Amandemen PP 33/2007 adalah Pihak Utama meliputi Pemegang Izin, Praktisi Medis Radiologi dalam paparan medik, personal atau organisasi yang ditunjuk untuk menangani situasi paparan darurat dan situasi paparan yang sudah ada, dan Pihak Lain terdiri dari Petugas Proteksi Radiasi, Pekerja Radiasi, Tenaga Medis dan Tenaga Keperawatan, Fisikawan Medis, Radiografer dan Radioterapis, Tenaga Ahli, Pemasok sumber, Penyedia peralatan dan software serta penyedia produk konsumen, serta Komite Etik Penelitian Medik Klinik.

Kata kunci: GSR, PP, Harmonisasi, Pihak Utama, Pihak Lain

ABSTRACT

THE DEVELOPMENT OF RESPONSIBLE PARTIES OF RADIATION SAFETY IN THE FRAME WORK OF REVISION OF GOVERNMENT REGULATION NUMBER 33 YEAR 2007 BASED ON IAEA RECOMMENDATION GSR PART 3. As the publication of General Safety Requirement Part 3 (GSR Part 3), BAPETEN as one of IAEA Member States needs to conduct harmonization of Radiation Safety Requirements of Government Regulation (GR) Number 33 Year 2007 on The Safety of Ionizing Radiation and Security of Radioactive Sources in order to maintain this regulation harmonized with national and international standards, implementative, efficient, and effective. Responsible Parties of Radiation Safety as a part of Radiation Safety Requirements is an important matter that need to harmonize as they responsible to realize radiation safety on nuclear practice. At the beginning of harmonization, it is necessary to conduct assessment to find out the possibilities of changes in terms of Responsible Parties of Radiation Safety. As the results, Responsible Parties of Radiation Safety that recommended to be legal subjects in the amendment of Government Regulation No. 33 Year 2007 is The Principal parties contain Radiological Medical Practitioners in relation to medical exposure, persons or organization designated to deal with emergency exposure situation or existing exposure situation and Other Parties consist of Radiation Protection Officers, Radiation workers, Medical Practitioners and Nursing Practitioners, Medical Physicists, Radiographer, Radiotherapist, Qualified Expert, Supplier of sources, providers of equipment and software, and providers of consumer product and Ethics Committees.

Keywords: GSR, GR, Harmonization, Principal Parties, Other Parties.

1. 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. [1]

BAPETEN sebagai Badan Pengawas telah menerbitkan peraturan terkait keselamatan dan kesehatan dalam bentuk Peraturan Pemerintah (PP) No. 33 tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengan dan Keamanan Sumber Radioaktif.

Seiring berjalannya waktu, IAEA sebagai Badan Tenaga Nuklir Internasional menerbitkan rekomendasi tentang keselamatan dan kesehatan dalam bentuk Basic Safety Standard (BSS) 2014 yang

menggantikan versi sebelumnya yang rilis di tahun 1996. Judul BSS ini adalah General Safety Requirement Part 3 (GSR Part 3) tentang Radiation Protection and Safety of Radiation Sources.

BAPETEN yang merupakan salah satu member state IAEA perlu melakukan penyesuaian / harmonisasi terhadap rekomendasi terbaru ini untuk memastikan apakah persyaratan keselamatan radiasi yang terdapat di dalam PP 33/2007 masih sesuai dengan rekomendasi yang terdapat di dalam GSR Part 3.

Salah satu persyaratan keselamatan radiasi yang terdapat di dalam PP 33/2007 adalah Persyaratan Manajemen. Di dalam salah satu Persyaratan Manajemen terdapat salah satu persyaratan yang sangat penting untuk menjamin terwujudnya keselamatan

terhadap pemanfaatan tenaga nuklir yaitu Penanggung Jawab Keselamatan Radiasi.

Untuk mengetahui apakah terdapat perubahan terhadap konsep pengaturan terhadap Penanggung Jawab Keselamatan Radiasi di dalam BSS terbaru, maka diperlukan sebuah kajian. Selain itu penting diperhatikan bahwa hasil kajian ini selain harus harmonis dengan Standar Internasional juga harus mempertimbangan regulasi nasional kementerian/ lembaga lain agar dapat memenuhi asas pembentukan Peraturan Perundang-undangan (PUU) yang baik yaitu dapat dilaksanakan, kedayagunaan dan juga kehasilgunaan [2].

2. LANDASAN TEORI/POKOK BAHASAN

Makalah ini membahas tentang Penanggung Jawab Keselamatan Radiasi berdasarkan GSR Part 3 untuk semua lingkup situasi paparan dan PP 33/2007.

2.1. Penanggung Jawab Keselamatan Radiasi berdasarkan GSR Part 3

Di dalam Paragraf 2.40 dan 2.41 GSR Part 3 [3], Pihak yang bertanggung jawab terhadap proteksi dan keselamatan radiasi dibagi kedalam dua jenis yaitu pihak utama dan pihak lain.

1. Pihak Utama

- a) *Registrants or Licensees, or The Persons or organization responsible for facilities and activities for which notification is required*
- b) *Employers, in relation to occupational exposure*
- c) *Radiological medical practitioner, in relation to medical exposure*
- d) *Those persons or organization designated to deal with emergency exposure situation or existing situation*

2. Pihak Lain

- a) *Supplier of sources, providers of equipment and software, and provider of consumer product;*
- b) *Radiation protection Officer;*
- c) *Referring Medical Practitioners*
- d) *Medical Physicist;*
- e) *Medical Radiation Technologist*
- f) *Qualified experts or any other party to whom a principal party has assigned specific responsibilities;*
- g) *Workers other than workers listed in (a)- (f) in this paragraph;*
- h) *Ethics Committees.*

2.2. Penanggung Jawab Keselamatan Radiasi berdasarkan GSR Part 3. [4]

Di dalam Pasal 6 PP 33/2007 disebutkan bahwa Penanggung Jawab Keselamatan Radiasi sebagaimana dimaksud dalam Pasal 5 huruf a terdiri dari:

1. Pemegang Izin
2. Pihak lain yang terkait dengan pelaksanaan Pemanfaatan Tenaga Nuklir.

Di dalam penjelasan Pasal 6 ayat (1) huruf b yang dimaksud dengan "pihak lain yang terkait dengan Pemanfaatan Tenaga Nuklir" adalah :

1. Petugas Proteksi Radiasi
2. Pekerja Radiasi
3. Petugas Keamanan Sumber Radiaaktif
4. tenaga medik dan paramedik
5. tenaga ahli
6. pihak yang terkait dengan desain, pabrikasi, konstruksi sumber, dan/atau pihak yang mendapat tanggung jawab khusus dari Pemegang Izin.

3. METODE/METODOLOGI

Kajian dalam makalah ini menggunakan metode deskriptif melalui studi pustaka dengan tahapan meliputi resume literatur, komparasi literatur, analisis dan pembahasan serta penyusunan laporan.

4. HASIL DAN PEMBAHASAN

4.1. Definisi Penanggung Jawab Keselamatan Radiasi berdasarkan GSR Part 3

4.1.1. Pihak Utama

1. *Registrants* pihak yang mendapat otorisasi dari badan pengawas terhadap kegiatan pemanfaatan tenaga nuklir. *Licensee*, adalah pihak yang mendapat izin dari badan pengawas terhadap kegiatan pemanfaatan tenaga nuklir. *The Persons or organization responsible for facilities and activities for which notification is required*, merupakan personal atau organisasi yang bertanggung jawab terhadap fasilitas atau kegiatan yang membutuhkan notifikasi
2. *Employers*, orang atau organisasi yang memiliki tanggung jawab, komitmen dan kewajiban terhadap pekerja ditempat kerjanya berdasarkan hubungan yang saling menguntungkan
3. *Radiological Medical Practitioner*, profesional kesehatan dengan spesialisasi keilmuan dan pelatihan dibidang penggunaan radiasi dibidang kesehatan yang memiliki kompetensi untuk bekerja secara independen atau untuk mengawasi prosedur radiologi sesuai dengan spesialisasinya antara lain radiologi, radioterapi, kedokteran nuklir, gigi dan kardiologi.
4. *Those persons or organization designated to deal with emergency exposure situation or existing situation*, yang merupakan personal atau organisasi yang ditunjuk untuk menangani situasi paparan darurat dan situasi paparan yang sudah ada

4.1.2. Pihak Lain

1. *Supplier of Sources*, pihak yang memiliki tanggung jawab terhadap desain, pabrikan, produksi atau konstruksi sumber radiasi. *Providers of equipment and software* adalah penyedia peralatan dan software. *Provider of consumer product* adalah penyedia produk konsumen.
2. *Radiation Protection officers*, orang yang berkompeten di dalam proteksi dan keselamatan radiasi untuk mengawasi pelaksanaan persyaratan yang diberikan oleh badan pengawas
3. *Referring medical practitioners*, Profesional dibidang kesehatan yang yang sesuai dengan persyaratan nasional yang mungkin berhubungan dengan *Radiological Medical Practitioner*.
4. *Medical physicists*, Seorang profesional kesehatan dengan pendidikan dan pelatihan spesialis dalam konsep dan teknik penerapan fisika dalam bidang kedokteran dan kompeten untuk berlatih independen dalam satu atau lebih dari subbidang (spesialisasi) fisika medis.
5. *Medical radiation technologist*, Seorang profesional kesehatan, pendidikan dan pelatihan spesialis dalam medis teknologi radiasi, yang kompeten untuk menjalankan prosedur radiologi, atas Delegasi dari praktisi medis radiologi, dalam satu atau lebih dari spesialisasi teknologi radiasi medis.
6. *Qualified experts*, seseorang yang memiliki sertifikasi dari pihak yang berwenang yang memiliki keahlian dibidang fisika medis, proteksi radiasi, kesehatan kerja, keselamatan kebakaran, manajemen mutu atau spesialisasi khusus lain yang relevan.
7. *Workers*, setiap orang yang bekerja, baik penuh waktu, paruh waktu untuk employer yang telah dikenalkan hak dan kewajiban dalam kaitannya dengan proteksi radiasi kerja
8. *Ethics Committees*, pihak yang berkompeten dalam menentukan kelayakan paparan terhadap pasien/sukarelawan dalam hal

penelitian biomedis.

4.2. Definisi Penanggung Jawab Keselamatan Radiasi berdasarkan PP 33/2007

Di dalam Ketentuan Umum, Pemegang Izin adalah orang atau badan yang telah menerima izin Pemanfaatan Tenaga Nuklir dari BAPETEN.

Berikut definisi masing-masing pihak lain tersebut di dalam Ketentuan Umum:

1. Petugas Proteksi Radiasi, petugas yang ditunjuk oleh Pemegang Izin dan oleh BAPETEN dinyatakan mampu melaksanakan pekerjaan yang berhubungan dengan Proteksi Radiasi.
2. Pekerja Radiasi, setiap orang yang bekerja di instalasi nuklir atau instalasi radiasi pengion yang diperkirakan menerima dosis tahunan melebihi dosis untuk masyarakat umum.
3. Petugas Keamanan Sumber Radioaktif, (definisi tidak dijelaskan di Ketentuan Umum PP 33/2007)
4. Tenaga medik dan paramedik, (definisi tidak dijelaskan di Ketentuan Umum PP 33/2007)
5. Tenaga ahli, (definisi tidak dijelaskan di Ketentuan Umum PP 33/2007)
6. Pihak yang terkait dengan desain, pabrikasi, konstruksi sumber, dan/atau pihak yang mendapat tanggung jawab khusus dari Pemegang Izin

Terdapat beberapa pihak lain yang tidak dijelaskan definisinya di dalam PP 33/2007, seperti Petugas Keamanan Sumber Radioaktif, Tenaga Medik dan Paramedik serta Tenaga Ahli. Dengan tidak adanya definisi ini, memungkinkan terjadi perbedaan persepsi antar satu orang dengan lainnya dalam melakukan penafsiran. Karena pada dasarnya, sebuah peraturan perundang-undangan yang baik itu harus memiliki azas kejelasan rumusan, dimana setiap Peraturan Perundang-undangan harus memenuhi persyaratan teknis penyusunan Peraturan Perundang-undangan, sistematika, pilihan kata atau istilah, serta bahasa hukum yang jelas dan mudah dimengerti sehingga tidak menimbulkan berbagai macam interpretasi dalam pelaksanaannya.

4.3. Analisa Perbandingan Penanggung Jawab Keselamatan Radiasi antara GSR Part 3 dan PP 33/2007.

Berdasarkan uraian pada bagian A dan B, berikut tersaji di dalam **Tabel 1** perbandingan Penanggung Jawab keselamatan radiasi antara GSR Part 3 dan PP 33/2007.

Tabel 1: Perbandingan Penanggung jawab keselamatan radiasi

PP No. 33/2007	GSR Part 3
Pihak Utama: Pemegang Izin	Pihak Utama: 11. <i>Registrants or Licensees, or The Persons or organization responsible for facilities and activities for which notification is required</i> 12. <i>Employer</i> 13. <i>Radiological Medical Practitioner</i> 14. <i>Those persons or organization designated to deal with emergency exposure situation or existing situation,</i>
Pihak Lain: 1. Petugas Proteksi Radiasi 2. Pekerja Radiasi 3. Petugas Keamanan Sumber Radioaktif 4. Tenaga medik dan paramedik 5. Tenaga Ahli 6. Pihak terkait desain, pabrikasi, konstruksi sumber	Pihak Lain: 1. <i>Radiation Protection Officers</i> 2. <i>Workers</i> 3. <i>Referring Medical Practitioner</i> 4. <i>Medical Physicist</i> 5. <i>Medical Radiation Technologist</i> 6. <i>Qualified Experts</i> 7. <i>Supplier Of Sources, Providers of equipment and software, Provider of consumer product</i> 8. <i>Ethics Committess</i>

Pada **Tabel 1**, PP 33/2007 disebutkan bahwa salah satu persyaratan keselamatan radiasi adalah Petugas Keamanan Sumber Radioaktif, tentu persyaratan ini tidak cocok dimasukkan kedalam persyaratan keselamatan, tetapi harus masuk kedalam persyaratan keamanan. Sehingga koreksi diperlukan pada saat nantinya akan melakukan amandemen PP 33/2007.

Terlepas dari hal tersebut di atas, GSR Part 3 dan PP 33/2007 memiliki beberapa perbedaan dalam menetapkan pihak yang bertanggung jawab terhadap keselamatan radiasi. Namun GSR Part 3 dan PP 33/2007 saa-sama membaginya kedalam 2 pihak yaitu pihak utama dan pihak lain.

4.3.1. Pihak Utama

PP 33/2007 menetapkan bahwa Pemegang Izin saja yang menjadi penanggung jawab utama terkait dengan keselamatan radiasi sedangkan di dalam GSR Part 3 terdapat 5 penanggung jawab utama meliputi *Registrant, Licensee, or the persons or organization responsible for facilities and activities for which notification only is required, Employer dan Radiological Medical Practitioner*.

1. *Registrant, Licensee, or the persons or organization responsible for facilities and activities for which notification only is required*

Di dalam GSR Part 3 *Registrant, licensee dan the persons or organization responsible for facilities and activities for which notification only is required* diartikan berbeda. *Registrant* didefinisikan sebagai pihak yang mendapat otorisasi dari badan pengawas terhadap kegiatan pemanfaatan tenaga nuklir, sedangkan *licensee* adalah pihak yang mendapat izin dari badan pengawas terhadap kegiatan pemanfaatan tenaga nuklir. Sedangkan *the person or organization responsible for facilities and activities for which notification only is required* adalah personal atau organisasi yang bertanggung jawab terhadap fasilitas atau kegiatan yang membutuhkan notifikasi.

Lebih lanjut dijelaskan di dalam GSR Part 3 bahwa persyaratan keselamatan di dalam pemanfaatan tenaga nuklir untuk notifikasi lebih rendah dari otorisasi, dan otorisasi lebih rendah dibandingkan untuk izin. Konsep ini disebut dengan pendekatan bertingkat (*Graded Approach*).

Konsep Pendekatan bertingkat sebenarnya sudah diaplikasikan di dalam Peraturan Pemerintah No. 29 Tahun 2008 [5], di dalam pasal 3 disebutkan bahwa pemanfaatan sumber radiasi pengion dikelompokkan menjadi 3 (tiga) berdasarkan besarnya tingkatan resiko radiasi meliputi kelompok A, kelompok B dan kelompok C. perbedaan tingkat resiko ini menjadikan masing-masing kelompok memiliki persyaratan teknis izin yang berbeda-beda, hal ini dapat dilihat pada Pasal 15. Di dalam pasal 15 disebutkan bahwa kelompok A harus memenuhi persyaratan teknis yang lebih banyak daripada kelompok B, kelompok B memenuhi persyaratan yang lebih banyak daripada kelompok C. Namun walaupun demikian, nomenklatur yang digunakan tetap Pemegang Izin (*Licensing*) namun dibagi kedalam Pemegang Izin kelompok A (*Licensing*), Pemegang Izin kelompok B (*Registrant*) dan Pemegang Izin kelompok C (*the persons or organization responsible for facilities and activities for which notification only is required*)

Dari uraian di atas, dapat disimpulkan bahwa tidak perlu menambahkan nomen klatur *Registrant* maupun *the persons or organization responsible for facilities and activities for which notification only is required* di dalam Amandemen PP 33/2007 karena makna nomen klatur *Registrant* di dalam GSR Part 3 sudah dicakup di dalam nomen klatur Pemegang Izin yang terdapat di dalam Peraturan Pendukung PP 33/2007 yaitu PP 29/2008.

Namun demikian, tetap perlu dilakukan amandemen dalam hal prinsip *Graded Approach* dengan menyisipkan isi

PP 29/2008 pasal 3 dan 15 agar konsep *graded approach* dapat terlihat dengan jelas di dalam amandemen PP 33/2007.

2. Employer

Di dalam GSR Part 3 Employer didefinisikan sebagai orang atau organisasi yang memiliki tanggung jawab, komitmen dan kewajiban terhadap pekerja ditempat kerjanya berdasarkan hubungan yang saling menguntungkan. Employer bertanggung jawab terhadap proteksi dan keselamatan radiasi pekerja terhadap paparan kerja.

Bila melihat tanggung jawabnya, tanggung jawab employer terhadap pekerja juga terdapat di dalam tanggung jawab Pemegang Izin, hal tersebut dapat dilihat di dalam Pasal 6 ayat (2) huruf a PP 33/2007 yaitu Pemegang izin bertanggungjawab untuk mewujudkan tujuan keselamatan radiasi meliputi pekerja, anggota masyarakat dan lingkungan.

Jika melihat dari definisinya Employer hanya bertanggung jawab terhadap pekerja saja, sedangkan Pemegang Izin bertanggungjawab terhadap seluruh aspek keselamatan meliputi Pekerja, anggota masyarakat dan lingkungan. Terkecuali kalau seorang employer adalah juga merangkap sebagai licensee atau registrant sebagaimana tercantum di dalam paragraf 3.75 GSR Part 3 "*Employers who also registrant or licensee shall have the responsibilities of both employers and registrant or licensee*".

Dari uraian di atas, dapat disimpulkan bahwa tidak perlu menambahkan nomen klatur baru *employer* di dalam Amandemen PP 33/2007 karena lingkup tanggung jawabnya sudah diakomodir oleh Pemegang Izin.

3. Radiological Medical Practitioner

Di dalam GSR Part 3 Radiological Medical Practitioner adalah profesional kesehatan dengan spesialisasi keilmuan dan pelatihan dibidang penggunaan radiasi dibidang medis yang memiliki kompetensi untuk bekerja secara independen atau untuk mengawasi prosedur radiologi sesuai dengan spesialisasinya antara lain radiologi, radioterapi, kedokteran nuklir, gigi dan kardiologi. Radiological Medical Practitioner memiliki tanggung jawab terhadap proteksi dan keselamatan pasien pada saat melakukan kegiatan yang memberikan paparan terhadap pasien.

Di dalam PP 33/2007, Radiological Medical Practitioner belum dijadikan pihak utama yang bertanggung jawab terhadap keselamatan radiasi khususnya untuk medis, padahal memiliki peran yang sangat besar terhadap proteksi dan keselamatan terhadap pasien.

Bila dilihat dari definisinya, seorang radiological medical practitioner adalah seseorang yang ahli dibidang radiologi, radioterapi, kedokteran nuklir, gigi atau kardiologi. Di peraturan pelaksana PP 33/2007 orang yang ahli dibidang-bidang tersebut dikenal dengan istilah Dokter Spesialis Radiologi, Dokter spesialis kedokteran nuklir, Dokter spesialis onkologi dan dokter spesialis radiologi kedokteran gigi.

Dokter Spesialis Onkologi Radiasi adalah dokter spesialis yang memiliki kompetensi dalam bidang onkologi Radiasi [6].

Dokter Spesialis Kedokteran Nuklir adalah dokter spesialis yang telah menyelesaikan program studi Dokter Spesialis Kedokteran Nuklir dan telah mendapat sertifikat kompetensi dari Kolegium Ilmu Kedokteran Nuklir Indonesia [7].

Dokter Spesialis Radiologi adalah dokter dengan spesialisasi di bidang Radiologi, yang menggunakan Radiasi Pengion dan non pengion untuk membuat diagnosis dan melakukan terapi Intervensi [8].

Dokter Gigi Spesialis Radiologi Kedokteran Gigi adalah dokter gigi yang mengkhususkan diri pada Ilmu Radiologi dalam pelayanan medis dan pencitraan diagnostik Kedokteran

Gigi yang berkaitan dengan penyakit dan/atau kelainan pada sistem stomatognatik [8].

Dari uraian di atas dapat disimpulkan bahwa bila Dokter-dokter spesialis tersebut digabung maka membentuk nomen klatur baru yaitu Radiological Medical Practitioner atau bila di terjemahkan kedalam bahasa indonesia menjadi Praktisi Medis Radiologi.

Dari uraian di atas, istilah Praktisi Medis Radiologi sebenarnya sudah dipecah kedalam beberapa nomen klatur dokter spesialis pada peraturan pelaksana PP 33/2007, sehingga tepat bila nomen klatur Praktisi Medis Radiologi diperkenalkan di dalam amandemen PP 33/2007 sebagai nomen klatur yang mengakomodir istilah dokter spesialis yang sudah diatur di dalam peraturan pelaksanaanya.

4. Those persons or organization designated to deal with emergency exposure situation or existing situation

Di dalam GSR Part 3, personal atau organisasi yang ditunjuk untuk menangani situasi paparan darurat dan situasi paparan yang sudah ada tidak disebutkan secara jelas. Namun demikian, penulis mencoba melakukan pencarian subjek hukum yang penulis perkirakan memiliki tanggung jawab terhadap keselamatan radiasi

1) Situasi paparan darurat

Di dalam paragraf 4.12, disebutkan bahwa pemerintah wajib menetapkan program untuk mengelola, mengendalikan dan mencatat dosis yang diterima oleh pekerja radiasi kedaruratan, yang wajib dilaksanakan oleh response organization dan employers. Dari pernyataan tersebut terdapat 2 pihak yang memiliki tanggung jawab terhadap keselamatan radiasi dalam situasi paparan darurat yaitu response organization dan employers. Namun nomen klatur employers tidak dimasukkan karena sudah di wakikan oleh nomen klatur Pemegang izin pada pembahasan sebelumnya.

2) Situasi paparan yang sudah ada

Di dalam penjelasan persyaratan 49 tentang tanggung jawab untuk remediasi area dengan residu zat radioaktif disebutkan bahwa pemerintah wajib memastikan bahwa ketentuan dibuat untuk mengidentifikasi personal atau organisasi yang bertanggung jawab terhadap daerah dengan residu zat radioaktif.

Selain itu, di dalam paragraf 5.26 disebutkan juga bahwa employer wajib memastikan bahwa paparan yang diterima pekerja remediasi dikendalikan sesuai dengan persyaratan terkait dengan paparan kerja pada situasi paparan terencana.

Dari penjelasan di atas penulis mengambil kesimpulan bahwa terdapat 2 pihak yang bertanggung jawab terhadap keselamatan radiasi dalam situasi paparan darurat yaitu personal atau organisasi yang bertanggung jawab terhadap daerah dengan residu zat radioaktif dan employer. Namun nomen klatur employers tidak dimasukkan karena sudah diwakikan oleh nomen klatur Pemegang izin pada pembahasan sebelumnya.

Bila melihat PP 33/2007, nomen klatur response organization dan personal atau organisasi yang bertanggung jawab terhadap daerah dengan residu zat radioaktif belum masuk kedalam penanggung jawab keselamatan radiasi, sehingga perlu dipertimbangkan untuk memasukkan nomen klatur yang mewakili dua pihak tersebut yaitu personal atau organisasi yang ditunjuk untuk menangani situasi paparan darurat dan situasi paparan yang sudah ada.

4.3.2. Pihak Lain

1. *Radiation Protection Officer*,

Di dalam GSR Part 3 *Radiation Protection Officer* didefinisikan sebagai orang yang berkompoten terhadap proteksi dan keselamatan radiasi untuk mengawasi pelaksanaan persyaratan yang ditetapkan oleh Badan Pengawas, hal ini sejalan dengan tanggung jawab Petugas Proteksi dan Keselamatan di dalam PP 33/2007 .

2. *Workers*

di dalam GSR Part 3 didefinisikan sebagai setiap orang yang bekerja, baik penuh waktu, paruh waktu untuk *employer* yang telah dikenalkan hak dan kewajiban dalam kaitannya dengan proteksi radiasi kerja, hal ini sejalan dengan tanggung jawab Pekerja Radiasi di dalam PP 33/2007.

3. *Referring Medical Practitioner*

Di dalam GSR Part 3 didefinisikan sebagai Profesional dibidang kesehatan yang yang sesuai dengan persyaratan nasional yang mungkin berhubungan dengan Radiological Medical Practitioner. Bila dikaitkan dengan PP 33/2007 tanggung jawab nya kemungkinan sama dengan Tenaga Medik dan Para medik walaupun Di dalam PP 33/2007, tidak ditemukan definisi Tenaga Medik ataupun Paramedik.

Berdasarkan UU 36/2014 tentang Tenaga Kesehatan disebutkan bahwa tenaga kesehatan dikelompokkan kedalam [9]:

- a) Tenaga Medis
- b) Psikologi klinis
- c) Tenaga keperawatan
- d) Tenaga kebidanan
- e) Tenaga kefarmasian
- f) Tenaga kesehatan masyarakat
- g) Tenaga kesehatan lingkungan
- h) Tenaga gizi
- i) Tenaga keterampilan fisik
- j) Tenaga keteknisan medis
- k) Tenaga teknik biomedik
- l) Tenaga kesehatan tradisional; dan
- m) Tenaga kesehatan lain

Di antara kelompok tenaga kesehatan, pada huruf a terdapat salah satu tenaga kesehatan yaitu tenaga medis. Dipasal selanjutnya dijelaskan bahwa tenaga medis terdiri atas dokter, dokter gigi, dokter spesialis, dan dokter gigi spesialis.

Definisi paramedik tidak ditemukan di dalam UU 36/2014, referensi lain [10] menyebutkan bahwa paramedik adalah orang yg bekerja di lingkungan kesehatan sbg pembantu dokter (spt perawat). Jika dibandingkan dengan UU 36/2014 paramedik masuk kedalam Tenaga Keperawatan.

Bila kondisi ini benar, maka nomen klatur Tenaga Medik dan Paramedik di dalam PP 33/2007 perlu diharmonisasikan dengan UU 36/2004 dengan menggantikannya menjadi Tenaga Medis dan Tenaga Keperawatan.

4. *Medical Physicists*

Di dalam GSR Part 3 didefinisikan sebagai Seorang profesional kesehatan dengan pendidikan dan pelatihan spesialis dalam konsep dan teknik penerapan fisika dalam bidang kedokteran dan kompeten untuk berlatih independen dalam satu atau lebih dari subbidang (spesialisasi) fisika medis, hal ini sejalan dengan tanggung jawab Fisikawan Medis yang terdapat di dalam peraturan pelaksana PP 33/2004 yaitu Perka 8/2011 tentang Keselamatan Radiasi dalam Penggunaan Pesawat Sinar-X Radiologi Diagnostik dan Intervensional yaitu Fisikawan Medis adalah tenaga kesehatan yang memiliki kompetensi dalam bidang fisika medik klinik dasar.

Sehingga, Nomen klatur Fisikawan Medis perlu dipertimbangkan untuk dimasukkan kedalam nomen klatur penanggung jawab keselamatan radiasi di dalam amandemen PP 33/2007 karena nomen klatur ini belum muncul di Peraturan tersebut.

5. *Medical Radiation Technologist*

Di dalam GSR Part 3 didefinisikan sebagai Seorang profesional kesehatan, pendidikan dan pelatihan spesialis dalam medis teknologi radiasi, yang kompeten untuk menjalankan prosedur radiologi, atas Delegasi dari Radiological Medical Practitioner, dalam satu atau lebih dari spesialisasi teknologi radiasi medis. Hal ini mungkin sejalan dengan tanggung jawab seorang Radiografer dan Radioterapis yang terdapat di dalam peraturan pelaksana PP 33/2007 yaitu Perka 8/2011 dan Perka 3/2013.

Radiografer didefinisikan sebagai tenaga kesehatan yang memiliki kompetensi dengan diberikan tugas, wewenang, dan tanggung jawab secara penuh untuk melakukan kegiatan Radiologi Diagnostik dan Intervensional.

Radioterapis didefinisikan sebagai tenaga kesehatan keteknisan medis yang memiliki kompetensi dalam operasional peralatan Radioterapi.

Sehingga, nomen klatur Medical Radiation Technologist dalam hal ini Radiografer dan Radioterapis perlu dipertimbangkan untuk dimasukkan kedalam nomen klatur penanggung jawab keselamatan radiasi di dalam Amandemen PP 33/2007.

6. *Qualified Experts*

Di dalam GSR Part 3 *Qualified Expert* adalah Seseorang yang memiliki sertifikasi dari pihak yang berwenang yang memiliki keahlian dibidang fisika medis, proteksi radiasi, kesehatan kerja, keselamatan kebakaran, manajemen mutu atau spesialisasi khusus lain yang relevan.

Menurut Perka 8 Tahun 2011, definisi *Qualified Expert* serupa dengan Tenaga Ahli. Tenaga Ahli didefinisiakan sebagai tenaga kesehatan yang memiliki kompetensi dalam bidang fisika medik klinik lanjut, telah mengikuti clinical residence, dan telah bekerja di Instalasi Radiologi paling kurang 7 (tujuh) tahun. (perka 8 Tahun 2011).

Bila melihat definisinya, *Qualified Experts* yang dimaksud di dalam GSR Part 3 memiliki kemiripan dengan definisi Tenaga Ahli, sehingga dapat disimpulkan nomen klatur tenaga ahli masih relevan dicantumkan di dalam amandemen PP 33/2007.

7. *Supplier of Sources, providers of equipment and software, and providers of consumer product*

Di dalam GSR Part 3 *supplier of sources* didefinisikan sebagai pihak yang memiliki tanggung jawab terhadap desain, pabrikan, produksi atau konstruksi sumber radiasi, hal ini sejalan dengan pihak penanggung jawab di dalam PP 33/2007 yaitu Pihak yang terkait dengan desain, pabrikan, konstruksi sumber. Dan untuk *providers of equipment and software* dan *provider of consumer product* masuk kedalam pihak yang mendapat tanggung jawab khusus dari Pemegang Izin.

Sehingga, di dalam amandemen PP 33/2007 perlu ditambahkan ketiga nomen klatur tersebut yang bila diterjemahkan menjadi Pemasok sumber, penyedia peralatan dan software serta penyedia produk konsumen.

8. *Ethics Committees*

Di dalam GSR Part 3 didefinisikan sebagai pihak yang berkompoten dalam menentukan kelayakan paparan terhadap pasien / sukarelawan dalam hal penelitian biomedis. Bila

melihat definisinya, Ethics Committees belum diperkenalkan di dalam PP 33/2007.

Sebagai perbandingan, di kementerian kesehatan Ethics Committees terkait penelitian kesehatan sudah terbentuk, hal ini dapat dilihat di dalam Keputusan Menteri Kesehatan nomor 562/MENKES/SK/V/2007 tentang Komite Nasional Etik Penelitian Kesehatan yang salah satu tugasnya adalah menyusun pedoman nasional dibidang etik penelitian kesehatan yang mengikutsertakan manusia dan menggunakan hewan percobaan. Peran *Ethics Committees* sangat penting untuk menjamin tidak adanya pelanggaran terhadap hak individu atau subjek manusia yang dikenai paparan radiasi secara sukarela. [11]

Bila mengacu pada Perka 17/2012 tentang Keselamatan Radiasi dalam Kedokteran Nuklir, BAPETEN sudah memperkenalkan istilah penelitian kesehatan namun dengan nomen klatur yang khusus yaitu Penelitian Medik Klinik. Bila melihat definisinya Penelitian Medik Klinik adalah Penelitian dalam kegiatan Kedokteran Nuklir yang melibatkan pasien sebagai obyek penelitian yang bertujuan untuk uji klinik Radiofarmaka dan dilakukan sesuai dengan kode etik kedokteran medik klinik.

Isu kode etik dimunculkan, tetapi tidak ada pernyataan siapa yang memiliki wewenang dalam membuat kode etik kedokteran medik klinik. Bila melihat bahwa penelitian medik klinik menggunakan radiasi pengion harusnya kode etik ini perlu diatur oleh BAPETEN karena masuk dalam lingkup pengawasannya dengan membentuk komite etik / komisi etik khusus untuk penelitian medik klinik sebagaimana yang dibentuk oleh Kementerian Kesehatan. Sehingga perlu dipertimbangkan untuk memasukkan nomen klatur Komite Etik Penelitian Medik Klinik di dalam Amandemen PP 33/2007.

5. KESIMPULAN

Berdasarkan pembahasan, pengembangan subjek hukum yang bertindak sebagai Penanggung Jawab keselamatan radiasi perlu dilakukan dalam Amandemen PP 33/2007. Penanggung Jawab keselamatan radiasi tersebut meliputi:

Pihak Utama, terdiri dari:

1. Pemegang Izin
2. Praktisi Medis Radiologi dalam paparan medik
3. personal atau organisasi yang ditunjuk untuk menangani situasi paparan darurat dan situasi paparan yang sudah ada

4. Pihak Lain, terdiri dari:
5. Petugas Proteksi Radiasi;
6. Pekerja Radiasi;
7. Tenaga Medis dan Tenaga Keperawatan;
8. Fisikawan Medis;
9. Radiografer dan Radioterapis;
10. Tenaga Ahli;
11. Pemasok sumber, Penyedia peralatan dan software serta penyedia produk konsumen;
12. Komite Etik Penelitian Medik Klinik

DAFTAR PUSTAKA

- [1] **Republik Indonesia**, (1997); *Undang-undang Nomor 10 tahun 1997 Tentang Ketenaganukliran*; Setneg, Jakarta
- [2] **Republik Indonesia**, (2011); *Undang-undang Nomor 12 Tahun 2011 Tentang Pembentukan Peraturan Perundang-undangan*; Setneg, Jakarta.
- [3] **IAEA**, (2014); *Radiation Protection dan Safety of Radiation Sources: Intenational Basic Safety Standards GSR Part 3*; IAEA, Vienna.
- [4] **Republik Indonesia**, (2007); *Peraturan Pemerintah Nomor 33 Tahun 2007 Tentang Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif*; Setneg, Jakarta.
- [5] **Republik Indonesia**, (2008); *Peraturan Pemerintah No. 29 Tahun 2008 Tentang Perizinan Pemanfaatan Sumber Radiasi Pengion dan Bahan Nuklir*; Setneg, Jakarta.
- [6] **BAPETEN**, (2013); *Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 3 Tahun 2013 Tentang Keselamatan Radiasi Dalam Penggunaan Radioterapi*; BAPETEN, Jakarta.
- [7] **BAPETEN**, (2012); *Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 17 Tahun 2012 Keselamatan Radiasi Dalam Kedokteran Nuklir*; BAPETEN, Jakarta.
- [8] **BAPETEN**, (2011); *Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 8 Tahun 2011 Keselamatan Radiasi Dalam Penggunaan Pesawat Sinar X Radiologi Diagnostik dan Intervensional*; BAPETEN, Jakarta.
- [9] **Republik Indonesia**, (2014); *Undang-undang Nomor 36 Tahun 2014 Tentang Tenaga Kesehatan*; Setneg, Jakarta.
- [10] <http://kbbi.web.id/paramedis>
- [11] **MENKES**, (2007); *Keputusan Menteri Kesehatan Republik Indonesia Nomor 562/MENKES/SK/V/2007 Tentang Komite Nasional Etik Penelitian Kesehatan*; MENKES, Jakarta.

TANYA JAWAB

1. **Penanya** : LeilySavitri

Pertanyaan:

Apakah pengaturan mengenai keamanan sumber radioaktif akan diatur dalam peraturan perundangan tersendiri ?karena persyaratan tentang tenaga petugas keamanan sumber radioaktif akan dihilangkan.

Jawaban:

Rencananya dalam peraturan pemerintah yang sama. Namun Nomen klatur PKSR akan di komodasi di dalam persyaratan keamanan bukan keselamatan

2. **Nama penanya**: Farida tesafariah

Pertanyaan:

PP 33 th 2008 hanya untuk petugas (pekerja di medis sehingga sdr mengkaitkan dengan undang-undang / kesehatan saja , mengapa dengan undang-undang ketenaga kerja perlu diketahui bahwa radiasi adalah salah satu penyakit akibat kerja yang bisa mendapatkan kompensasi (penyakit hubungan kerja).

Jawaban:

Akan dipertimbangkan untuk menjadikan uketenaga kerja sebagai alasan dan akan dikaji lebih lanjut.



Seminar Keselamatan Nuklir 2015

Makalah Penyaji

Bidang Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif



KAJIAN PASAL 46A DAN 46B PERKA BAPETEN NO. 8 TAHUN 2014 BERKAITAN DENGAN IMPLEMENTASI UJI KELAYAKAN PERALATAN RADIOGRAFI GAMMA INDUSTRI

B.Y. Eko Budi Jumpeno

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi – BATAN
jumpeno@batan.go.id

ABSTRAK

KAJIAN PASAL 46A DAN 46B PERKA BAPETEN NO. 8 TAHUN 2014 BERKAITAN DENGAN IMPLEMENTASI UJI KELAYAKAN PERALATAN RADIOGRAFI GAMMA INDUSTRI. Telah dilakukan kajian terhadap Pasal 46A dan 46B Perka BAPETEN 8/2014 terkait implementasi uji kelayakan peralatan radiografi gamma industri. Berdasarkan Pasal 46B Ayat (4), uji kelayakan peralatan radiografi meliputi 7 parameter yaitu uji kebocoran sumber radioaktif; uji visual dan ketahanan proyeksi; pemeriksaan mekanisme penguncian kamera radiografi; pemeriksaan sambungan antara kamera radiografi dan kabel kendali sumber atau guide tube; pemeriksaan seluruh kabel kendali sumber dan guide tube; pelabelan peralatan radiografi; dan pengukuran tingkat paparan radiasi pada jarak 5 cm dan 1 meter dari permukaan peralatan radiografi, serta pada permukaan. Uji kelayakan peralatan radiografi dilakukan dengan menggunakan metode uji yang mengacu pada standar SNI ISO 3888:2008 pada klausul 5.4.1.1; 5.4.1.2; 5.4.2; 5.6.3; 5.7.1; 5.7.2; 6.3.3; 7.1.1; 7.1.2; 7.1.3; 7.1.5; 5.3, 6.4.1.1 dan 6.4.1.2 serta SNI 18-6650.2-2002 klausul 5.3; 5.3.1; 5.3.2; 5.3.3 dan ketentuan dalam Lampiran A butir A.3. Berdasarkan uraian Pasal 46A Ayat (1), maka peralatan radiografi di wilayah hukum Republik Indonesia yang wajib diuji kelayakannya adalah kamera radiografi Tech Ops seri 660. Namun demikian tidak ada jaminan bahwa kamera radiografi tipe yang lain yang tidak diuji, memenuhi persyaratan kelayakan sebagai radioisotope/exposure device ketika dioperasikan.

Kata kunci: uji kelayakan, peralatan radiografi, gamma, industri.

ABSTRACT

STUDY ON ARTICLE 46A AND 46B OF BAPETEN HEAD ACT NO. 8 YEAR 2014 IN RELATION WITH FEASIBILITY TEST IMPLEMENTATION FOR INDUSTRIAL GAMMA RADIOGRAPHY DEVICES. Study has been conducted to Article 46A and 46b BAPETEN Head Act No. 8 of 2014 regarding the implementation of feasibility test for industrial radiography equipment. Based on the Article 46b paragraph (4), radiographic equipment feasibility testing includes 7 parameters namely : leak test of radioactive sources; visual test and endurance projections; radiographic examination of the camera locking mechanism; radiographic examination of the connection between the camera and the control cable source or guide tube; investigation of all sources and control cable guide tube; radiographic labeling equipment; and measuring the level of radiation exposure at distances of 5 cm and 1 meter from the surface of radiographic equipment, as well as on the surface. Test of the feasibility of radiography equipment performed using the test method refers to the standard ISO 3888: 2008 clause 5.4.1.1; 5.4.1.2; 5.4.2; 5.6.3; 5.7.1; 5.7.2; 6.3.3; 7.1.1; 7.1.2; 7.1.3; 7.1.5; 5.3, 6.4.1.1; 6.4.1.2 and also SNI 18-6650.2-2002 clause 5.3; 5.3.1; 5.3.2; 5.3.3 and the provisions of Appendix A clause A.3. Based on the description of Article 46A Clause (1), the radiographic equipment in the Republic of Indonesia territory that must be tested for feasibility is a radiographic camera Tech Ops series 660. However, there is no guarantee that another type of radiographic cameras were not tested meet the eligibility requirements as radioisotope exposure device when it is operated.

Keyword: feasibility test, radiographic devices, industrial gamma.

1. PENDAHULUAN

IAEA Safety Report No. 7, memuat informasi bahwa insiden kecelakaan dalam bidang radiografi gamma industri relatif tinggi. Salah satu penyebab terjadinya kecelakaan tersebut adalah malfungsi atau kerusakan pada peralatan radiografi gamma industri [1]. Kerusakan tersebut bersifat mekanik. Namun demikian kerusakan ini dapat menyebabkan terjadinya kecelakaan radiasi (paparan radiasi berlebih akibat sumber macet atau sumber lepas).

Di India setiap peralatan radiografi gamma industri (peralatan radiografi) wajib diuji kelayakan keselamatannya sebelum perpanjangan izin pemanfaatan diterbitkan. Division of Radiological Protection-Bhabha Atomic Research Centre (BARC) telah menyusun prosedur pengujian peralatan radiografi yaitu Quality Assurance Procedure for Functional Performance of Industrial Gamma Radiography Exposure Devices [2] dan

diimplementasikan secara konsisten oleh Board of Radiation & Isotope Technology-BARC untuk semua jenis kamera radiografi yang dioperasikan di India [3]. Pengujian peralatan radiografi sebagaimana dilaksanakan di India meliputi pengujian radiasi dan mekanik (non radiasi).

Dalam Perka BAPETEN (Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir) No. 7 Tahun 2009 Pasal 44 ayat (1) disebutkan bahwa pemeriksaan kondisi peralatan radiografi dan peralatan penunjang paling kurang meliputi a. pemeriksaan mekanisme penguncian, b. pengujian pigtail, c. pemeriksaan sambungan peralatan dan kabel, d. pemeriksaan kabel dan guide tube, e. pemeriksaan label peringatan, dan f. pengukuran tingkat paparan radiasi permukaan peralatan [4]. Pemeriksaan pada butir a sampai dengan e bersifat mekanik, sedangkan pemeriksaan butir f bersifat radiasi. Sedangkan, uji kebocoran radioaktif sebagaimana dituliskan dalam Pasal 45 ayat (1) juga merupakan jenis pemeriksaan radiasi.

Pada bulan Mei 2014, BAPETEN melalui Direktorat Perizinan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif (DPFRZR) menerbitkan Surat Edaran (SE) No. 1991/DPFRZR/V-13. Pada butir ketiga surat edaran tersebut diuraikan ketentuan tentang perpanjangan penggunaan Kamera Gamma Tech Ops Seri 660 [5]. Surat Edaran ini ditindaklanjuti dengan penerbitan Perka BAPETEN 8/2014 tentang Perubahan atas Perka BAPETEN 7/2009 [6]. Dalam Perka BAPETEN tersebut dituliskan mengenai batas waktu izin pemanfaatan peralatan radiografi, persyaratan perpanjangan izin, dan parameter uji dalam rangka sertifikasi kelayakan peralatan radiografi untuk peralatan radiografi yang sertifikat bungkusannya tidak diperpanjang oleh pabrikan.

Tulisan dalam makalah ini menguraikan kajian terhadap Perka BAPETEN 4/2014 Pasal 46A dan 46B serta implementasinya pada uji kelayakan peralatan radiografi industri.

2. TINJAUAN PUSTAKA

2.1. Peralatan Radiograf Gamma Industri

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.



a. Kamera radiografi

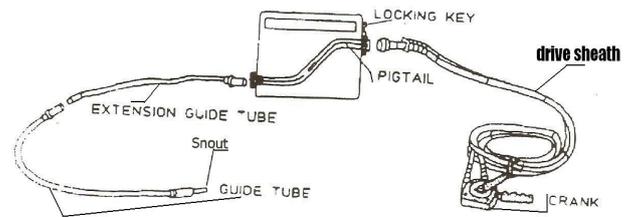


b. Alat kendali jarak jauh



c. Kamera radiografi terpasang

Gambar 1: Kamera radiografi industri jenis portabel dan peralatan penunjang



Gambar 2: Skema kamera radiografi industri dan peralatan penunjangnya



Gambar 3: Berbagai jenis kamera gamma yang beredar di Indonesia.

Kamera radiografi yang dimanfaatkan dalam industri radiografi dapat dipandang sebagai peralatan isotop/paparan (*isotope/exposure device*) atau sebagai bungkus (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.

Kamera radiografi jenis Sentinel dan Gamma Mat merupakan dua merek kamera gamma yang umum dikenal oleh penyedia jasa uji tak rusak di Indonesia. Tipe kamera gamma yang beredar cukup banyak, misalnya Tech Ops seri 660, Sentinel seri 880, dan Gammamat seri TSI. **Gambar 3** melukiskan berbagai jenis kamera radiografi gamma yang banyak beredar di Indonesia.

Berdasarkan data sampling dari 19 perusahaan anggota Persatuan Perusahaan Penguji Peralatan dan Instalasi Indonesia (PERPINDO), diperoleh jumlah kamera radiografi Tech Ops seri 660 sebanyak 59 buah, Sentinel seri 880 sebanyak 45 buah, dan Gammamat TSI sebanyak 30 buah [6].

2.2. Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 8 Tahun 2014

Perka BAPETEN 8/2014 tentang Perubahan atas Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 7 Tahun 2009 ditetapkan pada bulan Juni 2014. Berkaitan dengan uji kelayakan peralatan radiografi, dalam Perka BAPETEN 7/2009 disisipkan 3 pasal baru yang tersurat dalam Perka BAPETEN 8/2014 yaitu Pasal 46A, 46B, dan 46C.

Pasal 46A Ayat (1) menyebutkan bahwa Peralatan Radiografi yang tidak diperpanjang sertifikatnya oleh pabrikan setelah 30 Juni 2013, hanya dapat digunakan di Wilayah Republik Indonesia sampai dengan 31 Desember 2014. Sedangkan Ayat (2) ditulis

bahwa Peralatan radiografi sebagaimana dimaksud pada Ayat (1) dapat digunakan paling lama 30 Juni 2017 bila mempunyai sertifikat kelayakan dari Kepala BAPETEN dan sebelumnya mempunyai izin pemanfaatan dari Kepala BAPETEN.

Sementara itu, pada Pasal 46B Ayat (1), disebutkan bahwa untuk mendapatkan sertifikat kelayakan, Pemegang Izin harus menyampaikan permohonan sertifikasi kelayakan kepada Kepala BAPETEN dengan melampirkan sertifikat lolos uji peralatan radiografi. Pada Ayat (2), dituliskan bahwa sertifikat lolos uji harus diterbitkan oleh lembaga uji yang terakreditasi, atau bila tidak tersedia, Kepala BAPETEN dapat melakukan penunjukkan lembaga uji [Ayat (3)].

Parameter uji sebagaimana disebutkan dalam Pasal 46B Ayat (4) meliputi:

1. uji kebocoran sumber radioaktif;
2. uji visual dan ketahanan proyeksi;
3. pemeriksaan mekanisme penguncian kamera radiografi;
4. pemeriksaan sambungan antara kamera radiografi dan kabel kendali sumber atau guide tube;
5. pemeriksaan seluruh kabel kendali sumber dan guide tube;
6. pelabelan peralatan radiografi; dan
7. pengukuran tingkat paparan radiasi pada jarak 5 cm dan 1 meter dari permukaan peralatan radiografi, serta pada permukaan.

2.3. Standar SNI Dalam Uji Kelayakan Peralatan Radiografi Gamma Industri.

SNI ISO 3999:2008 adalah standar nasional Indonesia yang menetapkan persyaratan mengenai kinerja, desain dan uji dari peralatan radiografi gamma industri atau peralatan radiografi dengan kontainer paparan tetap, mobile, dan portabel. Standar nasional ini diadopsi dari standar internasional ISO 3999:1999 tentang Radiation protection – Apparatus for Industrial gamma radiography – Specifications for performance, design and tests. Standar ISO 3999 ditetapkan sebagai SNI pada tanggal 13 Maret 2009 melalui Keputusan Kepala BSN No. 18/KEP/BSN/3/2009. Sedangkan SNI 18-6650.2-2002 diadopsi dari ISO 9978:1992 (E): Radiation protection – Sealed radioactive sources – Leakage test methods. Standar ini dipersiapkan oleh Pantek Nasional 85S BSN Bidang Instalasi dan Keselamatan Nuklir dan dikonsensuskan pada tanggal 12 November 2001.

Uji kelayakan peralatan radiografi mengacu pada standar nasional Indonesia yaitu SNI ISO 3999:2008 dan SNI 18-6650.2-2002. Standar Nasional Indonesia ISO 3999:2008 menjadi acuan dalam melakukan pengujian pada peralatan radiografi gamma yang berkaitan dengan kondisi mekanik peralatan dan kebocoran penahan radiasi (kamera gamma), sedangkan SNI 18-6650.2-2002 menjadi acuan dalam melakukan uji kebocoran sumber radioaktif.

Metode pengujian pada peralatan radiografi bersifat tidak merusak (non destructive testing). Dalam pengujian ini, kamera gamma radiografi industri diperlakukan sebagai peralatan radioisotop/paparan bukan sebagai bungkusan atau kontainer pengangkut. Uji kondisi mekanik yang disebut sebagai uji visual dan ketahanan proyeksi mengacu pada standar yang dituliskan pada klausul 5.4.1.1; 5.4.1.2; 5.4.2; 5.6.3; 5.7.1; 5.7.2; 6.3.3; 7.1.1; 7.1.2; 7.1.3; dan 7.1.5. dalam SNI ISO 3999:2008. Sedangkan Uji kebocoran penahan radiasi mengacu standar pada klausul 5.3, 6.4.1.1 dan 6.4.1.2 pada SNI ISO 3999:2008.

Pada metode uji kebocoran sumber radioaktif, SNI 18-6650.2-2002 menjadi acuan. Standar yang diacu sebagai metode uji adalah klausul 5.3; 5.3.1; 5.3.2; 5.3.3 dan ketentuan dalam Lampiran A butir A.3, SNI 18-6650.2-2002.

3. METODE KAJIAN

Kajian Perka BAPETEN 8/2014 yang berkaitan dengan pelaksanaan Pasal 46A dan 46B dalam uji kelayakan peralatan radiografi dilakukan melalui studi literatur dan analisis data uji kelayakan peralatan radiografi di PTKMR BATAN.

4. HASIL DAN PEMBAHASAN

Dengan ditetapkannya Perka BAPETEN 8/2014 maka kepastian hukum akan perlunya uji kelayakan peralatan radiografi dan ketentuan mengenai tata cara pengujian tersebut menjadi jelas. Berdasarkan Pasal 46B Ayat (4) terdapat 7 parameter uji kelayakan peralatan radiografi. Karena parameter uji yang tercantum Perka BAPETEN perlu diimplementasikan dalam prosedur teknis maka standar nasional/internasional yang berkaitan dengan metode pengujian dan kriteria kelulusan pengujian perlu diadopsi. Tabel berikut menguraikan parameter uji berdasarkan Perka BAPETEN 8/2014 Pasal 46B dan acuan metode pengujian yang tercantum dalam standar nasional yang terkait dengan uji kelayakan peralatan radiografi.

Tabel 1 menggambarkan ketentuan uji kelayakan peralatan radiografi dalam Perka BAPETEN 8/2014 Pasal 46B dan metode uji yang diadopsi dari Standar Nasional Indonesia.

Sebagai laboratorium pengujian yang sudah terakreditasi, Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi (PTKMR-BATAN) mengembangkan dan menerapkan prosedur uji kelayakan peralatan radiografi berdasarkan metode yang diadopsi dari Standar Nasional Indonesia. Hasil pengujian peralatan radiografi dalam kurun waktu Maret-Oktober 2014 dapat dilihat pada **Tabel 2**.

Tabel 1: Acuan metode uji dalam Standar Nasional Indonesia terkait parameter uji kelayakan peralatan radiografi dalam Perka BAPETEN 8/2014.

No.	Parameter Uji Sesuai Perka BAPETEN 8/2014	Acuan Metode Uji Dalam Standar	Nama Standar Nasional Yang Diadopsi
1	Uji kebocoran sumber radioaktif	i. Klausul 5.3; 5.3.1; 5.3.2; 5.3.3 j. Lampiran A butir A.3	SNI 18-6650.2-2002
2	Uji visual dan ketahanan proyeksi	a. Klausul 5.4.1.1 b. Klausul 5.6.3 c. Klausul 5.7.1 dan 5.7.2 d. Klausul 6.3.3.	SNI ISO 3999:2008
3	Pemeriksaan mekanisme penguncian zat radioaktif	a. Klausul 5.4.1.2 b. Klausul 5.4.2	SNI ISO 3999:2008
4	Pemeriksaan sambungan antara peralatan radiografi dan kabel	Klausul 6.3.3.	SNI ISO 3999:2008
5	Pemeriksaan seluruh kabel dan guide tube	Klausul 5.7.1 dan 5.7.2	SNI ISO 3999:2008
6	Pengukuran tingkat paparan radiasi pada jarak 5 cm dan 1 meter dari permukaan peralatan radiografi	a. Klausul 5.3 b. Klausul 6.4.1.1 dan 6.4.1.2	SNI ISO 3999:2008
7	Pelabelan peralatan radiografi	Klausul 7.1.1, 7.1.2, 7.1.3, dan 7.1.5	SNI ISO 3999:2008

Tabel 2: Hasil uji kelayakan peralatan radiografi yang dilaksanakan di PTKMR BATAN Tahun 2014

No.	Jenis Kamera Gamma	Hasil Pengujian			Keterangan
		Laju Kebocoran Radiasi	Uji Kebocoran	Uji Visual dan Ketahanan Proyeksi	
1.	Tech Ops 660 s/n: 261	Lolos	Lolos	Tidak lolos	20/03/2014
2.	Tech Ops 660 s/n: 5602	Lolos	Lolos	Tidak lolos	28/03/2014
3.	Tech Ops 660 s/n: 3893	Lolos	Lolos	Lolos	28/03/2014
4.	Tech Ops 660 s/n: 745	Lolos	Lolos	Tidak lolos	14/04/2014
5.	Tech Ops 660 s/n: 3501	Lolos	Lolos	Tidak lolos	14/04/2014
6.	Tech Ops 660 s/n: 3502	Lolos	Lolos	Tidak lolos	15/04/2014
7.	Tech Ops 660 s/n:B3368	Lolos	Lolos	Lolos	19/06/2014
8.	Tech Ops 660 s/n:4430	Lolos	Lolos	Tidak lolos	19/06/2014
9.	Delta 880 s/n:D10779	Lolos	Lolos	Lolos	19/06/2014
10.	Tech Ops 660 s/n:4739	Lolos	Lolos	Tidak lolos	25/07/2014
11.	Tech Ops 660 s/n:1262	Lolos	Lolos	Lolos	25/07/2014
12.	Tech Ops 660 s/n:1687	Lolos	Lolos	Tidak lolos	28/08/2014
13.	Tech Ops 660 s/n: 4984	Lolos	Lolos	Lolos	28/08/2014
14.	Tech Ops 660 s/n: B 1486	Lolos	Lolos	Lolos	01/09/2014
15.	Tech Ops 660A s/n:A 1357	Lolos	Lolos	Lolos	23/09/2014
16.	Tech Ops 660 s/n: B 1686	Lolos	Lolos	Tidak lolos	07/10/2014
17.	Tech Ops 660 s/n: B 1561	Lolos	Lolos	Lolos	15/10/2014

Sumber: Subbidang KKPR, PTKMR-BATAN

Uji kelayakan peralatan radiografi yang dilakukan sebagaimana dapat dilihat pada **Tabel 1** dan **Tabel 2** merupakan uji kelayakan peralatan radiografi yang bersifat tak merusak (*non destructive testing*) pada kamera radiografi gamma. Dalam pengujian ini, kamera radiografi ditinjau sebagai suatu peralatan (*radioisotope/exposure device*), sedangkan ketentuan dalam Pasal 46A Ayat (1) Perka BAPETEN 8/2008 terkait dengan penghentian sertifikat kamera radiografi gamma sebagai sebuah bungkusan (kontainer pengangkut). Mengingat insiden maupun kecelakaan radiasi yang terjadi pada kegiatan radiografi industri umumnya terkait dengan fungsi peralatan radiografi (kamera radiografi gamma) sebagai *exposure device* maka seharusnya uji kelayakan peralatan radiografi diberlakukan untuk semua tipe peralatan radiografi yang dioperasikan di wilayah hukum Republik Indonesia. Alasannya adalah tidak ada jaminan bahwa peralatan radiografi yang sertifikat bungkusannya masih berlaku, masih layak dioperasikan sebagai peralatan radioisotop/paparan, apalagi jika peralatan radiografi tersebut tidak dioperasikan dengan baik oleh operator, peralatan kurang perawatan, dan peralatan sering dioperasikan dalam kondisi lapangan yang berat misalnya; faktor kelembaban, temperatur dan polusi tinggi.

Menunjuk regulasi terkait izin pemanfaatan peralatan radiografi, uji kelayakan peralatan radiografi yang diberlakukan di India ditujukan untuk semua jenis kamera radiografi sebagaimana dilaporkan dalam Radiography Camera Inspection oleh Board of

Radiation & Isotope Technology, India bulan Juni 2013. Jaminan keselamatan merupakan alasan perlunya dilakukan uji kelayakan peralatan radiografi secara berkala.

Menunjuk Pasal 46A Ayat (2) Perka BAPETEN 8/2014, dinyatakan bahwa peralatan radiografi yang memiliki sertifikat kelayakan dari Kepala BAPETEN masih dapat digunakan sampai dengan 30 Juni 2017. Namun tidak ada jaminan bahwa dalam rentang waktu 3 tahun peralatan radiografi yang diuji masih layak dioperasikan dan aman. Belajar dari pengalaman India dalam menyelenggarakan regulasi pemanfaatan peralatan radiografi gamma, maka kelayakan peralatan radiografi dapat lebih dapat dipastikan apabila rentang waktu berlakunya sertifikat kelayakan sama dengan lamanya izin pemanfaatan sumber sebagaimana diberlakukan di India. Regulator di India mewajibkan peralatan radiografi diuji kelayakannya sebelum digunakan untuk menyimpan sumber radioaktif pada penggantian sumber (*re-loading*).

Menunjuk ketentuan Pasal 46B Ayat (6) Perka BAPETEN 8/2014 yang menyatakan bahwa sertifikat kelayakan tidak dapat diperpanjang maka dapat diuraikan sebagai berikut:

berdasarkan uraian Pasal 46A Ayat (1) dan data peralatan radiografi yang diuji pada **Tabel 2**, kamera radiografi yang wajib diuji kelayakannya adalah Tech Ops seri 660. Sedangkan kamera radiografi Sentinel seri 880 dan Gamma Mat tidak wajib. Dalam hal ini tidak ada jaminan bahwa kamera radiografi yang tidak diuji tersebut layak digunakan di lapangan mengingat kamera radiografi tersebut tidak pernah dilakukan uji kelayakan.

Keputusan diperpanjang atau tidak diperpanjangnya sertifikat kelayakan semestinya didasarkan pada kriteria tertentu yang ditetapkan oleh BAPETEN. Ketentuan/kriteria tersebut semestinya diterapkan terhadap kamera radiografi yang sertifikat kelayakannya sudah berakhir.

Mengacu pada pengalaman India dalam menerapkan jaminan kualitas unjuk kerja fungsi peralatan radiografi maka sistem uji kelayakan peralatan radiografi yang dilakukan di India dapat diadopsi dengan tetap memperhatikan peraturan perundang-undangan yang berlaku di Indonesia.

5. KESIMPULAN DAN SARAN

Berdasarkan uraian tentang kajian pasal 46A dan 46B Perka BAPETEN 8/2014 terkait uji kelayakan peralatan radiografi dapat disimpulkan sebagai berikut:

1. Terdapat 7 parameter uji dalam Pasal 46B Perka BAPETEN 8/2014 yang diimplementasikan pada uji kelayakan peralatan radiografi dalam bentuk prosedur teknis yang mengacu SNI ISO 3999:2008 dan SNI 18-6650.2-2002.
2. Uji kelayakan radiografi yang dilakukan berdasarkan metode standar dalam SNI ISO 3999:2008 dan SNI 18-6650.2-2002 adalah uji tak rusak (*non destructive testing*) yang mana kamera radiografi yang diuji ditinjau sebagai peralatan (*radioisotope/exposure device*), bukan sebagai bungkusan (*transport container*).
3. Berdasarkan Pasal 46A Ayat (1), maka peralatan radiografi di wilayah hukum Indonesia yang wajib diuji kelayakannya adalah kamera radiografi Tech Ops seri 660, sedangkan kamera radiografi Sentinel seri 880 dan Gamma Mat/TSI tidak wajib. Namun demikian tidak ada jaminan bahwa kamera radiografi yang tidak diuji memenuhi persyaratan kelayakan sebagai *radioisotope/exposure device* ketika dioperasikan.

Berdasarkan kesimpulan di atas maka dapat disampaikan saran-saran sebagai berikut:

1. Uji kelayakan peralatan radiografi berdasarkan Pasal 46B Perka BAPETEN 8/2014 mestinya diberlakukan bagi semua jenis peralatan radiografi yang dioperasikan di wilayah hukum

Indonesia sehingga dapat dipastikan dipenuhinya persyaratan kelayakan pada peralatan tersebut.

2. Uji kelayakan peralatan radiografi mestinya dilakukan secara berkala ketika dilakukan perpanjangan izin pemanfaatan sumber radioaktif (*re-loading*)

DAFTAR ACUAN

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, (2003); *Lesson Learned from Accidents in Industrial Radiograph, Safety Series No. 7*; Vienna.
- [2] KANNAN, R., et al, (2003); *Quality Assurance Procedure for Functional Performance of Industrial Gamma Radiography Exposure Devices, BARC Report*; Mumbai.
- [3] BOARD OF RADIATION & ISOTOPE TECHNOLOGY, (2013); *Radiography Camera Inspection, BRIT Report*; Mumbai.
- [4] BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR, (2009); *Keselamatan Radiasi dalam Penggunaan Peralatan Radiografi Industri, Perka BAPETEN No. 7 Tahun 2009*; Jakarta.
- [5] BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR, (2013); *Surat Edaran No. 1991/DPFRZR/V-13, DPFRZR*; Jakarta.
- [6] BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR, (2014); *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.
- [7] BADAN STANDARDISASI NASIONAL, (2002); *Proteksi radiasi-Sumber radioaktif tertutup. Bagian 2: Metode uji kebocoran. SNI 18-6650.2-2002*; Jakarta.
- [8] BADAN STANDARDISASI NASIONAL, (2008); *Proteksi radiasi-Peralatan untuk radiografi gamma industri-Spesifikasi untuk kinerja, desain dan uji. SNI ISO 3999:2008*; Jakarta.
- [9] BOARD OF RADIATION AND ISOTOPE TECHNOLOGY, (2013); *Radiography Camera Inspection, BRIT-BARC Report*; Mumbai.
- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, (1996); *Manual on Gamma Radiography Incorporating: Application Guide, Procedure Guide and Basic Guide Useful. Revision 1*; Vienna.
- [11] AQUINO, JO, et al, (2003); *Evaluation of the Radiological Safety of 192 Ir Apparatus for Industrial Gamma Radiography, IRD/CNEN*; Rio de Janeiro, Brazil.
- [12] INTERNATIONAL ORGANIZATION OF STANDARDIZATION, (1997); *International Standar ISO 3999, Rev. 1st edition. Apparatus for Industrial gamma radiography – Design and test criteria, , ISO, Switzerland, 47 p.*
- [13] INTERNATIONAL ORGANIZATION OF STANDARDIZATION, (2000); *Inter-national Standar ISO 3999-1, Apparatus for Industrial gamma radiography, part 1: Specifications for performance, design and tests, ISO, Switzerland, 31 p.*
- [14] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, (1996); *Radiation Protection and Safety in Industrial Radiography. Safety Series No. 13*; Vienna.

TANYA JAWAB

1. **Penanya :** *Togap M*

Pertanyaan:

- a) Mengapa masa berlaku sertifikat uji kelayakan tidak ditentukan?
- b) Mengapa hanya 7 parameter yang diujikan

Jawaban:

- a) PTKMR sebagai lab penguji tidak berwenang menentukan masa berlaku sertifikat uji. Lab penguji hanya berwenang menentukan lolos/tidaknya lolos uji.
- b) Berdasarkan klausul dalam SNI ISO 3888:2008 dan SNI 18-6650.2-2002 hanya 7 parameter yang terkait dengan uji kelayakan peralatan radiografi gamma industri



Seminar Keselamatan Nuklir 2015

Makalah Penyaji

Bidang Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif

Prosiding
Seminar
Keselamatan
Nuklir
2015

ASPEK KESELAMATAN PADA PROSES PRODUKSI RADIOISOTOP

Suhaedi Muhammad¹, Rr.Djarwanti,RPS², Eko Lestariningsih²

¹Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi – BATAN

²Pusat Tekonologi Radioisotop dan Radiofarmaka – BATAN

suhaedi.muhammad62@gmail.com

ABSTRAK

ASPEK KESELAMATAN PADA PROSES PRODUKSI RADIOISOTOP. Agar proses produksi radioisotop tidak menimbulkan dampak radiologi yang merugikan baik bagi pekerja radiasi, masyarakat maupun lingkungan, maka pemegang izin (PI) sesuai dengan Peraturan Pemerintah Nomor 33 Tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif dan Peraturan Kepala Badan Tenaga Nuklir Nomor 4 Tahun 2013 tentang Proteksi Dan Keselamatan Radiasi Dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir harus mampu mewujudkan tujuan keselamatan radiasi melalui pemenuhan aspek keselamatan pada tiap tahapan proses produksi radioisotop. Pemenuhan aspek keselamatan ini harus bersifat menyeluruh mulai dari penyiapan kapsul sasaran, transportasi target hasil iradiasi, kondisi daerah kerja, lepasan melalui cerobong, pengambilan sampel untuk analisa produk, proses analisa sampel sampai dengan pengemasan produk radioisotop sebelum dikirim ke konsumen.

Kata Kunci : Aspek keselamatan, produksi, radioisotop

ABSTRACT

SAFETY ASPECTS IN RADIOISOTOPE PRODUCTION. Radioisotope production processes in order not to cause adverse radiological impacts both for radiation workers, the public and the environment, then the licensee (PI) according to Government Regulation No. 33 Year 2007 on Ionizing Radiation Safety and Security of Radioactive Sources and the Nuclear Energy Agency Regulation No. 4 of 2013 on the Protection and radiation safety in Nuclear Power Utilization should be able to realize the goal of radiation safety through compliance with safety aspects at every stage of the process of production of radioisotopes. Fulfillment of the safety aspect should be thoroughly ranging from the preparation of the target capsule, transport for the target irradiation results, conditions of employment, removable through the chimney, taking samples for analysis of products, analysis processes of samples up to radioisotope product packaging before being sent to the consumer.

Keywords: safety aspects, production, radioisotopes

1. PENDAHULUAN

Sebagaimana diatur di dalam Peraturan Pemerintah Nomor 33 Tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif khususnya pasal 6 ayat 2.a [1] dan Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 4 Tahun 2013 tentang Proteksi Dan Keselamatan Radiasi Dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir khususnya pasal 4 ayat 1.a, pemegang izin (PI) yang melakukan kegiatan pemanfaatan tenaga nuklir termasuk di dalamnya kegiatan produksi radioisotop bertanggungjawab untuk mewujudkan tujuan keselamatan radiasi [4].

Salah satu bentuk perwujudan dilaksanakannya tujuan keselamatan radiasi adalah mengoptimalkan proteksi dan keselamatan radiasi dalam kegiatan pemanfaatan tenaga nuklir (pasal 5.d). Dalam hal kegiatan produksi radioisotop, bentuk implementasi dari optimalisasi proteksi dan keselamatan radiasi adalah dipenuhinya aspek keselamatan pada rangkaian kegiatan proses produksi radioisotop.

Mengingat kegiatan proses produksi radioisotop merupakan salah satu jenis kegiatan pemanfaatan tenaga nuklir dengan dampak radiologi tinggi, maka pelaksanaannya harus dilakukan secara baik dan benar dengan aspek keselamatan menjadi perhatian yang paling utama. Tujuannya agar rangkaian kegiatan produksi radioisotop mulai dari tahap persiapan, tahap pelaksanaan maupun sampai produk radioisotop siap dikirim ke konsumen dapat berjalan dengan baik dan benar serta tidak menimbulkan

dampak radiologi yang merugikan baik bagi pekerja, masyarakat maupun lingkungan.

Tulisan ini dibuat sebagai informasi bagi siapapun agar dapat mengetahui dan memahami dengan baik dan benar bahwa proses produksi radioisotop dapat berjalan dengan aman, selamat dan sehat baik bagi pekerja, masyarakat maupun lingkungan.

2. POKOK BAHASAN

Tulisan berikut ini akan membahas masalah aspek keselamatan pada proses produksi radioisotop yang di dalamnya meliputi pemeriksaan kelayakan kapsul sasaran, pengawasan transportasi target hasil iradiasi, kondisi daerah kerja, lepasan melalui cerobong, pengambilan sampel untuk analisa kualitas produk, proses analisa kualitas produk, pemasukan produk radioisotop ke dalam botol nalgen, pengeluaran outer container dari dalam transfer cell dan pengemasan produk radioisotop

3. BAHAN DAN METODOLOGI

Bahan-bahan yang digunakan dalam penyusunan tulisan tentang aspek keselamatan pada proses produksi radioisotop ini terdiri dari dokumen Laporan Analisis Keselamatan Instalasi Produksi Radioisotop Dan Radiofarmaka Revisi 4 Tahun 2011, Peraturan Pemerintah No. 33 Tahun 2007 Tentang Keselamatan

Radiasi Pengion Dan Keamanan Sumber Radioaktif, Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 16 Tahun 2012 tentang Tingkat Klierens serta Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 04 Tahun 2013 tentang Proteksi dan Keselamatan Radiasi dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir [1,2,3,4].

Sedangkan metode yang digunakan berupa tinjauan literatur di atas dan tinjauan pengalaman terkait dengan pengoperasian IPRR.

4. HASIL DAN PEMBAHASAN

4.1. Pemeriksaan Kelayakan Pengiriman Kapsul Sasaran Irradiasi.

Perlu diketahui bahwa untuk keperluan produksi radioisotop seperti Molybdenum-99, digunakan 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. Sebelum kapsul sasaran ini dikirim ke reaktor untuk diirradiasi selama 240 jam dengan flux neutron 2×10^{14} n/cm²/detik, maka terlebih dahulu dilakukan pemeriksaan kelayakan pengiriman yang meliputi [2] :

1. Pemeriksaan kualitas hasil pengelasan dengan menggunakan metode gelembung udara (bubble test).

Dengan menggunakan metode ini, jika ada kebocoran maka akan kelihatan kecepatan pembentukan gelembung udara lebih cepat dibandingkan dengan gelembung udara normal yang ada di sekeliling kapsul.

2. Tes usap pada permukaan kapsul sasaran.

Kapsul sasaran dinyatakan bebas kontaminasi jika nilai tingkat kontaminasi permukaannya kurang dari 0,37 Bq/cm².

Dari hasil pemeriksaan ini, kapsul sasaran dinyatakan layak kirim apabila tidak ada kebocoran dan nilai tingkat kontaminasi permukaannya kurang dari 0,37 Bq/cm². Pemenuhan terhadap dua aspek keselamatan ini sangat penting guna menghindari terjadinya hal-hal yang tidak diinginkan pada saat berlangsungnya irradiasi.

4.2. Pengawasan Transportasi Target Hasil Irradiasi

Transportasi target hasil irradiasi dari reaktor ke fasilitas produksi radioisotop dapat dilakukan dengan dua cara yaitu lewat jalan darat dengan menggunakan transfer cask (sarana pengangkutan target hasil irradiasi dengan bahan shielding dari depleted uranium dan Pb, berat 7 ton, panjang 1,5 meter serta diameter 1 meter) dan menggunakan transfer canal [2].

Transportasi target hasil irradiasi menggunakan transfer cask dinyatakan aman jika laju paparan radiasi pada permukaannya kurang dari 200 mR/jam (2 mSv/jam) serta nilai tingkat kontaminasi permukaannya kurang dari 3,7 Bq/cm². Sedangkan transportasi target hasil irradiasi menggunakan transfer canal dinyatakan aman jika laju paparan radiasi pada permukaan air kanal selama proses pemindahan dari reaktor ke dalam hot cell tidak menyebabkan adanya penerimaan dosis yang melebihi nilai pembatas dosis harian yang telah ditetapkan oleh pemegang izin sebesar 0,076 mSv (nilai pembatas dosis untuk IPRR telah ditetapkan sebesar 19 mSv/tahun) serta nilai konsentrasi aktivitas dari air kanal tidak melebihi nilai tingkat klierens untuk hasil fisi sebagaimana ditetapkan di dalam lampiran 1 Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 16 Tahun 2012 tentang Tingkat Klierens [3] .

4.3. Kondisi Daerah Kerja

Guna melindungi kesehatan pekerja radiasi, maka kondisi daerah kerja di sekitar fasilitas produksi radioisotop baik sebelum, pada saat serta setelah proses produksi harus benar-benar dijamin keselamatan dan kesehatannya dengan ketentuan sebagai berikut [1,2] :

1. Laju paparan radiasi pada gallery hot cell (daerah bagian depan dari hot cell produksi radioisotop) besarnya tidak sampai mengakibatkan adanya penerimaan dosis yang lebih besar dari 1 mSv/tahun. Sedangkan tingkat kontaminasi permukaannya harus bebas dan tingkat kontaminasi udaranya kurang dari 0,1 Bq/liter.
2. Laju paparan radiasi pada hot cell service area (daerah bagian belakang dari hot cell produksi radioisotop) besarnya tidak sampai mengakibatkan adanya penerimaan dosis yang lebih besar dari nilai batas zona yang ditetapkan (6 mSv/tahun \leq dosis yang diterima < 20 mSv/tahun). Sedangkan tingkat kontaminasi permukaannya lebih besar atau sama dengan 0,37 Bq/cm² tapi kurang dari 3,7 Bq/cm² untuk alpha dan lebih besar atau sama dengan 3,7 Bq/cm² tapi kurang dari 37 Bq/cm² untuk beta serta tingkat kontaminasi udaranya kurang dari 0,1 Bq/liter.
3. Laju paparan radiasi pada daerah pendukung besarnya tidak sampai mengakibatkan adanya penerimaan dosis yang lebih besar dari nilai batas zona yang ditetapkan (1 mSv/tahun \leq dosis yang diterima < 6 mSv/tahun). Sedangkan tingkat kontaminasi permukaannya kurang dari 0,37 Bq/cm² untuk alpha dan kurang dari 3,7 Bq/cm² untuk beta serta tingkat kontaminasi udaranya kurang dari 0,1 Bq/liter.

4.4. Lepasn Melalui Cerobong

Ada tiga jenis lepasn yang harus dipantau pada saat berlangsungnya proses produksi radioisotop, yaitu Iodium, Partikulat dan Gas Nobel. Proses produksi radioisotop dinyatakan aman dan selamat jika nilai bacaan pada stack monitor yang menunjukkan lepasn yang keluar melalui cerobong tidak melebihi nilai batas yang ditetapkan (Iodium : $7,3152 \times 10^6$ Bq/jam, Partikulat: $3,7619 \times 10^7$ Bq/jam dan Gas Nobel : $1,6719 \times 10^7$ Bq/jam) [2].

Dari rangkaian pelaksanaan proses produksi radioisotop, tahap pemanasan merupakan tahap yang paling penting dan sering terjadi lepasn. Kualitas sambungan antara T-Section dengan kapsul irradiasi serta perilaku operator dalam melakukan kegiatan produksi radioisotop sangat berpengaruh terhadap besar kecilnya lepasn yang terjadi.

Jika kondisi sistem filtrasi dan sistem VAC kurang bagus, maka adanya lepasn ini juga bisa mempengaruhi tingkat kontaminasi udara di daerah kerja.

4.5. Pengambilan Sampel Untuk Analisa Kualitas Produk

Jika tahapan proses produksi radioisotop telah selesai, maka untuk mengetahui kualitas produk radioisotop yang akan dikirim ke konsumen terlebih dahulu dilakukan analisa sampel. Pada kegiatan pengambilan sampel untuk analisa produk ini terdapat potensi paparan radiasi yang berasal dari proses pengeluaran kontener yang berisi sampel produk dari dalam transfer Hot cell melalui plug door Hot Cell dan dari permukaan kontener sepanjang perjalanan dari transfer Hot cell ke ruang analisa sampel. Guna menjamin kesehatan pekerja radiasi yang melakukan kegiatan pengambilan sampel untuk analisa kualitas produk, maka pekerja radiasi harus menggunakan perlengkapan proteksi radiasi personil minimal terdiri dari jas lab, shoe cover/sepatu lab, sarung tangan, tutup kepala, masker, kacamata Pb dan baju apron. Sedangkan besarnya dosis yang diterima tidak boleh melebihi nilai pembatas dosis harian sebesar 0,076 mSv. Jika nilai batas dosis ini terlampaui, maka dosis yang diterima tidak boleh melebihi nilai pembatas dosis mingguan sebesar 0,38 mSv [2].

Berdasarkan pengalaman selama ini besarnya laju paparan radiasi pada saat plug door Hot Cell dibuka rata-rata 100 mR/jam, sedangkan laju paparan radiasi pada permukaan kontener yang berisi sampel produk Mo^{99} atau produk I-131 adalah 50 mR/jam. Adapun waktu yang dibutuhkan untuk mengeluarkan kontener

dari dalam transfer Hot Cell rata-rata 1 menit dan waktu untuk membawa kontener ke ruang kendali kualitas rata-rata 5 menit.

Berdasarkan data tersebut, maka perkiraan besarnya nilai dosis yang diterima oleh operator produksi yang mengeluarkan sampel produk radioisotop dari dalam transfer Hot Cell adalah 0,017 mSv, sedangkan besarnya dosis yang diterima oleh petugas kendali kualitas yang membawa kontener yang berisi sampel produk radioisotop adalah 0,042 mSv.

4.6. Proses Analisa Kualitas Produk

Proses analisa sampel yang dilakukan oleh petugas kendali kualitas berlangsung di dalam fume hood yang dilengkapi dengan sistem exhaust khusus dan terintegrasi dengan sistem exhaust instalasi produksi radioisotop. Untuk menjamin keselamatan dan kesehatan pekerja radiasi, maka besarnya laju paparan radiasi di permukaan shielding pada saat berlangsungnya proses analisa sampel di dalam fume hood jangan sampai mengakibatkan adanya penerimaan dosis yang melebihi nilai pembatas dosis harian sebesar 0,076 mSv. Jika nilai batas dosis ini terlampaui, maka dosis yang diterima tidak boleh melebihi nilai batas dosis mingguan sebesar 0,38 mSv [2].

Berdasarkan pengalaman selama ini besarnya laju paparan radiasi pada saat pelaksanaan kegiatan analisa kualitas produk baik Mo⁹⁹ maupun I-131 rata-rata sekitar 80 mR/jam dengan waktu pelaksanaan selama 20 menit.

Dari data tersebut, maka perkiraan besarnya nilai dosis yang diterima oleh petugas kendali yang melakukan analisa sampel produk radioisotop adalah 0,267 mSv.

4.7. Pemasukan Produk Radioisotop ke dalam Botol Nalgen

Produk radioisotop yang akan dikirim ke konsumen terlebih dahulu harus dimasukkan ke dalam botol nalgen. Proses pemasukan produk radioisotop ke dalam botol nalgen dilakukan di dalam Hot Cell produksi radioisotop. Sebelum botol nalgen dimasukkan ke dalam inner container, maka guna mencegah terjadinya penyebaran kontaminasi, di dalam transfer cell botol nalgen didekontaminasi terlebih dahulu. Botol nalgen dinyatakan bebas kontaminasi jika nilai tingkat kontaminasi permukaannya kurang dari 3,7 Bq/cm² [2].

4.8. Pengeluaran Outer Container Dari Dalam Transfer Cell

Botol nalgen yang berisi radioisotop dan sudah dinyatakan bebas kontaminasi di dalam transfer cell dimasukkan ke dalam inner container. Sebelum dimasukkan ke dalam outer container, maka guna mencegah terjadinya penyebaran kontaminasi, inner container didekontaminasi terlebih dahulu. Inner container dinyatakan bebas kontaminasi jika nilai tingkat kontaminasi permukaannya kurang dari 3,7 Bq/cm². Inner container yang sudah bebas kontaminasi, di dalam transfer cell dimasukkan ke dalam outer container [2].

Pada saat pengeluaran outer container dari dalam transfer cell, maka untuk menjamin keselamatan dan kesehatan pekerja radiasi, besarnya dosis yang diterima akibat adanya paparan radiasi baik dari dalam transfer cell maupun dari permukaan outer container tidak boleh melebihi nilai pembatas dosis harian sebesar 0,076 mSv. Jika nilai batas dosis ini terlampaui, maka dosis yang diterima tidak boleh melebihi nilai batas dosis mingguan sebesar 0,38 mSv [2].

4.9. Pengemasan Produk Radioisotop

Untuk memenuhi persyaratan pengiriman zat radioaktif, maka tingkat kontaminasi pada permukaan luar outer container dan permukaan pembungkus luar (drum) tidak boleh melebihi 0,37 Bq/cm². Setelah outer container dimasukkan ke dalam pembungkus

luar, nilai laju paparan radiasi pada permukaannya tidak boleh melebihi 200 mR/jam (2 mSv/jam) [2].

Untuk menjamin keselamatan dan kesehatan pekerja radiasi yang melakukan pengemasan produk radioisotop, besarnya dosis radiasi yang diterima akibat adanya paparan radiasi dari permukaan outer container tidak boleh melebihi nilai pembatas dosis harian sebesar 0,076 mSv. Jika nilai batas dosis ini terlampaui, maka dosis yang diterima tidak boleh melebihi nilai batas dosis mingguan sebesar 0,38 mSv [2].

Berdasarkan pengalaman selama ini, sebagai contoh besarnya laju paparan radiasi pada permukaan bungkusan pada saat pelaksanaan pengemasan produk Mo⁹⁹ dengan aktivitas 32 Ci adalah 60 mR/jam dengan waktu pelaksanaan selama 20 menit.

Dari data tersebut, maka perkiraan besarnya nilai dosis yang diterima oleh petugas pengemasan adalah 0,2 mSv.

5. KESIMPULAN

Berdasarkan uraian tersebut di atas, dapat ditarik beberapa kesimpulan sebagai berikut :

1. Kapsul sasaran irradiasi dinyatakan layak kirim jika tidak ada kebocoran dan nilai tingkat kontaminasi permukaannya kurang dari 0,37 Bq/cm².
2. Transfer cask yang berisi target hasil irradiasi dinyatakan aman jika laju paparan radiasi pada permukaannya kurang dari 200 mR/j (2 mSv/jam) dan tingkat kontaminasi permukaannya kurang dari 3,7 Bq/cm².
3. Transportasi target hasil irradiasi melalui kanal dinyatakan aman jika besarnya dosis yang diterima oleh pekerja radiasi tidak melebihi nilai pembatas dosis harian sebesar 0,076 mSv.
4. Kondisi daerah kerja dinyatakan aman, jika nilai laju paparan radiasi dan kontaminasi permukaannya di bawah nilai batas zona yang ditetapkan. Sedangkan nilai tingkat kontaminasi udaranya kurang dari 0,1 Bq/liter.
5. Proses produksi radioisotop dinyatakan aman untuk lingkungan jika lepasan yang melalui cerobong tidak melebihi nilai batas yang ditentukan (Iodium : 35.000 cpm, Partikulat : 180.000 cpm dan Gas Nobel : 80.000 cpm).
6. Proses pengambilan dan analisa sampel dikatakan berjalan dengan aman dan selamat jika besarnya dosis yang diterima oleh pekerja radiasi tidak melebihi nilai pembatas dosis harian sebesar 0,076 mSv.
7. Bungkusan zat radioaktif dinyatakan layak kirim jika laju paparan radiasi pada permukaan bungkusan tidak melebihi 200 mR/jam dan nilai tingkat kontaminasi permukaannya kurang dari 0,37 Bq/cm².

DAFTAR PUSTAKA

- [1] **Sekretariat Negara**, (2007); "Peraturan Pemerintah No. 33 tahun 2007 tentang Keselamatan dan Kesehatan Terhadap Pemanfaatan Radiasi Pengion"; Jakarta.
- [2] **Divisi Produksi**, (2011); "Laporan Analisis Keselamatan Instalasi Produksi Radioisotop dan Radiofarmaka"; Revisi 4; Serpong.
- [3] **Badan Pengawas Tenaga Nuklir**, (2012); "Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 16 Tahun 2012 tentang Tingkat Klierens"; Jakarta.
- [4] **Badan Pengawas Tenaga Nuklir**, (2013); "Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 04 Tahun 2013 tentang Proteksi Dan Keselamatan Radiasi Dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir"; Jakarta.

TANYA JAWAB

1. **Penanya:** *Joko Supriyadi*

Pertanyaan :

- a) Apa pertimbangan penetapan batas kontaminasi udara lepasan 0,1 Bq/l?
- b) Apa isotop dominan yang mengontaminasi udara gedung PRR?

Jawaban :

- a) Pertimbangannya didasarkan pada distribusi lepasan setelah filter dimana dosis yang diterima tidak boleh lebih besar dari NBD masyarakat.
- b) Isotop I-131



Seminar Keselamatan Nuklir 2015

Makalah Penyaji

Bidang Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif

Prosiding
Seminar
Keselamatan
Nuklir
2015

PENENTUAN NILAI PEMBATAS DOSIS RADIASI DI PUSAT TEKNOLOGI KESELAMATAN DAN METROLOGI RADIASI (PTKMR) - BATAN

Sri Subandini Lolaningrum, Irma Dwi Rahayu, Huriyatil Afiah, dan Nazaroh

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi, BATAN, Jl. Lebak Bulus Raya No. 49 Jakarta Selatan
nazaroh_s@batan.go.id

ABSTRAK

PENENTUAN NILAI PEMBATAS DOSIS RADIASI DI PUSAT TEKNOLOGI KESELAMATAN DAN METROLOGI RADIASI (PTKMR) – BATAN. Untuk mencegah adanya dampak radiologik yang merugikan pekerja radiasi, maka sesuai dengan Peraturan Pemerintah Nomor 33 tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif dan Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 4 Tahun 2013 tentang Proteksi dan Keselamatan Radiasi Dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir, Pemegang Izin (PI) harus mengupayakan agar besar dosis yang diterima pekerja radiasi yang terlibat dalam kegiatan di PTKMR serendah mungkin yang dapat dicapai dengan mempertimbangkan faktor sosial dan ekonomi. Untuk keperluan tersebut PI harus menetapkan nilai pembatas dosis (dose constraints) dan disampaikan ke BAPETEN guna mendapatkan persetujuan. Dalam menetapkan nilai pembatas dosis, PI harus memerhatikan beberapa faktor yaitu : kategori pekerja radiasi , jumlah dan distribusinya, potensi bahaya, beban kerja serta riwayat penerimaan dosis. Nilai pembatas dosis yang ditetapkan oleh PI harus lebih rendah dari Nilai Batas Dosis (NBD) tahunan yang berlaku. Penentuan nilai pembatas dosis ini dibuat dengan menggunakan data penerimaan dosis hasil evaluasi TLD-badge periode tahun 2009 sampai 2013. Berdasarkan hasil evaluasi terhadap nilai dosis radiasi yang diterima pekerja radiasi pada periode tersebut, ditetapkan nilai pembatas dosis sebesar 48,9%.

Kata kunci : Dosis radiasi, personil, pembatas dosis

ABSTRACT

DETERMINATION OF RADIATION DOSE CONSTRAINTS AT THE CENTER FOR TECHNOLOGY OF RADIATION SAFETY AND METROLOGY (PTKMR)-BATAN. To prevent adverse radiological impact against radiation workers, in accordance with Government Regulation No. 33 of 2007 on Ionizing Radiation Safety and Security of Radioactive Sources and Regulation of BAPETEN Head No. 4 of 2013 on the Protection and Radiation Safety in Nuclear Power Utilization, The Concessioner (PI) shall seek the amount of the dose of radiation received by workers engaged in activities in PTKMR as low as possible that can be achieved by considering social and economic factors. For this purpose, the PI must set the value of the limiting dose (dose constraints) and submitted to the BAPETEN for approval. In determining the value of the limiting dose, the PI must consider several factors: radiation worker categories, amount and distribution, potential hazards, workload and reception history of dose. Dose limiting value set by the PI must be lower than Dose Limit Value (NBD) applicable annual. The dose limiting value determination is made by using a data reception dose evaluation results of TLD badge of 2009 to 2013 period. Based on the evaluation of the radiation dose received by radiation workers in that period, the value of the limiting dose was set on 48.9%.

Keywords: radiation dose, personnel, limiting the dose

1. PENDAHULUAN

Pusat Teknologi Keselamatan Dan Metrologi Radiasi – Badan Tenaga Nuklir Nasional (PTKMR-BATAN) berdasarkan Peraturan Kepala BATAN Nomor 14 Tahun 2013 tentang Organisasi Dan Tata Kerja BATAN merupakan salah satu unit yang ada di lingkungan BATAN yang memiliki tugas membuat perumusan dan pengendalian kebijakan teknis, pelaksanaan, dan pembinaan dan bimbingan di bidang penelitian dan pengembangan di bidang radioekologi, teknik nuklir kedokteran dan biologi radiasi, keselamatan kerja dan dosimetri, dan metrologi radiasi [1].

Di samping itu, PTKMR-BATAN juga menjalankan fungsinya sebagai: pelaksanaan urusan perencanaan, persuratan dan kearsipan, kepegawaian, keuangan, perlengkapan dan rumah tangga, dokumentasi ilmiah dan publikasi serta pelaporan ; pelaksanaan penelitian dan pengembangan dan pelayanan di bidang radioekologi, pelaksanaan penelitian dan pengembangan dan pelayanan di bidang teknik nuklir kedokteran dan biologi radiasi; pelaksanaan penelitian dan pengembangan dan pelayanan keselamatan kerja dan dosimetri, pelaksanaan penelitian dan

pengembangan dan pelayanan di bidang metrologi radiasi serta pelaksanaan jaminan mutu [1].

Kepala PTKMR-BATAN selaku Pemegang Izin (PI) bertanggungjawab terhadap keselamatan kegiatan pemanfaatan tenaga nuklir yang dipimpinnya. Sesuai dengan pasal 21 Peraturan Pemerintah Nomor 33 tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion Dan Keamanan Sumber Radioaktif, PI berkewajiban memenuhi persyaratan proteksi radiasi yang meliputi justifikasi, limitasi dosis dan optimisasi proteksi dan keselamatan radiasi [2].

Salah satu bentuk penerapan prinsip optimisasi proteksi dan keselamatan radiasi adalah PI harus mengupayakan agar besar dosis yang diterima oleh pekerja radiasi yang terlibat dalam kegiatan di PTKMR-BATAN serendah mungkin yang dapat dicapai dengan mempertimbangkan faktor sosial dan ekonomi. Untuk keperluan tersebut PI harus menetapkan nilai pembatas dosis (dose constraints) agar dosis yang diterima pekerja radiasi tidak melebihi nilai batas yang ditetapkan. Pemegang izin harus menyampaikan nilai pembatas dosis tersebut ke Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) untuk mendapatkan persetujuan [2,3].

Dalam menetapkan nilai pembatas dosis, PI harus memerhatikan beberapa faktor yaitu : klasifikasi, jumlah dan distribusi pekerja radiasi, potensi bahaya, beban kerja dan riwayat penerimaan dosis radiasi personil. Selanjutnya besarnya nilai pembatas dosis dapat ditentukan dengan menggunakan sistem quartilisasi dosis [4,5].

2. TEORI

2.1. Klasifikasi, Jumlah Dan Distribusi Pekerja Radiasi

Untuk keperluan penentuan nilai pembatas dosis, terlebih dahulu PI harus memerhatikan klasifikasi pekerja radiasi yang terlibat dalam kegiatan yang ada di PTKMR-BATAN, jumlah pekerja radiasi yang ada serta distribusi pekerja radiasi tersebut [4,5].

Bila mengacu pada Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 4 Tahun 2013 tentang Proteksi Dan Keselamatan Radiasi dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir, maka pekerja radiasi yang ada di PTKMR-BATAN diklasifikasikan ke dalam pekerja radiasi yang bekerja di daerah supervisi dan pekerja radiasi yang bekerja di daerah pengendalian [3].

2.2. Potensi Bahaya

Variabel kedua yang menjadi dasar pertimbangan utama dalam menentukan nilai pembatas dosis adalah potensi bahaya yang ada di PTKMR-BATAN. Potensi bahaya yang ada di PTKMR-BATAN terdiri dari potensi paparan radiasi dan potensi kontaminasi dengan tingkatan rendah sampai sedang.

2.3. Beban Kerja

Dalam menentukan nilai pembatas dosis di PTKMR-BATAN, PI harus mempertimbangkan beban kerja yang ditanggung oleh setiap pekerja radiasi, apakah masih dalam batas kewajaran atukah telah melebihi dari yang semestinya. Banyak dan beban kerja yang dijalani oleh pekerja radiasi akan mempengaruhi besar dosis radiasi yang diterima oleh pekerja radiasi tersebut [4,5].

Riwayat Penerimaan Dosis Radiasi Personil

Riwayat dosis yang diterima oleh setiap pekerja radiasi yang menangani kegiatan dosimetri, metrologi radiasi, keselamatan kerja, teknik nuklir kedokteran dan radioekologi merupakan data utama yang harus dicermati oleh PI dalam menentukan nilai pembatas dosis di PTKMR [4,5].

Dengan menggunakan sistem quartilisasi dosis maksimum, maka PI dapat menentukan nilai pembatas dosis [4,5].

3. METODE

Metode yang digunakan untuk menentukan nilai pembatas dosis di PTKMR-BATAN adalah [4,5] :

1. Pemetaan klasifikasi pekerja radiasi.
2. Pemetaan nilai dosis maksimum.
3. Quartilisasi nilai dosis maksimum.
4. Penetapan nilai pembatas dosis.

4. HASIL DAN PEMBAHASAN

4.1. Pemetaan Klasifikasi Pekerja Radiasi

Bila mengacu pada Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 4 Tahun 2013, pekerja radiasi di PTKMR-BATAN dapat dipetakan dalam [3] :

1. Pekerja radiasi yang bekerja di daerah supervisi adalah pekerja radiasi yang melakukan kegiatan di bidang Dosimetri (sekarang KKD) dan K2 (sekarang Radioekologi). Daerah supervisi adalah

daerah kerja di luar daerah pengendalian, yang memerlukan peninjauan terhadap paparan kerja dan tidak memerlukan tindakan proteksi atau ketentuan keselamatan khusus.

2. Pekerja radiasi yang bekerja di daerah pengendalian adalah pekerja radiasi yang memerlukan tindakan proteksi dan ketentuan keselamatan khusus, untuk mengendalikan paparan normal atau mencegah penyebaran kontaminasi selama kondisi kerja normal dan untuk mencegah atau membatasi tingkat paparan potensial. Pekerja radiasi yang bekerja di daerah pengendalian adalah mereka yang bekerja di subbidang Standardisasi (Bidang Metrologi Radiasi) dan bidang TNK (Teknik Nuklir Kedokteran), sekarang TNK-BR.

4.2. Pemetaan Nilai Dosis Maksimum

Untuk keperluan penentuan nilai pembatas dosis terlebih dahulu diperlukan data hasil penerimaan dosis personil. Berdasarkan data dari hasil evaluasi TLD-badge untuk periode 2009 sampai dengan 2013 diperoleh nilai dosis maksimum untuk masing-masing bidang sebagaimana diberikan pada **Tabel 1** [6].

Dosis yang diterima oleh pekerja radiasi di bidang MR pada tahun 2013 relatif tinggi karena pada tahun tersebut melakukan preparasi dan melakukan pencacahan ^{137}Cs , ^{152}Eu untuk program interkomparasi dan ^{18}F untuk program layanan.

Tabel 1: Dosis radiasi maksimum di setiap Bidang di PTKMR

No.	Bid.	Dosis Maksimum (mSv)				
		2009	2010	2011	2012	2013
1.	DOS	0,92	1,64	0,95	1,32	0,87
2.	K2	2,92	1,47	1,88	1,35	1,71
3.	MR	1,04	1,70	0,99	14,85	3,69
4.	TNK	0,81	1,05	1,28	2,29	1,62

4.3. Quartilisasi Nilai Dosis Radiasi Maksimum

Untuk menentukan quartilisasi dosis, dua puluh (20) data dosis radiasi maksimum yang ada pada **Tabel 1**, terlebih dahulu diurutkan dari terkecil hingga yang terbesar, sehingga diperoleh data terurut sebagaimana disajikan pada **Tabel 2**.

Tabel 2: Data Dosis Maksimum Terurut di PTKMR selama periode 2009-2013.

No.	Bid.	Dosis Maksimum (mSv)				
		2009	2010	2011	2012	2013
1.	DOS	0,81	0,87	0,92	0,95	0,99
2.	K2	1,04	1,05	1,28	1,32	1,35
3.	MR	1,47	1,62	1,64	1,70	1,71
4.	TNK	1,88	2,29	2,92	3,69	14,85

Selanjutnya dengan menggunakan prinsip quartilisasi nilai dosis maksimum, maka dari data **Tabel 2** di atas akan diperoleh nilai kuartil dosis sebagai berikut :

1. Kuartil bawah (Q1) :

$$Q1 = \frac{1}{2} (0,99 + 1,04) = 1,015 \text{ mSv.}$$

2. Kuartil tengah (Q2) :

$$Q2 = \frac{1}{2} (1,35 + 1,47) = 1,410 \text{ mSv.}$$

3. Kuartil atas (Q3) :

$$Q3 = \frac{1}{2} (1,71 + 1,88) = 1,791 \text{ mSv.}$$

Dari hasil nilai kuartil dosis maksimum ini diambil nilai kuartil atas (Q3) sebagai batas kiri dan nilai dosis terbesar (14,85 mSv)

sebagai batas kanan sehingga diperoleh urutan nilai dosis yang akan digunakan untuk menetapkan nilai pembatas dosis.

4.4. Penentuan Nilai Pembatas Dosis

Untuk menetapkan nilai pembatas dosis terlebih dahulu dari urutan data dosis antara Q1 : 1,791 mSv dan nilai dosis terbesar Q3:14,85 mSv dicari nilai rerata dosisnya, yaitu :

No.	Dosis (X)
1.	1,79
2.	2,28
3.	2,290
4.	3,690
5.	14.85
Rerata :	5,11
Simpangan baku	5,49

Nilai rerata dosis (DR) = 5,11 mSv.

Dengan menggunakan nilai rerata dosis ini selanjutnya ditentukan nilai simpangan baku dosis, yaitu : 5,49 mSv.

Dosis maksimum : $(5,11+5,49)$ mSv = 10,6 mSv.

Selanjutnya dengan membandingkan terhadap nilai batas dosis (NBD), maka akan diperoleh nilai pembatas dosis, yaitu : 53% dari NBD.

5. KESIMPULAN

Berdasarkan uraian tersebut di atas dapat ditarik kesimpulan bahwa dalam menentukan nilai pembatas dosis, PI harus memerhatikan beberapa faktor yaitu : kategori pekerja radiasi,

potensi bahaya, jumlah pekerja radiasi, beban dan frekuensi kerja serta perkembangan penerimaan dosis radiasi personal.

Dari data hasil penerimaan dosis radiasi selama periode 2009 sampai 2013, dengan menggunakan metode sistem quartilisasi dosis maksimum telah ditetapkan besarnya nilai pembatas dosis di PTKMR-BATAN adalah : 10,6 mSv atau 53% dari NBD.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] Peraturan Kepala Badan Tenaga Nuklir Nasional Nomor 14 Tahun 2013 tentang Organisasi Dan Tata Kerja Badan Tenaga Nuklir Nasional, Jakarta, 2013.
- [2] Peraturan Pemerintah No. 33 Tahun 2007 Tentang Keselamatan Radiasi Pengion Dan Keamanan Sumber Radioaktif, Jakarta, 2007.
- [3] Badan Pengawas Tenaga Nuklir ,
- [4] Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 4 Tahun 2013 tentang Proteksi Dan Keselamatan Radiasi Dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir, Jakarta, 2013.
- [5] Rahayu, D., Kajian Penentuan Pembatas Dosis (Dose Constraints) Di Pusat Radioisotop Dan Radiofarmaka-BATAN, Seminar Nasional Teknologi Dan Aplikasi Reaktor Nuklir – PRSG, Serpong, 28 September 2011.
- [6] Muhammad, S. Gagasan Penentuan Nilai Pembatas Dosis Untuk Instalasi Produksi Radioisotop dan Radiofarmaka, Jakarta, 2012.
- [7] Subbidang Proteksi Radiasi Dan Keselamatan Kerja, Laporan Hasil Evaluasi TLD-badge Periode 2009–2013, PTKMR-BATAN, Jakarta, 2013.



Seminar Keselamatan Nuklir 2015
Makalah Penyaji
Bidang Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif



SISTEM PEMANTAUAN DOSIS RADIASI PERORANGAN DI PTKMR-BATAN BERDASARKAN PERATURAN KEPALA BAPETEN NOMOR 4 TAHUN 2013 TENTANG PROTEKSI DAN KESELAMATAN RADIASI DALAM PEMANFAATAN TENAGA NUKLIR DAN STANDAR BATAN SB 016 TAHUN 2014 TENTANG KESELAMATAN DAN PROTEKSI RADIASI BATAN

Nazaroh, Nina Herlina dan Pardi

nazaroh_s@batan.go.id

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi (PTKMR), BATAN

ABSTRAK

SISTEM PEMANTAUAN DOSIS RADIASI PERORANGAN DI PTKMR-BATAN BERDASARKAN PERATURAN KEPALA (PERKA) BAPETEN NOMOR 4/2013 TENTANG PROTEKSI DAN KESELAMATAN RADIASI DALAM PEMANFAATAN TENAGA NUKLIR DAN STANDAR BATAN SB 016/2014 TENTANG PROTEKSI DAN KESELAMATAN RADIASI BATAN. Untuk mencegah adanya dampak radiologik yang tidak diinginkan terhadap pekerja radiasi, Kepala PTKMR sebagai pemegang Izin (PI) zat radioaktif dan atau sumber radiasi harus mengupayakan agar dosis yang diterima pekerja radiasi serendah mungkin yang dapat dicapai dengan mempertimbangkan faktor sosial dan ekonomi. Berdasarkan PERKA BAPETEN dan Standar BATAN tersebut, PI wajib melakukan pemantauan dosis radiasi yang diterima pekerja radiasi baik radiasi eksterna maupun interna dan berkewajiban untuk mematuhi ketentuan tersebut. Untuk memenuhi regulasi tersebut, telah dibuat sistem pemantauan dosis radiasi perorangan di PTKMR-BATAN yang meliputi : kewajiban PI, nilai batas dosis (NBD), nilai pembatas dosis (NPD) di PTKMR-BATAN, kriteria pekerja radiasi yang dipantau, jenis pemantauan, metode pemantauan, perhitungan dosis radiasi interna, penentuan dosis efektif, periode pemantauan, rekaman dan penyimpanan data dosis radiasi perorangan, pelaporan, penerapan manajemen penerimaan dosis dan tindak lanjut terhadap pekerja radiasi yang menerima dosis berlebih. Pemantauan dosis radiasi perorangan dilakukan untuk mengetahui dosis yang diterima pekerja radiasi dalam rangka mematuhi ketentuan batasan dosis. Dengan sistem ini diharapkan pekerja radiasi PTKMR-BATAN tidak akan menerima dosis melebihi NBD sehingga proteksi dan keselamatan radiasi di PTKMR bisa lebih terjamin.

Kata Kunci : sistem pemantauan, dosis perorangan, pekerja radiasi

ABSTRACT

INDIVIDUAL RADIATION DOSE MONITORING SYSTEM AT THE PTKMR BASED ON PERATURAN KEPALA (PERKA) BAPETEN No. 4/ 2013 ABOUT PROTECTION AND RADIATION SAFETY ON NUCLEAR ENERGY UTILIZATION AND THE BATAN STANDARD SB016/2014 ABOUT PROTECTION AND RADIATION SAFETY- BATAN. To prevent unwanted radiological consequences against radiation workers, head of PTKMR-BATAN as the licensee of radioactive and/or radiation source utilization shall seek the radiation dose received by radiation workers as low as reasonably achievable with taking into account : the social and economic factors. Based on the Regulation and the BATAN Standard, the licensee is required to monitor radiation dose received by radiation workers both external and internal radiation and obliged to comply these regulations. To meet these requirements, the licensee has made the individual dose monitoring system at PTKMR-BATAN, which includes : PI liabilities , the value of the limit dose (NBD , dose limiting value (NPD) in PTKMR - BATAN, the criteria of radiation workers are monitored, methods of monitoring , internal radiation dose calculations , the determination of the effective dose , the period of monitoring , recording and storage of individual dose data , reporting, implementation of management of dose receipt and follow-up against workers who receive over-dose radiation. Individual radiation dose monitoring was conducted to determine the dose of radiation received by workers in order to comply with dosage limits. It is expected that the system can prevent over-dose received by radiation workers at PTKMR - BATAN so the protection and radiation safety on workers could be more assured.

Keywords : monitoring systems , personal dose , radiation workers

1. PENDAHULUAN

1.1. Latar Belakang

Berdasarkan Peraturan Kepala BATAN Nomor 14 Tahun 2013 tentang Organisasi Dan Tata Kerja BATAN, Pusat Teknologi Keselamatan Dan Metrologi Radiasi – Badan Tenaga Nuklir Nasional (PTKMR-BATAN) merupakan salah satu unit di BATAN,

yang memiliki tugas membuat perumusan dan pengendalian kebijakan teknis, pelaksanaan, dan pembinaan dan bimbingan di bidang penelitian dan pengembangan di bidang radioekologi, teknik nuklir kedokteran dan biologi radiasi, keselamatan kerja dan dosimetri, dan metrologi radiasi.

PTKMR-BATAN juga menjalankan fungsinya sebagai pelaksana urusan perencanaan, persuratan dan kearsipan, kepegawaian, keuangan, perlengkapan dan rumah tangga, dokumentasi

ilmiah dan publikasi serta pelaporan; pelaksana penelitian dan pengembangan dan pelayanan di bidang radioekologi; pelaksana penelitian dan pengembangan dan pelayanan di bidang teknik nuklir kedokteran dan biologi radiasi; pelaksana penelitian dan pengembangan dan pelayanan keselamatan kerja dan dosimetri; pelaksana penelitian dan pengembangan dan pelayanan di bidang metrologi radiasi serta pelaksana jaminan mutu [1].

Dalam Panduan Induk PTKMR (SOP 001.001/OT 01 01/KMR), misi PTKMR adalah melaksanakan penelitian dan pengembangan teknologi keselamatan dan metrologi radiasi serta aplikasi teknologi nuklir bidang kesehatan dan lingkungan, melaksanakan layanan di bidang keselamatan dan metrologi radiasi, dan menempatkan keselamatan dan kesehatan kerja (K3) sebagai prioritas utama dalam pemanfaatan iptek nuklir [2].

Guna memastikan dosis yang diterima pekerja radiasi di PTKMR tidak melebihi nilai batas yang diizinkan, pemegang izin, sesuai dengan Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 04 Tahun 2013 tentang Proteksi Dan Keselamatan Radiasi Dalam Pemanfaatan Tenaga nuklir pasal 25 wajib melakukan pemantauan dosis yang diterima oleh pekerja radiasi, yang meliputi paparan radiasi eksternal dan internal [3]. Pemantauan dosis eksternal dikelola oleh Subbidang Keselamatan Kerja dan Proteksi Radiasi (KKPR) dan pemantauan dosis internal untuk pekerja yang menangani sumber terbuka/ mempunyai potensi menerima dosis internal dikelola oleh Kelompok Teknik Nuklir Kedokteran (TNK). Dengan adanya sistem pemantauan dosis ini diharapkan tidak ada pekerja radiasi di PTKMR-BATAN yang menerima dosis melebihi nilai batas yang diizinkan sehingga lebih terjamin keselamatan radiasinya.

1.2. Tujuan

Tulisan ini dibuat dengan tujuan untuk memberikan informasi tentang sistem pemantauan dosis radiasi perorangan di PTKMR-BATAN berdasarkan Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 4 Tahun 2013 tentang Proteksi dan Keselamatan Radiasi dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir dan Standar BATAN No. 16/2014 tentang Proteksi dan Keselamatan Radiasi BATAN.

1.3. Ruang Lingkup

Sistem pemantauan dosis radiasi perorangan di PTKMR-BATAN meliputi : kewajiban PI, nilai batas dosis (NBD), nilai pembatas dosis (NPD), kriteria pekerja radiasi yang dipantau, metode pemantauan, perhitungan dosis radiasi internal, penentuan dosis efektif, periode pemantauan, rekaman dan penyimpanan data dosis perorangan, pelaporan dosis radiasi perorangan, penerapan manajemen penerimaan dosis dan tindak lanjut terhadap pekerja radiasi yang menerima dosis berlebih [2,3].

2. BAHAN DAN METODE

Bahan yang diperlukan untuk penyusunan tulisan "Sistem Pemantauan Dosis Radiasi Perorangan di PTKMR-BATAN" ini berupa Peraturan Pemerintah No. 33 Tahun 2007 Tentang Keselamatan Radiasi Pengion Dan Keamanan Sumber Radioaktif, Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 04/2013 tentang Proteksi dan Keselamatan Radiasi Dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir, SOP 001.001/OT 01 01/KMR 1 (Panduan Induk PTKMR) dan Standar Batan SB 016-2014 tentang Proteksi Dan Keselamatan Radiasi BATAN, SOP 006.002/OT 01 01/KMR 4 (Pengujian Keselamatan Pekerja Radiasi), SOP 003.003/OT 01 01/KMR 4.1 dan SOP 004.003/OT 01 01/KMR 4.1 (Pemantauan Dosis Perorangan Menggunakan Lencana TLD Harshaw dan BARC) dan SOP Pengujian In-vivo dan In-vitro [1,2,3,4,5,6,7].

Metode yang digunakan terdiri dari :

1. Kajian terhadap dokumen-dokumen yang disebutkan di atas

serta data dan informasi terkait penerimaan dosis berlebih.

2. Tinjauan pengalaman, khususnya tentang pemantauan dosis radiasi perorangan.

3. HASIL DAN PEMBAHASAN

3.1. Kewajiban Pemegang Izin (PI)

Untuk menjaga dan melindungi pekerja radiasi yang ada dalam tanggungjawabnya, kepala PTKMR wajib menerapkan proteksi dan keselamatan radiasi di unitnya, sesuai dengan peraturan perundangan yang berlaku. Dalam melaksanakan tanggungjawabnya, kepala PTKMR dapat mendelegasikan kewenangan tertentu kepada penyelenggara keselamatan radiasi, petugas proteksi radiasi (PPR) dan pekerja radiasi.

Untuk mewujudkan keselamatan radiasi, PI membentuk dan menetapkan penyelenggara keselamatan radiasi di fasilitasnya sesuai dengan tugas dan tanggungjawabnya, membuat program proteksi dan keselamatan radiasi berdasarkan sifat dan risiko untuk setiap pelaksanaan pemanfaatan tenaga nuklir/ sumber radiasi.

Penyelenggara Keselamatan Radiasi adalah orang-perorangan, organisasi, komisi dan/atau komite yang bertugas untuk membantu Pemegang Izin dalam melaksanakan tanggung jawab di bidang Proteksi dan Keselamatan Radiasi.

PI juga harus meninjau ulang setiap kegagalan dan kelemahan sumber daya, dan mengambil langkah perbaikan dan pencegahan agar tidak terulang keadaan tersebut dan memelihara rekaman yang terkait dengan keselamatan radiasi, seperti rekaman pemantauan dosis radiasi.

Pemantauan dosis terhadap pekerja radiasi di PTKMR-BATAN dilakukan dengan mewajibkan pekerja radiasi menggunakan TLD saat bekerja di medan radiasi. TLD dievaluasi setiap triwulan. Dosis yang diterima pekerja radiasi merupakan penjumlahan dosis radiasi eksternal dan internal (untuk kejadian khusus) serta membandingkan penerimaan tersebut terhadap NBD triwulan, guna memastikan dosis yang diterima oleh pekerja radiasi tidak melebihi nilai batas yang diizinkan.

Di dalam Peraturan Pemerintah Nomor 33 Tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif khususnya pasal 24 huruf d disebutkan bahwa : Pemegang Izin, untuk memastikan Nilai Batas Dosis bagi pekerja dan masyarakat tidak terlampaui, wajib melakukan pemantauan dosis yang diterima oleh pekerja [2].

Di dalam PERKA BAPETEN Nomor 4 Tahun 2013 pasal 34 ayat 1 disebutkan bahwa pemegang izin dalam melakukan pemantauan dosis yang diterima pekerja radiasi meliputi paparan radiasi eksternal dan paparan radiasi internal [3].

3.2. Nilai Batas Dosis (NBD)

Guna menjamin keselamatan dan kesehatan pekerja radiasi di PTKMR-BATAN, PI telah menerapkan nilai batas dosis baik untuk pekerja radiasi, pekerja magang untuk pelatihan kerja, pelajar atau mahasiswa yang berumur 16 tahun sampai 18 tahun sebagaimana ditetapkan di dalam PERKA BAPETEN Nomor 4 Tahun 2013 pasal 14 sampai dengan pasal 17 [3].

Berdasarkan SB016/2014, pada Bab 5.1, untuk membatasi peluang terjadinya efek stokastik pada pekerja radiasi, ditetapkan dosis efektif rata-rata sebesar 20 mSv per tahun, dalam periode 5 tahun, sehingga dosis yang terakumulasi selama 5 tahun tidak boleh melebihi 100 mSv, dengan ketentuan dosis efektif tidak boleh melampaui 50 mSv dalam satu tahun tertentu.

Untuk mencegah terjadinya efek deterministik pada pekerja radiasi, ditetapkan nilai dosis ekuivalen untuk lensa mata sebesar 20 mSv per tahun dalam periode 5 tahun dan 50 mSv dalam 1 tahun

tertentu, dan dosis ekuivalen untuk kulit serta tangan dan kaki sebesar 500 mSv per tahun.

Pemegang izin telah menerapkan nilai batas dosis untuk pekerja radiasi di PTKMR-BATAN sebagaimana diatur di dalam PERKA BAPETEN Nomor 4 Tahun 2013 pasal 15 yaitu [3] :

Dosis Efektif rata-rata sebesar 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);

1. Dosis Efektif sebesar 50 mSv (limapuluh milisievert) dalam 1 (satu) tahun tertentu;
2. Dosis Ekuivalen untuk lensa mata rata-rata sebesar 20 mSv (dua puluh milisievert) per tahun dalam periode 5 (lima) tahun dan 50 mSv (limapuluh milisievert) dalam 1 (satu) tahun tertentu;
3. Dosis Ekuivalen untuk kulit sebesar 500 mSv (lima ratus mili sievert) per tahun; dan
4. Dosis Ekuivalen untuk tangan atau kaki sebesar 500 mSv (lima ratus milisievert) per tahun.

Pemegang izin telah menerapkan nilai batas dosis bagi mahasiswa yang berumur 16 tahun sampai 18 tahun yang ada di PTKMR-BATAN sebagaimana diatur di dalam PERKA BAPETEN Nomor 4 Tahun 2013 pasal 16 yaitu [3,4] :

1. Dosis Efektif sebesar 6 mSv (enam mili sievert) per tahun; 3/10 dari NBD.
2. Dosis Ekuivalen untuk lensa mata sebesar 50 mSv (lima puluh mili sievert) pertahun.
3. Dosis Ekuivalen untuk kulit sebesar 3/10 dari NBD yaitu 150 mSv (seratus limapuluh milisievert) pertahun; dan
4. Dosis Ekuivalen untuk tangan atau kaki sebesar 3/10 NBD yaitu 150 mSv (seratus limapuluh mili sievert) pertahun.

3.3. Nilai Pembatas Dosis

Berdasarkan PERKA BAPETEN Nomor 4 tahun 2013 pasal 1, yang dimaksud dengan Pembatas Dosis adalah batas atas Dosis Pekerja Radiasi dan anggota masyarakat yang tidak boleh melampaui Nilai Batas Dosis yang digunakan pada optimisasi Proteksi dan Keselamatan Radiasi untuk setiap Pemanfaatan Tenaga Nuklir [3].

Salah satu wujud penerapan optimisasi proteksi dan keselamatan radiasi di PTKMR-BATAN, pemegang izin menetapkan nilai pembatas dosis (NPD) bagi pekerja radiasi sebagaimana diatur di dalam PERKA BAPETEN Nomor 04 tahun 2013 pasal 41, 42 dan 43. Penetapan NPD ini merupakan bagian dari program Proteksi Dan Keselamatan Radiasi [3].

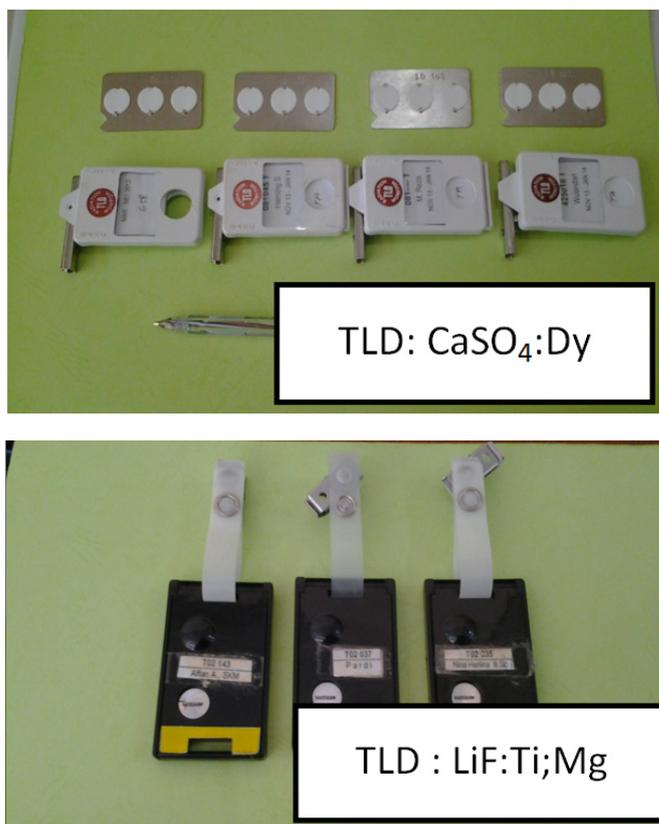
Untuk menetapkan NPD, maka PI telah memerhatikan beberapa faktor, yaitu :

1. Jumlah dan distribusi pekerja radiasi di PTKMR-BATAN.
2. Potensi bahaya yang ada di PTKMR-BATAN.
3. Beban kerja/ Frekuensi pekerjaan yang ditanggung oleh pekerja radiasi.
4. Riwayat penerimaan dosis radiasi perorangan.

Berdasarkan faktor-faktor di atas, PTKMR telah membuat perhitungan NPD dan menetapkan NPD untuk PTKMR-BATAN sebesar 53% dari NBD (10,6 mSv) [4]. NPD ini oleh PTKMR akan disampaikan ke BAPETEN untuk mendapatkan persetujuan. Ini sesuai dengan PERKA BAPETEN Nomor 04 Tahun 2013 pasal 43, yaitu : Pembatas Dosis untuk Pekerja Radiasi ditetapkan oleh Pemegang Izin dengan persetujuan Kepala BAPETEN [3].

3.4. Kriteria Pekerja Radiasi Yang Dipantau

Pekerja radiasi di PTKMR-BATAN yang mendapat pemantauan dosis adalah pekerja radiasi yang diperkirakan menerima dosis efektif per tahun > 1 mSv. Pekerja radiasi yang akan bekerja di medan radiasi tinggi dianjurkan untuk menggunakan dosimeter tambahan misalnya dosimeter pena (pendose) yang dapat dibaca langsung [4].



Gambar 1: TLD CaSO₄:Dy (TLD BARC) dan TLD : LiF:Ti;Mg (TLD HARSHAW).

Tamu atau pengunjung, yang bukan pekerja radiasi, jika akan memasuki daerah kerja pengendalian tidak perlu mengenakan dosimeter perorangan. Pemantauan dosis radiasi internal diutamakan diberikan kepada pekerja radiasi yang menangani bahan radioaktif/sumber radiasi terbuka dengan potensi kontaminasi internal dan diperkirakan akan menerima dosis pertahun melebihi 1 mSv [4].

Bagi pekerja radiasi lainnya, pemantauan dosis radiasi internal tidak diperlukan, kecuali jika diperlukan untuk konfirmasi atau jika terjadi kecelakaan yang diduga terjadi kontaminasi radiasi interna [4].

3.5. Metode Pemantauan

Pemantauan dosis radiasi eksternal untuk pekerja radiasi di PTKMR-BATAN dilakukan dengan menggunakan dosimeter perorangan yaitu dosimeter termoluminisensi (TLD). Jenis TLD yang digunakan adalah Lithium Florida (LiF: Ti;Mg) tipe BG-0110, untuk mendeteksi radiasi beta dan gamma. TLD tipe BGN-7776 atau 7767 digunakan untuk mendeteksi radiasi beta, gamma dan neutron dan CaSO₄:Dy untuk mendeteksi radiasi gamma dan sinar-X. TLD LiF: Ti;Mg dan CaSO₄:Dy, disajikan pada **Gambar 1** [4].

Dosis radiasi eksternal yang diukur TLD adalah Dosis Ekuivalen Kulit (Surface dose) atau Hp(0,07) dan Dosis Ekuivalen Seluruh Tubuh (deep dose) atau Hp(10).

Pekerja radiasi yang bekerja dengan sumber radiasi berdaya tembus kuat (radiasi gamma/neutron), dosis radiasi yang diukur adalah Hp(10) [4] sedangkan pekerja radiasi yang bekerja dengan sumber radiasi berdaya tembus lemah (beta/gamma berenergi <15 keV), dosis yang diukur adalah Hp(0,07).

Pemantauan dosis radiasi internal dapat dilakukan secara *invivo* dan/atau *invitro*. Pemantauan dosis secara *in-vivo* dilakukan dengan mencacah tubuh pekerja secara langsung (*full scan, total body*, tiroid, paru-paru) menggunakan alat cacah *Whole Body Counter* (WBC). Metode *in-vivo* ini bertujuan untuk mengetahui

dosis radiasi internal yang diterima pekerja akibat masuknya radionuklida (radionuklida pemancar gamma) ke dalam tubuh dengan mengukur pancaran radiasi gamma dari radionuklida yang ada di dalam tubuh [4].

Pemantauan dosis radiasi internal secara in-vitro dilakukan dengan mencacah hasil metabolisme tubuh, dalam hal ini adalah contoh urin. Pemantauan ini bertujuan untuk mengetahui dosis radiasi internal yang diterima pekerja akibat masuknya radionuklida (pemancar alfa, beta) ke dalam tubuh pekerja [4].

Dosis radiasi internal yang diukur baik secara in-vivo (dengan WBC) maupun secara in-vitro (dengan mencacah contoh urin) adalah Dosis Efektif Terikat E(50) yaitu jumlah dosis terikat rata-rata dalam organ atau jaringan dengan memperhitungkan faktor bobot (wT) masing-masing organ [4].

3.6. Perhitungan Dosis Radiasi Interna

Untuk menghitung dosis radiasi interna atau dosis efektif terikat (*committed effective dose*) yang diterima pekerja radiasi di PTKMR-BATAN baik dari inhalasi (pernafasan) dan ingesi (pencernaan) dari radionuklida yang masuk ke dalam tubuh, digunakan persamaan sebagai berikut [4]:

$$E(50) = \sum_j e_{j,inh}(50) \cdot I_{j,inh} + \sum_j e_{j,ing}(50) \cdot I_{j,ing} \quad (1)$$

Keterangan :

- E(50) : dosis efektif terikat dari paparan internal
 $e_{j,inh}(50)$: koefisien dosis efektif terikat untuk aktivitas masukan melalui inhalasi dari suatu radionuklida j (ICRP 2002).
 $I_{j,inh}$: aktivitas masukan radionuklida j melalui inhalasi.
 $e_{j,ing}(50)$: koefisien dosis efektif terikat untuk aktivitas masukan melalui ingesi dari suatu radionuklida j.
 $I_{j,ing}$: aktivitas masukan radionuklida j melalui ingesi.

3.7. Penentuan Dosis Efektif

Dosis radiasi dapat diperoleh dari sumber radiasi eksternal dan dapat juga diperoleh dari sumber radiasi internal.

Dosis radiasi eksternal terjadi karena paparan radiasi langsung dari sumber radiasi tertutup, misal sumber yang berada di dalam wadah namun radiasinya masih menembus perisai wadah, dan/atau terbuka, seperti radionuklida yang terdispersi di udara, radionuklida yang terdeposisi di lantai, pakaian dan kulit.

Dosis radiasi internal dapat terjadi karena adanya radionuklida yang masuk ke dalam tubuh melalui berbagai jalur, misal melalui inhalasi, injeksi dan pori-pori kulit atau luka terbuka.

Dosis efektif dihitung dengan mempertimbangkan semua jalur dominan yang memungkinkan pekerja terpapar, yaitu [4]:

$$E = Hp(10) + E(50) \quad (2)$$

dengan

E : dosis total dari paparan radiasi eksternal dan paparan radiasi internal.

Hp(10) : Dosis radiasi dari paparan radiasi eksternal

E(50) : Dosis efektif terikat dari inhalasi dan ingesi radionuklida

3.8. Periode Pemantauan

Periode pemantauan dosis radiasi eksternal di PTKMR-BATAN ditentukan berdasarkan daerah radiasi, tempat pekerja radiasi bekerja. Untuk pekerja yang bekerja di daerah radiasi tinggi dan diperkirakan dapat menerima dosis melebihi NBD maka periode pemantauan TLD-badge dapat dilakukan setiap 2 (dua) minggu dan selambat-lambatnya 1 (satu) bulan. Untuk pekerja di medan radiasi rendah dan sedang, periode pemantauan dosis menggunakan TLD-badge dilakukan setiap 3

(tiga) bulan (sebagaimana ditetapkan PERKA BAPETEN Nomor 4 tahun 2013 pasal 34 ayat 2 huruf b) [3].

Periode pemantauan untuk dosis radiasi internal bergantung pada sifat kimia dan fisika radionuklida, kondisi daerah kerja dan jenis pekerjaan.

Adapun jenis pemantauan dosis radiasi internal terdiri atas [4]:

1. *Pemantauan rutin*; mempunyai periode pemantauan tiap 3 bulan.
2. *Pemantauan khusus*; pemantauan yang dilakukan di luar jadwal rutin misalnya karena adanya kondisi abnormal.
3. *Pemantauan operasional/penugasan*; pemantauan yang dilakukan karena adanya penugasan.
4. *Pemantauan konfirmasi*; pemantauan yang dilakukan 1 kali dalam setahun untuk pembuktian bahwa pekerja bebas kontaminasi radionuklida internal.

3.9. Rekaman dan Penyimpanan Data Dosis Radiasi Perorangan

Setiap dosis radiasi yang diterima oleh pekerja di PTKMR-BATAN baik dosis radiasi eksternal maupun dosis radiasi interna akibat kerja, harus direkam. Rekaman dosis radiasi dilakukan baik secara manual maupun elektronik. Data dosis radiasi pekerja radiasi dibuat ganda dan disimpan pada tempat yang berbeda [4].

Setiap pekerja mempunyai kartu riwayat dosis yang berisikan antara lain:

1. nama pekerja,
2. nomor identifikasi,
3. tempat dan tanggal lahir,
4. jenis pekerjaan,
5. tahun pemantauan, dan
6. dosis radiasi yang diterima.

Kartu riwayat dosis radiasi pekerja harus disimpan dan dipelihara dengan baik agar tidak rusak, tidak terbakar, tidak hilang, bersifat terbatas dan mudah diperoleh jika diperlukan.

Kartu riwayat dosis ini disimpan selama pekerja masih aktif bekerja atau setidaknya sampai pekerja berusia 75 tahun atau 30 tahun setelah pekerja berhenti bekerja dengan radiasi [4].

3.10. Pelaporan Dosis Radiasi Perorangan

Evaluasi pemantauan dosis radiasi perorangan dilaksanakan oleh Subbidang Keselamatan Kerja Dan Proteksi Radiasi (KKPR), selanjutnya Laporan Hasil Uji Pemantauan dosis oleh Kepala PTKMR-BATAN disampaikan ke BAPETEN setiap semeseter dalam bentuk FIDOS [4].

3.11. Penerapan Manajemen Dosis

Untuk mencegah terjadinya penerimaan dosis berlebih, PI telah menetapkan kebijakan untuk menerapkan konsep manajemen penerimaan dosis dengan ketentuan sebagai berikut :

1. Pemegang Izin (PI) membuat ketentuan bagi pekerja radiasi yang akan bekerja di daerah radiasi tinggi.
2. Untuk pekerjaan rutin, PI bisa membuat kebijakan berupa ketentuan dosis yang diterima oleh pekerja radiasi, misalnya tidak boleh lebih dari 75% dari nilai pembatas dosis (NPD) mingguan. Jika nilai ini terlampaui maka PI akan mengganti dengan pekerja radiasi lain untuk melakukan pekerjaan tersebut. Dengan pengaturan semacam ini, akan terhindar adanya penerimaan dosis berlebih.

3.12. Tindakan Terhadap Pekerja radiasi Yang Menerima Dosis Berlebih

Bila terdapat pekerja radiasi di PTKMR-BATAN yang menerima dosis relatif besar bahkan melebihi NBD, maka PI akan melakukan beberapa upaya seperti yang ditetapkan di dalam PERKA BAPETEN Nomor 04 Tahun 2013 khususnya pasal 18, 19 dan 21 [3].

Rangkaian upaya yang akan dilakukan oleh PI mencakup kajian penyebab terjadinya penerimaan dosis berlebih yang meliputi: beban dan frekuensi pekerjaan, riwayat pekerjaan, kondisi sarana dan fasilitas, paparan radiasi dan kontaminasi di daerah kerja serta disiplin pekerja radiasi dalam menerapkan prinsip-prinsip proteksi radiasi. Sedangkan tindakan korektif yang harus dilakukan oleh PI meliputi: perbaikan sarana dan fasilitas di daerah kerja, penyempurnaan sistem proteksi radiasi, dan penatalaksanaan kesehatan. Tindakan preventif yang harus dilakukan oleh PI meliputi: peningkatan budaya keselamatan, pemeriksaan dan perawatan fasilitas, penerapan manajemen penerimaan dosis dan pembatasan penerimaan dosis pada sisa periode.

4. KESIMPULAN

Berdasarkan uraian di atas, dapat ditarik kesimpulan sebagai berikut :

1. Untuk menjamin keselamatan dan kesehatan pekerja radiasi di PTKMR-BATAN, PI telah menetapkan kebijakan pemantauan penerimaan dosis radiasi baik eksternal (menggunakan TLD-badge dan/atau dosimeter saku) maupun internal (baik secara in-vivo maupun in-vitro).
2. Evaluasi penerimaan dosis eksternal dengan menggunakan TLD-badge dilakukan setiap 3 bulan sekali oleh Subbidang KKPR.
3. Dosis efektif yang diterima oleh pekerja radiasi di PTKMR-BATAN hanya dari dosis radiasi eksternal karena kemungkinan potensi bahaya radiasi internal di PTKMR sangat kecil.
4. Untuk menjamin keselamatan dan kesehatan pekerja radiasi di PTKMR-BATAN, PI telah menetapkan kebijakan nilai

pembatas dosis yaitu 53% dari NBD (10,6 mSv) [9].

5. Untuk mencegah terjadinya penerimaan dosis berlebih, PI telah menetapkan kebijakan penerapan konsep manajemen penerimaan dosis.
6. PI akan menerapkan kebijakan untuk pekerja radiasi yang menerima dosis berlebih sesuai PERKA BAPETEN Nomor 4 Tahun 2013.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] **BATAN**, (2013); *Peraturan Kepala BATAN Nomor 14 Tahun 2013 tentang Organisasi dan Tata Kerja BATAN*; Jakarta.
- [2] **Republik Indonesia**, (2007); *Peraturan Pemerintah Nomor 33 tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion Dan Keamanan Sumber Radioaktif*; Jakarta.
- [3] **BAPETEN**, (2013); *Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 04 Tahun 2013 tentang Proteksi dan Keselamatan Radiasi Dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir*; Jakarta.
- [4] **BATEN**, (2014); *SB 016-BATAN 2014 : Proteksi Dan Keselamatan Radiasi BATAN*; Jakarta.
- [5] **PTKMR**, (2015); *SOP 001.001/OT 01 01/KMR/2015: Panduan Induk PTKMR*; Jakarta.
- [6] **PTKMR** (2014); *SOP 006.002/OT 01 01/KMR/2014 : Pengujian Keselamatan Pekerja Radiasi*; Jakarta.
- [7] **PTKMR (-)**; *SOP 003.003/OT 01 01/KMR 4.1 (Pemantauan Dosis Perorangan Menggunakan Lencana TLD Harshaw)*; Jakarta.
- [8] **PTKMR (-)**; *SOP 004.003/OT 01 01/KMR 4.1 (Pemantauan Dosis Perorangan Menggunakan Lencana TLD BARC)*; Jakarta.
- [9] **Sri Subandini L., dkk**, (2015); *Penentuan Nilai Pembatas Dosis Radiasi di PTKMR-BATAN, akan disajikan pada SKN-BAPETEN, Agustus 2015*; Jakarta.



Seminar Keselamatan Nuklir 2015

Makalah Penyaji

Bidang Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif

Prosiding
Seminar
Keselamatan
Nuklir
2015

KONSELING BAGI PEKERJA RADIASI YANG MENERIMA DOSIS BERLEBIH

Farida Tusafariah, Rimin Sumantri, Sri Subandini L.

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi – BATAN
e-mail: farida_k3ui@yahoo.com

ABSTRAK

KONSELING BAGI PEKERJA RADIASI YANG MENERIMA DOSIS BERLEBIH. Dalam kegiatan pemanfaatan tenaga nuklir, pemegang izin (PI) wajib memberikan jaminan keselamatan dan kesehatan bagi pekerja radiasi yang berada dalam tanggungjawabnya dalam bentuk pemantauan kesehatan yang meliputi pemeriksaan kesehatan, konseling dan penatalaksanaan kesehatan pekerja yang mendapatkan paparan radiasi berlebih sebagaimana ditetapkan di dalam Peraturan Pemerintah Nomor 33 tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif dan Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 6 tahun 2010 tentang Pemantauan Kesehatan Untuk Pekerja Radiasi. Jika dalam kenyataannya ada pekerja radiasi yang menerima dosis melebihi nilai batas dosis yang diizinkan, maka PI wajib menyelenggarakan konseling bagi pekerja radiasi tersebut. Tulisan ini akan membahas tentang pengertian konseling, dasar hukum konseling, tujuan konseling, proses konseling, hasil konseling serta dokumentasi dan pelaporan konseling. Informasi ini diharapkan bisa dijadikan sebagai bahan masukan bagi PI jika ada pekerja radiasi yang menerima dosis berlebih.

Kata Kunci : Pekerja radiasi, Nilai batas dosis, konseling

ABSTRACT

COUNSELING EMPLOYEES RECEIVE THE RADIATION DOSE OF EXCESS. In the normal use of nuclear energy, the licensee (PI) must provide a guarantee of safety and health for workers who are in the responsibility of radiation in the form of health monitoring include health checks, counseling and health management of workers who earn excess radiation exposure as stipulated in Government Regulation No. 33 of 2007 on Ionizing Radiation Safety and Security of Radioactive Sources and Regulation of the Nuclear Energy Regulatory Agency Number 6 of 2010 on Health Monitoring for Radiation Workers. If in fact there is radiation workers who received doses exceeding the dose limit values are allowed, then the PI shall hold counseling for the radiation workers. This paper will discuss the definition of counseling, basic counseling law, the purpose of counseling, the counseling process, the result of counseling and the documentation and reporting of counseling. This information is expected to be used as input to the PI if there are workers who receive excessive doses of radiation.

Keywords: Radiation worker, dose limit, counseling

1. PENDAHULUAN

Untuk memberikan jaminan kesehatan bagi pekerja radiasi yang berada dalam tanggungjawabnya, maka berdasarkan Peraturan Pemerintah Nomor 33 tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion Dan Keamanan Sumber Radioaktif pasal 8 dan Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 6 tahun 2010 tentang Pemantauan Kesehatan Untuk Pekerja Radiasi pasal 3 dan 4 Pemegang izin (PI) wajib menyelenggarakan pemantauan kesehatan yang meliputi pemeriksaan kesehatan, konseling dan penatalaksanaan kesehatan pekerja yang mendapatkan paparan radiasi berlebih [1].

Jika akibat pekerjaan yang dilakukan ada pekerja radiasi yang menerima dosis melebihi nilai batas dosis (NBD) yang diizinkan (melebihi 20 mSv dalam satu tahun tetapi masih kurang dari 50 mSv atau melebihi 50 mSv dalam satu tahun tertentu atau melebihi 50 mSv kurang dari satu tahun tertentu atau melebihi 100 mSv untuk jangka waktu kurang dari lima tahun) , maka salah satu kewajiban PI berdasarkan Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 6 tahun 2010 pasal 11 ayat 2 huruf c adalah menyelenggarakan konseling bagi pekerja radiasi tersebut [2].

Konseling dapat dilakukan melalui pemeriksaan psikologi dan/ atau konsultasi.

Tulisan ini bertujuan untuk memberikan informasi tentang konseling yang di dalamnya meliputi pengertian konseling, dasar hukum konseling, tujuan konseling, proses konseling serta dokumentasi dan pelaporan konseling. Informasi ini diharapkan bisa dijadikan sebagai bahan masukan bagi PI dalam mengupayakan konseling jika ada pekerja radiasi yang menerima dosis berlebih.

2. POKOK BAHASAN

Penerimaan dosis berlebih merupakan kecelakaan radiasi yang dapat disebabkan kesalahan operasi, kegagalan fungsi alat yang dapat menimbulkan dampak radiasi bagi pekerjanya. Apabila sebagian atau seluruh tubuh terkena paparan radiasi dalam waktu tertentu, maka dapat menimbulkan efek radiasi akut. Efek yang timbul dapat berbeda, tergantung dari luas daerah yang terpapar , besar dosis radiasi, laju dosis, lamanya waktu paparan dan jarak korban dengan sumber radiasi. Namun selain dampak paparan radiasi, dapat juga menimbulkan dampak non radiologi yang tidak diharapkan, sehingga perlu dilakukan konseling, yang sifatnya medis maupun psikologis [2,3]

Untuk itu pokok bahasan tentang konseling bagi pekerja radiasi yang menerima dosis berlebih ini di dalamnya mencakup pengertian konseling, dasar hukum konseling, tujuan konseling, proses konseling, hasil pelaksanaan konseling dan contoh kasus dan penanganan yang dilakukan.

3. METODOLOGI

Bahan-bahan yang digunakan dalam penyusunan tulisan ini adalah Peraturan Pemerintah No. 33 Tahun 2007 Tentang Keselamatan Radiasi Pengion Dan Keamanan Sumber Radioaktif, Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 6 tahun 2010 tentang Pemantauan Kesehatan Untuk Pekerja Radiasi, Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 04 Tahun 2013 tentang Proteksi dan Keselamatan Radiasi Dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir dan literatur lain tentang konseling [1,2,4].

Sedangkan metode yang dapat digunakan dalam penyusunan tulisan ini adalah :

1. Kajian terhadap dokumen-dokumen tersebut di atas.
2. Studi literatur tentang konseling.
3. Tinjauan pengalaman terkait dengan penanganan pekerja radiasi yang menerima dosis berlebih.

4. 4. HASIL DAN PEMBAHASAN

4.1. Pengertian Konseling

Pengertian Konseling atau penyuluhan secara umum adalah proses pemberian bantuan yang dilakukan oleh seorang ahli (disebut konselor/pembimbing) kepada individu yang mengalami sesuatu masalah (disebut konseli) yang bermuara pada teratasinya masalah yang dihadapi klien. Konseling merupakan pertemuan antara konselor dengan kliennya yang memungkinkan terjadinya dialog dan bukan bentuk pemberian terapi atau perawatan (treatment) [5,6]. Sedangkan berdasarkan Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 6 tahun 2010 tentang Pemantauan Kesehatan Untuk Pekerja Radiasi pasal 1 yang dimaksud dengan Konseling adalah pemberian bimbingan oleh dokter dan/atau psikolog kepada seseorang dengan menggunakan metode psikologis ataupun arahan [1].

4.2. Dasar Hukum Konseling

Kewajiban PI untuk menyelenggarakan konseling bagi pekerja radiasi yang menerima dosis berlebih secara jelas telah diatur di dalam Peraturan Pemerintah No. 33 Tahun 2007 Tentang Keselamatan Radiasi Pengion Dan Keamanan Sumber Radioaktif pasal 8 dan Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 6 tahun 2010 tentang Pemantauan Kesehatan Untuk Pekerja Radiasi pasal 11 ayat 2 huruf c.

4.3. Tujuan Konseling

Jika ditinjau dari sifatnya, maka konseling yang diberikan kepada pekerja radiasi yang menerima dosis berlebih adalah konseling yang bersifat perorangan. Konseling ini memiliki tujuan yang terbagi ke dalam lima fungsi yaitu [5,6] :

1. *Fungsi pemahaman.* Pekerja radiasi harus menyadari sepenuhnya bahwa dirinya telah menerima dosis yang melebihi batas yang diizinkan sehingga yang bersangkutan memerlukan konseling guna mengatasi berbagai masalah yang mungkin muncul baik yang sifatnya medis maupun psikologis.
2. *Fungsi pengentasan.* Pekerja radiasi yang menerima dosis berlebih harus memiliki persepsi, sikap dan semangat untuk bisa mengentaskan masalah yang dihadapinya baik yang sifatnya medis maupun psikologis.
3. *Fungsi pengembangan/pemeliharaan.* Pekerja radiasi yang menerima dosis berlebih harus mampu memelihara dan mengembangkan semangat mengentaskan masalah yang

dihadapinya baik yang sifatnya medis maupun psikologis.

4. *Fungsi pencegahan.* Pekerja radiasi yang menerima dosis berlebih harus mampu mencegah menjalarnya masalah yang sedang dialami sehingga tidak muncul masalah-masalah baru yang sifatnya mungkin lebih kompleks.
5. *Fungsi advokasi.* Sebagai bentuk upaya legal yang bisa dilakukan oleh pekerja radiasi yang menerima dosis berlebih manakala terjadi pelanggaran hak yang dilakukan oleh PI.

4.4. Proses Konseling

Untuk keperluan pelaksanaan konseling, PI harus menunjuk dokter dan psikolog sebagai konselor. Adapun konseling itu sendiri terdiri dari dua macam yaitu konseling aktif dimana dokter atau psikolog yang ditunjuk oleh PI atas inisiatif sendiri mendatangi pekerja radiasi yang menerima dosis berlebih. Sedangkan konseling pasif, pekerja radiasi yang menerima dosis berlebih atas kesadaran atau instruksi dari PI mendatangi dokter atau psikolog yang ditunjuk oleh PI untuk melakukan konsultasi.

Pelaksanaan konseling untuk pekerja radiasi yang menerima dosis berlebih dapat dibagi ke dalam empat tahapan yaitu [5,6] :

1. *Membangun hubungan.* Sebelum pelaksanaan konseling dimulai, demi kelancaraan pelaksanaannya maka pada tahap awal konselor (dokter maupun psikolog) harus mampu membangun hubungan yang baik dan harmonis dengan pekerja radiasi yang menerima dosis berlebih. Dengan terbangunnya hubungan yang baik dan harmonis ini maka masalah yang dihadapi oleh pekerja radiasi baik yang terkait dengan masalah medis maupun psikologis tidak berlarut-larut dan akan cepat terselesaikan.
2. *Identifikasi masalah dan eksplorasi.* Dengan adanya sikap keterbukaan yang ditunjukkan oleh pekerja radiasi maka akan lebih memudahkan bagi dokter maupun psikolog dalam melakukan identifikasi masalah dan eksplorasi terhadap masalah tersebut. Pekerja radiasi harus terbuka dan jujur kepada konselor (dokter maupun psikolog) mengapa dirinya sampai menerima dosis yang melebihi batas. Dokter sebagai konselor harus menampung keluhan medis yang dialami dan kecemasan dampak medis yang mungkin akan dialami pekerja radiasi dan memberikan alternatif solusinya. Begitupun psikolog sebagai konselor harus menampung keluh kesah dan kecemasan yang dialami oleh pekerja radiasi serta memberikan alternatif solusinya yang mampu memberikan ketenangan dan semangat hidup.
3. *Perencanaan pemecahan masalah.* Dengan telah diperolehnya identifikasi masalah dan eksplorasinya, maka pihak dokter maupun psikolog dapat membuat perencanaan pemecahan masalah yang dihadapi oleh pekerja radiasi yang menerima dosis berlebih baik yang menyangkut masalah medis maupun psikologis. Setiap jenis masalah dibuat rencana pemecahannya serta alternatif solusi yang bisa diterapkan.
4. *Aplikasi solusi dan pengakhiran.* Atas dasar sifat keterbukaan dan kejujuran yang ditunjukkan oleh pekerja radiasi yang menerima dosis berlebih, maka pihak dokter maupun psikolog dapat membuat aplikasi untuk beberapa alternatif solusi dan masa pengakhirannya bagi setiap masalah yang dihadapi oleh pekerja radiasi tersebut.

Contoh rekaman hasil pelaksanaan konseling untuk pekerja radiasi yang menerima dosis berlebih diberikan pada lampiran 1.

4.5. Hasil Pelaksanaan Konseling

Setelah menjalani proses konseling, maka pekerja radiasi yang menerima dosis berlebih diharapkan [5,6] :

1. *Mengenal diri dan lingkungan kerja secara tepat dan obyektif.* Pekerja radiasi harus menyadari sepenuhnya bahwa masalah keselamatan dan kesehatan kerja bukan semata-mata menjadi

tanggungjawab PI maupun PPR tapi merupakan tanggung jawab dirinya. Hal ini sangat penting agar jika terjadi gangguan terhadap kesehatan dan keselamatan, yang bersangkutan bisa bersifat obyektif sehingga tidak mudah menyalahkan orang lain.

2. *Menerima diri sendiri dan lingkungan secara positif dan dinamis.* Pekerja radiasi harus menyadari sepenuhnya bahwa bekerja di daerah radiasi dan/atau kontaminasi memiliki resiko tersendiri sesuai dengan potensi bahaya yang ada. Oleh karena itu di dalam bekerja pekerja radiasi harus melakukan berbagai upaya agar tercipta keselamatan dan kesehatan baik untuk dirinya maupun orang lain serta lingkungan. Hal ini sangat penting agar jika terjadi gangguan terhadap kesehatan dan keselamatan, yang bersangkutan tidak bisa dengan mudah menyalahkan lingkungan tempat kerja maupun lingkungan sekitar.
3. *Mampu mengambil keputusan secara tepat dan bijaksana.* Berdasarkan pengalaman yang telah dilaluinya maka pekerja radiasi di dalam bekerja diharapkan lebih mampu untuk mengambil keputusan secara tepat dan bijaksana demi keselamatan dan kesehatan dirinya.
4. *Mengarahkan diri sesuai dengan keputusan yang diambil.* Setelah menjalani proses konseling, maka pekerja radiasi yang bersangkutan diharapkan mampu mengarahkan dirinya dengan penuh kesadaran untuk senantiasa konsisten dan disiplin mentaati ketentuan proteksi dan keselamatan radiasi agar peristiwa yang serupa tidak terulang kembali di masa yang akan datang.
5. *Mampu mengaktualisasikan diri secara optimal.* Belajar dari pengalaman yang dijalaninya dan setelah melalui proses konseling, maka pekerja radiasi yang bersangkutan diharapkan lebih mentaati ketentuan proteksi dan keselamatan radiasi dan mampu mengaktualisasikan dirinya secara optimal sehingga diperoleh kualitas kerja yang jauh lebih baik dari yang sebelumnya.

4.6. Dokumentasi Dan Pelaporan Hasil Konseling

Hasil pelaksanaan konseling untuk pekerja radiasi yang menerima dosis berlebih oleh konselor (dokter maupun psikolog) harus disampaikan kepada pihak pemegang izin (PI) serta didokumentasikan dengan baik dan benar sesuai dengan ketentuan proteksi radiasi dalam jangka waktu 30 tahun sebagaimana ditetapkan di dalam Peraturan Pemerintah Nomor 33 Tahun 2007 pasal 8 ayat 4.

Laporan hasil pelaksanaan konseling ini oleh PI harus disampaikan kepada Kepala BAPETEN sebagai bagian dari laporan upaya tindak lanjut terhadap pekerja radiasi yang menerima dosis berlebih sebagaimana ditetapkan di dalam Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 04 Tahun 2013 pasal 18, 19 dan 21.

5. CONTOH KASUS DAN PENANGANAN YANG DILAKUKAN.

5.1. Sebelum Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 06 Tahun 2010 tentang Pemantauan Kesehatan Untuk Pekerja Radiasi.

5.1.1. Kecelakaan 2003

Terjadi kecelakaan radiasi pada operator di Fasilitas Radiografi pada Februari 2003 yang menggunakan sumber Ir^{192} , karena kegagalan fungsi alat. Setelah beberapa minggu, jari tangan dan kuku operator menjadi hitam, kemudian kuku terasa kebal dan panas, serta perih, menurut ybs dosis yang diterima sekitar $4 \times \text{NBD}$.

Melakukan chek up ke P3KRBin (PTKMR sekarang) setelah lebih dari sebulan terjadi kecelakaan. Dilakukan pengobatan secara medis saja, dan disarankan oleh dokter tidak bekerja dengan radiasi lagi.

Terjadinya kecelakaan dilaporkan ke BAPETEN, dan dianjurkan tidak boleh bekerja dengan radiasi, dan agar hal ini dipatuhi SIB operator dicabut.

5.1.2. Dosis Berlebih 2009

Pada tahun 2009 seorang pekerja radiasi di Fasilitas produksi radioisotop telah menerima dosis sebesar 929,09 mSv (untuk Hp 0,07) dan 38,65 mSv (untuk Hp 10).

Sebagai wujud tanggungjawab, pihak pemegang izin telah melakukan beberapa upaya sebagai berikut :

1. Mengistirahatkan pekerja radiasi bekerja di daerah radiasi dan/atau kontaminasi mulai tanggal 07 April 2009.
2. Untuk mengetahui dampak radiologi yang mungkin dialami, maka telah dilakukan pemeriksaan dan konseling kesehatan di PTKMR – BATAN pada tanggal 27 April 2009, dianjurkan tidak bekerja dengan radiasi selama 3 bulan.
3. Untuk mengurangi beban psikologis yang dialami oleh pekerja radiasi tersebut, maka telah dilakukan konseling psikologi di sebuah lembaga konsultan pada tanggal 29 April 2009.

5.2. Setelah Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 06 Tahun 2010 tentang Pemantauan Kesehatan Untuk Pekerja Radiasi.

5.2.1. Dosis Berlebih 2013

Pada Juli 2013 dua orang pekerja radiasi, melakukan pemeriksaan kesehatan karena pada bulan Juni 2013 menerima dosis 69 mSv dan 77 mSv. Keluhan yang dirasakan oleh pekerja radiasi bagian dada terasa panas dan nyeri; nyeri perut, dan BAB terganggu. Setelah dilakukan pemeriksaan tidak ada gejala yang disebabkan oleh radiasi, sehingga tidak perlu rekomendasi untuk istirahat bekerja dengan radiasi.

Namun untuk kedua pekerja radiasi ini seharusnya perlu dilakukan konseling tidak hanya medis, karena perilaku pekerja radiasi yang menyebabkan penerimaan dosis berlebih.

6. KESIMPULAN

Berdasarkan uraian tersebut di atas, dapat ditarik beberapa kesimpulan sebagai berikut :

1. Konseling merupakan hak bagi setiap pekerja radiasi yang menerima dosis melebihi batas yang diizinkan.
2. Konseling yang diberikan oleh Pemegang Izin kepada pekerja radiasi yang menerima dosis melebihi batas yang diizinkan termasuk dalam katagori konseling perorangan.
3. Demi kelancaran pelaksanaan konseling, pekerja radiasi yang menerima dosis melebihi batas yang diizinkan harus bersifat terbuka dan jujur kepada konselor (dokter maupun psikolog).
4. Konseling perorangan yang diberikan kepada pekerja radiasi yang menerima dosis melebihi batas yang diizinkan dilakukan sesuai dengan dasar etika konseling yaitu kerahasiaan, keterbukaan dan pengambilan keputusan oleh pekerja radiasi itu sendiri.
5. Konseling perorangan yang dijalani oleh pekerja radiasi yang menerima dosis melebihi batas yang diizinkan terbagi ke dalam empat tahapan proses konseling yakni membangun hubungan,identifikasi masalah dan eksplorasi, perencanaan pemecahan masalah, aplikasi solusi dan pengakhiran
6. Hasil pelaksanaan konseling harus disampaikan oleh konselor kepada pihak PI dan harus didokumentasikan sesuai dengan ketentuan proteksi radiasi.

7. Laporan hasil pelaksanaan konseling harus disampaikan oleh PI kepada Kepala BAPETEN sebagai bagian dari laporan upaya tindaklanjut terhadap pekerja radiasi yang menerima dosis berlebih.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] **Badan Pengawas Tenaga Nuklir**, (2010); "Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 06 Tahun 2010 tentang Pemantauan Kesehatan Untuk Pekerja Radiasi"; Jakarta.
- [2] **Sekretariat Negara**, (2007); "Peraturan Pemerintah No. 33 tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion Dan Keamanan Sumber Radioaktif"; Jakarta.
- [3] **Badan Tenaga Nuklir Nasional**, (2010); *PTKMR Workshop Penanggulangan Medik Kedaruratan Nuklir*; Jakarta
- [4] **Badan Pengawas Tenaga Nuklir**, (2013); "Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 04 Tahun 2013 tentang Proteksi Dan Keselamatan Radiasi Dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir"; Jakarta.
- [5] **Gibson, R.L. & Mitchell**, (1995); "Introduction to Guidance"; New York: Macmillan Publisher.
- [6] **Palmer, Stephen., McMahon, Gladeana**, (1989); "Handbook of counseling. Routledge"; London and New York.
- [7] **PTKMR-BATAN**, (2014); *Laporan Hasil Pemeriksaan Kesehatan, Jakarta, 2008-2014*.
- [8] **Penulis** (2015); *Hasil wawancara pribadi terhadap pekerja radiasi, Juni 2015*; Jakarta.

LAMPIRAN 1

Hasil Konseling Pekerja Radiasi

1. Data Umum		
01.	Hari/Tanggal Konseling	:
02.	Nama Pekerja Radiasi	:
03.	Tempat/Tanggal Lahir	:
04.	Bidang/Unit Kerja	:
05.	Institusi	:
06.	Alamat Institusi	:
07.	Jenis Pekerjaan	:
08.	Besarnya Dosis Yang Diterima	: mSv
09.	Periode Penerimaan	:

2. Proses Konseling			
2.1. Identifikasi Masalah Dan Eksplorasi			
No	Jenis Masalah	Faktor Penyebab	Jenis Keluhan
2.2. Perencanaan Pemecahan Masalah			
No.	Jenis Masalah	Jadwal Konseling	Target Pemecahan Masalah
2.3. Aplikasi Solusi Dan Pengakhiran			
No.	Jenis Masalah	Alternatif Solusi	Hasil Yang Diperoleh
Pemegang Izin		Konselor	Pekerja Radiasi
Nama :		Nama :	Nama :
Tanggal :		Tanggal :	Tanggal :



Seminar Keselamatan Nuklir 2015

Makalah Penyaji

Bidang Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif

Prosiding
Seminar
Keselamatan
Nuklir
2015

TINJAUAN PERATURAN KETENAGANUKLIRAN FASILITAS RADIASI DAN ZAT RADIOAKTIF SUPAYA HARMONIS DENGAN PENJELASAN VISI BAPETEN

Togap P Marpaung

BAPETEN, Jl. Gadjah Mada No. 8 Jakarta 10120
t.marpaung@bapeten.go.id

ABSTRAK

TINJAUAN PERATURAN KETENAGANUKLIRAN FASILITAS RADIASI DAN ZAT RADIOAKTIF SUPAYA HARMONIS DENGAN PENJELASAN VISI BAPETEN. Tinjauan ini dilakukan untuk mengkaji keharmonisan peraturan ketenaganukliran fasilitas radiasi dan zat radioaktif (FRZR) terhadap penjelasan salah satu visi BAPETEN, yakni: "Seluruh peraturan ketenaganukliran yang dihasilkan harus harmonis dengan standar keselamatan dan keamanan nuklir internasional". Peraturan ketenaganukliran terdiri dari: bidang instalasi dan bahan nuklir, dan fasilitas radiasi dan zat radioaktif. Sejak tahun 2005, infrastruktur peraturan mulai dibentuk dan dikembangkan, adapun peraturan yang terbit, antara lain: PP No. 33/2007, PP No. 29/2009, PP No. 61/2013 dan berbagai Perka BAPETEN, yang disusun sesuai rekomendasi IAEA, antara lain: BSS No. 115/1996, TECDOC 1067, GSR-Part 1/2010 dan GSR-Part 3/2011. Disimpulkan bahwa peraturan FRZR telah searah dengan penjelasan visi BAPETEN dengan indikator: (1) Model peraturan kombinasi antara prescriptive base dan performance base; (2) Persyaratan keselamatan/keamanan terkait manajemen, proteksi radiasi, teknis dan/atau verifikasi keselamatan/keamanan diatur secara umum dalam PP dan rinci dalam Perka BAPETEN; (3) Persyaratan administratif terkait perizinan diatur berbasis graded approach. (4) Penilaian IAEA melalui RASIMS terkait infrastruktur peraturan, peringkat 2-7 di kawasan Asia Pasifik; dan (5) Sistem manajemen informasi JDIH BAPETEN, respon publik cukup banyak. Namun demikian, peraturan tersebut masih ada kekurangan disebabkan perkembangan ilmu pengetahuan dan teknologi serta semakin ketatnya standar keselamatan dan keamanan juga faktor lain. Poin penting adalah peraturan tidak hanya harmonis secara internasional tetapi juga masalah mampu terapan harus dipertimbangkan, terlebih lagi untuk bidang medik.

Kata kunci: peraturan, standar, ketenaganukliran, harmonis, visi.

ABSTRACT

REVIEW OF NUCLEAR ENERGY REGULATORY FOR RADIOACTIVE MATERIAL AND RADIATION FACILITIES IN ORDER TO BE HARMONIZED WITH ONE OF BAPETEN VISION EXPLANATION. Review for nuclear energy regulatory was conducted to assess harmony with one of the BAPETEN vision, namely: "All nuclear energy regulatory issued should be harmonized with the standards of international nuclear safety and security". Nuclear energy regulations consist of: installations and nuclear materials, and radiation and radioactive substances fields. Since 2005, regulatory infrastructure began to be formed and developed, while the published regulations, among others: GR No. 33/2007, GR No. 29/2009, GR No. 61/2013, Chairman Regulation which are prepared according to the recommendations of the IAEA, among others: BSS No. 115/1996, TECDOC 1067, GSR-Part 1/2010 and 3/2011. Concluded all regulations in line with one of the BAPETEN vision explanation, indicators: (1) Model regulations combination of prescriptive base and performance base; (2) Requirements for the safety/security-related management, radiation protection, technical and/or verification of safety/security in general in the GR and detailed in Chairman Regulations; (3) The administrative requirements related to the licensing arranged graded based approach. (4) Ratings IAEA through RASIMS related regulatory infrastructure, ranked 2-7 in the Asia Pacific region; and (5) the Information Management System JDIH BAPETEN, pretty much public response. However, the regulation is still no shortage caused by the development of science and technology and increasingly strict standards of safety and security is also another factor. An important point is the rule not only internationally harmonious but also capable of applied problems should be considered, especially for the medical field.

Keywords: regulations, standards, energy nuclear, harmony, vision.

1. PENDAHULUAN

1.1. Latar Belakang

Topik bahasan diinspirasi oleh Seleksi Jabatan Eselon II.a BAPETEN 2015 terkait visi dan salah satu penjelasan dari visi Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN). Visi BAPETEN adalah "Menjadi Badan Pengawas Kelas Dunia", dan salah satu penjelasan visi: "Seluruh peraturan ketenaganukliran yang dihasilkan harus harmonis dengan standar keselamatan dan keamanan nuklir internasional" [1]. Penjelasannya visi tersebut,

merupakan tantangan bagi unit kerja eselon II terkait. Akan tetapi peraturan yang hanya menekankan aspek teknis yang diadopsi dari standar internasional berpotensi menimbulkan masalah lain karena standar tersebut belum tentu dapat diterapkan secara total di suatu negara.

Bagi Direktorat Pengaturan Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir (DP2IBN) yang mempunyai tugas pokok dan fungsi terkait penyusunan peraturan di bidang IBN, barangkali, penjelasan visi tersebut relatif dapat diterapkan. Hal itu adalah wajar mengingat objek yang diawasi adalah instalasi nuklir dan

bahan nuklir yang “relatif homogen” standarnya tinggi dari aspek keselamatan nuklir, keamanan nuklir dan kedamaian (safeguard). Selain itu, penggunaan tenaga nuklir di bidang IBN ruang lingkungannya tidak sebanyak bidang FRZR.

Sementara, bagi Direktorat Pengaturan Pengawasan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif (DP2FRZR), penjelasan visi tersebut tidaklah sedemikian ketat. Ada beberapa faktor atau aspek yang harus dipertimbangkan secara hati-hati. DP2FRZR menyusun peraturan yang ruang lingkungannya “relatif heterogen” meliputi kesehatan, industri dan penelitian. Secara khusus untuk penggunaan tenaga nuklir berupa zat (sumber) radioaktif dan pembangkit radiasi pengion (misalnya pesawat sinar-X) untuk tujuan kesehatan harus diatur secara bijak dan tepat. Pihak pemangku kepentingan juga terlibat untuk memutuskan standar atau persyaratan keselamatan radiasi dan keamanan sumber radioaktif. Adapun sifat sumber radiasi pengion dalam bidang FRZR mulai dari risiko sangat rendah, rendah, sedang hingga tinggi berbeda dengan IBN yang pada umumnya berisiko tinggi hingga sangat tinggi.

1.2. Ruang Lingkup

Agar materi pembahasan makalah ini fokus sesuai topik bahasan maka ruang lingkungannya dibuat 4 (empat) poin, meliputi:

1. Gambaran Umum Pengawasan Ketenaganukliran Bidang FRZR.
2. Infrastruktur Peraturan Ketenaga-nukliran Bidang FRZR
3. Pembentukan dan Pengembangan Peraturan Ketenaganukliran Bidang FRZR.
4. Pemecahan Masalah Terkait Peraturan dan Penerapannya di Bidang FRZR.

1.3. Tujuan Penulisan

Ada 2 (dua) tujuan utama penulisan makalah ini, yaitu:

1. memberi masukan bahwa meskipun ada keterbatasan UU 10/1997, hal itu tidak menjadi faktor penghambat bagi BAPETEN dalam membentuk dan mengembangkan peraturan ketenaganukliran untuk beberapa hal yang dianggap penting terkait dengan: (a) aspek keselamatan dan keamanan termasuk orphan source; (b) paparan medik yang terkait dengan keselamatan pasien; (c) NORM dan TENORM; (d) klasifikasi limbah radioaktif tingkat rendah menjadi 3 (tiga) subklasifikasi; dan (e) aspek keamanan dalam pengangkutan zat radioaktif.
2. memberi penjelasan bahwa setiap peraturan bidang FRZR tidak harus selalu harmonis sesuai standar internasional tetapi kemampulaksanaan peraturan harus juga dipertimbangkan.

2. METODOLOGI

Tinjauan Peraturan ketenaganukliran dalam bidang FRZR supaya harmonis dengan visi BAPETEN dilakukan dengan metode deskriptif melalui studi literatur. Adapun tahapan kajian meliputi pengumpulan literatur dan informasi pendukung, diskusi dan pembahasan serta penulisan makalah.

Diskusi dilakukan dengan rekan sekerja di BAPETEN, khususnya dari Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan FRZR dan Direktorat Pengaturan Pengawasan FRZR. Juga diskusi dilakukan dengan rekan Direktorat Inspeksi FRZR dan Direktorat Perizinan FRZR. Untuk memperoleh hasil yang lebih baik maka salah satu agen perusahaan alat kesehatan untuk radiologi juga diajak berdiskusi.

3. PEMBAHASAN

3.1. Gambaran Umum Pengawasan Ketenaga-nukliran Bidang FRZR

Tenaga nuklir adalah tenaga dalam bentuk apapun yang dibebaskan dalam proses transformasi inti, termasuk tenaga yang berasal dari sumber radiasi pengion. Jadi tenaga nuklir secara fisik adalah zat radioaktif (bahan nuklir dan sumber radioaktif) dan pembangkit radiasi pengion (pesawat sinar-X dan Linac), inti masalahnya adalah radiasi pengion.

Manfaat tenaga nuklir sudah terbukti untuk kemaslahatan umat manusia, namun mudaratnya juga harus dicermati karena sifatnya yang dapat menimbulkan efek bahaya radiasi terhadap makhluk hidup dan lingkungannya. Jadi pemanfaatan tenaga nuklir harus diawasi agar manfaatnya jauh lebih besar daripada mudaratnya sesuai azas proteksi radiasi yang pertama (justifikasi pemanfaatan).

Penggunaan tenaga nuklir bidang FRZR untuk industri, di antaranya: iradiator, kamera radiografi industri, gauging, well logging, pemeriksaan bagasi, fotofluorografi dan produk konsumen. Sedangkan di bidang kesehatan, meliputi: radiologi diagnostik dan intervensional, kedokteran nuklir dan radioterapi. Termasuk kegiatan importasi, eksportasi, pengawasan, pengangkutan dan pengelolaan limbah. Jumlah sumber radiasi pengion yang paling banyak digunakan adalah pesawat sinar-X yang digunakan untuk radiologi, jenis alat tersebut juga sangat beragam sesuai dengan fungsi dan kekhususan tiap organ, misalnya pemeriksaan paru, gigi, jantung, otak dan lain-lain. Oleh karena itu, pengawasan sumber radiasi pengion untuk kesehatan merupakan tantangan tersendiri agar sesuai dengan standar internasional. Terlebih lagi menghadapi isu keselamatan pasien yang menjadi perhatian internasional melalui Badan Kesehatan Dunia (*World Health Organisation*-WHO).

Beberapa tahun terakhir ini, pengawasan melalui peraturan tidak hanya mempertimbangkan aspek keselamatan radiasi tetapi juga keamanan sumber radioaktif. Aspek keselamatan radiasi menuntut persyaratan yang semakin ketat seiring dengan teknologi baru yang semakin kompleks dan perkembangan ilmu pengetahuan yang semakin pesat. Sementara peraturan aspek keamanan sumber radioaktif di bidang FRZR tidak dapat dihindari lagi sehubungan dengan adanya ancaman sabotase dan potensi terorisme terhadap fasilitas yang menggunakan sumber radioaktif di bidang FRZR. Permasalahan aspek keselamatan yang semakin ketat dan aspek keamanan yang semakin meningkat mengakibatkan perubahan pada standar internasional yang harus disesuaikan dengan peraturan perundang-undangan di Indonesia.

Dasar hukum pengawasan adalah UU 10/1997 tentang Ketenaganukliran dan berdasarkan pasal 14 ayat (2) UU 10/1997 tentang Ketenaganukliran, pengawasan dilaksanakan melalui peraturan, perizinan, dan inspeksi. Dalam Pasal 15, ditetapkan bahwa pengawasan ditujukan untuk:

1. Terjaminnya kesejahteraan, keamanan, dan ketenteraman masyarakat.
2. Menjamin keselamatan dan kesehatan pekerja dan anggota masyarakat serta perlindungan terhadap lingkungan hidup.
3. Memelihara tertib hukum dalam pelaksanaan pemanfaatan tenaga nuklir.
4. Meningkatkan kesadaran hukum pengguna tenaga nuklir untuk menimbulkan budaya keselamatan di bidang nuklir.
5. Mencegah terjadinya perubahan tujuan pemanfaatan bahan nuklir; serta
6. Menjamin terpeliharanya dan ditingkatkannya disiplin petugas dalam pelaksanaan pemanfaatan tenaga nuklir.

Adapun legalitas terkait izin pemanfaatan diatur dalam Pasal 17 dan terkait petugas diatur dalam Pasal 19, sementara ketentuan pidana diatur dalam Pasal 42 dan Pasal 43 [2].

Menyimak tujuan pengawasan yang terdiri dari 6 (enam) poin tersebut, nampaknya ada poin tertentu yang menjadikan pengawasan berpotensi kurang optimal. Meskipun demikian, BAPETEN dapat melakukan pembetulan dan pengembangan peraturan pelaksanaan UU No. 10/1997 yang “melahirkan” sejumlah Peraturan Pemerintah (PP), Peraturan Presiden (Perpres) dan Peraturan Kepala (Perka) BAPETEN. Dan uraian perihal pemecahan masalah peraturan tersebut dibahas dalam bagian yang berikutnya.

3.2. Infrastruktur Peraturan Ketenaganukliran Bidang FRZR

3.2.1. Penyusunan Peraturan Sesuai Standar Internasional

Mulai tahun 2005, infrastruktur peraturan (regulatory infrastructure) mulai dirancang agar harmonis dengan International Basic Safety Standards (BSS), Safety Series No. 115/1996. Standar Dasar Keselamatan (BSS) ini terkait proteksi dan keselamatan radiasi. Hal itu berarti proteksi orang terhadap paparan radiasi pengion atau zat radioaktif dan keselamatan sumber radiasi, termasuk sarana untuk mencapai hal ini, dan cara untuk mencegah kecelakaan dan untuk mengurangi konsekuensi dari kecelakaan yang harus terjadi.

Persyaratan keselamatan radiasi terkait manajemen, proteksi radiasi dan teknis serta verifikasi keselamatan diadopsi secara hati-hati. Sementara persyaratan administratif merupakan persyaratan izin diadopsi berdasarkan notifikasi (notification) dan otorisasi (authorization) terdiri dari: registrasi (registration) dan izin (licensing), pengecualian (exemption) dan klirens (clearance) yang berlaku secara internasional. Sistem ini memperbolehkan Badan Pengawas (BP) suatu negara dapat menentukan tingkat kendali administratif yang diperlukan untuk praktik tertentu dengan memperkirakan paparan potensial.

Persyaratan administratif ditujukan untuk proses perizinan kesehatan, industri dan penelitian. Mengenai penerapan konsep pengecualian dan klirens dibuat kriterianya secara tersendiri. Satu lagi pengertian yang dijelaskan IAEA adalah eksklusif (exclusion) berarti di luar kendali pengawasan, yaitu sinar kosmis yang berasal dari matahari [3].

Pemahaman terkait model regulasi dan penerapannya diadopsi dari TECDOC 1067, meliputi; (1) prescriptive base; (2) performance base; dan (3) combination (prescriptive and performance) base [4]. Tiap model regulasi ini, dalam penerapannya mempunyai kelebihan dan kekurangan. Suatu negara dalam menyusun infrastruktur peraturan akan menyesuaikan model regulasinya dengan mempertimbangkan berbagai aspek, misalnya sumber daya (dana dan manusia-SDM) dan perkembangan ilmu pengetahuan dan teknologi.

Pilihan model regulasi prescriptive base lebih tepat bagi negara-negara maju karena model regulasi ini mengatur sangat rinci terkait persyaratan teknis, cepat mengalami perubahan sesuai perkembangan ilmu pengetahuan dan teknologi. Oleh karena itu, membutuhkan dana dan jumlah SDM yang memadai, profesional dan berkompotensi tinggi.

Kalau pilihannya adalah performance base maka persyaratan keselamatan dan keamanan sumber radioaktif yang diatur bersifat umum (generik), merupakan kebalikan dari prescriptive base. Jadi, berpotensi ditafsirkan berbeda-beda. Model regulasi kombinasi adalah perpaduan antara keduanya. Peraturan terkait persyaratan keselamatan radiasi juga memperhatikan 10 (sepuluh) prinsip yang direkomendasikan oleh IAEA melalui Safety Fundamentals, SF-1 [5].

Peraturan terkait keamanan sumber radioaktif dimulai dengan kerjasama antara US-DOE (Amerika) dan ANSTO (Australia) dengan BAPETEN, yang menyadari urgensi peningkatan ancaman keamanan pasca peristiwa 11 September 2001. Kerja sama tersebut dianggap perlu mengingat pemerintah Indonesia telah menandatangani Code of Conduct, khusus Keamanan Sumber Radioaktif Tahun 2004 [6]. Ada beberapa referensi lain yang digunakan, misalnya: TECDOC 1344/2003 tentang Kategorisasi Sumber Radioaktif, TECDOC 1355/2003 tentang Keamanan Sumber Radioaktif, dan Guidance tentang Impor dan Ekspor Sumber Radioaktif Tahun 2005.

Peraturan terkait pengelolaan limbah radioaktif disusun berdasarkan rekomendasi IAEA, ada 9 (sembilan) prinsip yang harus diperhatikan. Juga telah dilakukan perubahan standar internasional terkait klasifikasi limbah radioaktif, yaitu tingkat rendah, terdiri dari 3 (tiga) subklasifikasi sesuai rekomendasi IAEA tahun 2009 [7].

Peraturan terkait pengangkutan zat radioaktif juga memperhatikan aspek keselamatan dan keamanan. Pengembangan peraturan dilakukan sesuai publikasi terbaru, IAEA TS-R-1 [8]. Juga rekomendasi IAEA mengenai keamanan dalam pengangkutan zat radioaktif tahun 2008.

Sesuai dengan rekomendasi IAEA-GSR Part 1 terkait pemerintahan (*governmental*), hukum (*legal*) dan kerangka peraturan (*regulatory framework*) untuk keselamatan. BAPETEN juga mengembangkan peraturan dan penerapannya melalui perizinan dan inspeksi berbasis *graded approach* [9].

BAPETEN juga semakin harmonis dengan rekomendasi IAEA-GSR Part 3 terkait fungsi BP, yaitu: menetapkan peraturan dan pedoman, dan sistem pengawasan (*regulatory system*), meliputi: peraturan, perizinan, rewiu dan kajian, inspeksi dan penegakan hukum, kedaruratan dan informasi publik [10].

3.2.2. Penyusunan Peraturan Sesuai Hukum Nasional

Peraturan ketenaganukliran harus mengacu pada pembentukan peraturan perundang-undangan (PUU) nasional, normatif dan mampu laksana sehingga dapat menjadi instrumen pengawasan yang efektif dan efisien. Agar masyarakat secara umum dan pengguna tenaga nuklir pada khususnya memahami dan mematuhi peraturan maka dilakukan kegiatan Pembinaan dan Konsultasi Publik terkait PUU bidang FRZR bagi pemangku kepentingan.

Dalam melaksanakan tugas dan fungsinya, DP2FRZR telah menetapkan rencana kegiatan yang mengacu pada visi dan misi unit kerja yang telah diharmonisasi dengan Renstra Kedeputusan Pengkajian Keselamatan Nuklir (PKN), yaitu “Mewujudkan tersedianya peraturan perundangan bidang FRZR yang harmonis sesuai dengan regulasi nasional dan/atau internasional dan dapat diimplementasikan dalam rangka mewujudkan keselamatan, keamanan dan ketentraman dalam pemanfaatan tenaga nuklir” [11].

Dalam menyusun peraturan, khususnya PP harus memperhatikan PUU nasional, misalnya UU 10/1997 dan UU 12/2011 tentang Pembentukan Peraturan Perundang-Undangan [12]. Juga peraturan instansi terkait agar tidak terjadi disharmoni atau tumpang tindih.

3.3. Pembentukan dan Pengembangan Peraturan Ketenaganukliran Bidang FRZR

Ada 2 (dua) istilah dalam penyusunan peraturan, yaitu: (1) pembentukan untuk peraturan baru; dan (2) pengembangan untuk peraturan yang direvisi atau diperbaiki. Berikut ini gambaran peraturan ketenaganukliran, khususnya bidang FRZR dari masa ke masa.

3.3.1. Periode Tahun 1975–1999

Kegiatan kedua jenis penyusunan peraturan tersebut di atas sudah dimulai sejak lama ketika pengawasan masih berada di Badan Tenaga Atom Nasional (BATAN). Dasar hukumnya adalah UU 31/1964 tentang Ketentuan Pokok Tenaga Atom. Pada tahun delapan puluhan, unit kerja eselon III, yaitu Bagian Perumusan Peraturan Keselamatan Nuklir, Biro Pengawasan Tenaga Atom (BPTA) melaksanakan penyusunan peraturan.

Peraturan yang tersedia: (1) PP 11/1975 tentang Keselamatan Kerja Terhadap Radiasi; (2) PP 12/1975 tentang Izin Pemakaian Zat Radioaktif dan Sumber Radiasi Lainnya; dan (3) PP 13/1975 tentang Pengangkutan Zat Radioaktif. Juga peraturan turunannya, yaitu: SK. Dirjen BATAN antara lain, mengenai keselamatan, di bidang industri (pabrik kaus lampu, iradiator, radiografi industri dan well logging). Peraturan rinci untuk tujuan kesehatan yang mengatur persyaratan izin, belum ada.

3.3.2. Periode Tahun 2000–2004

Berdasarkan UU 10/1997, badan pengawas (BAPETEN) dipisah dengan badan pelaksana (BATAN). Pada pertengahan tahun 1999 BAPETEN berdiri dan peraturan ketenaganukliran dilaksanakan satu unit kerja eselon II, yaitu Direktorat Peraturan Keselamatan Nuklir (DPKN). Rencana Kerja Jangka Menengah (RKJM) tahap 1 dan Rencana Strategis (Renstra) 2000–2004 mulai.

Target DPKN BAPETEN adalah menyusun peraturan baru sebagai pengganti peraturan yang dibuat oleh BPTA, BATAN. Ada 4 (empat) PP yang dihasilkan: (1) PP 63/2000 tentang Keselamatan dan Kesehatan Terhadap Pemanfaatan Radiasi Pengion; (2) PP 64/2000 tentang Perizinan Pemanfaatan Tenaga Nuklir; (3) PP 26/2002 tentang Keselamatan Pengangkutan Zat Radioaktif; dan (4) PP 27/2002 tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif.

Beberapa turunan PP juga dibuat, yaitu Surat Keputusan Kepala BAPETEN. Peraturan mengenai tujuan kesehatan belum ada, hanya ada 1 (satu) Pedoman mengenai Tingkat Panduan Dosis Diagnostik, diambil dari hasil kajian tahun 2001. Peraturan untuk tujuan kesehatan belum dapat dikerjakan, terkendala dengan SDM.

3.3.3. Periode Tahun 2005–2009

Tahun 2004, pemerintah menyetujui reorganisasi BAPETEN. Berdasarkan Pasal 80 Keputusan Kepala BAPETEN No. 01 rev.2/K-OTK/V-04 tentang Organisasi dan Tata Kerja BAPETEN diubah dengan Perka BAPETEN 11/2008, peraturan ketenaganukliran bidang IBN dan FRZR dipisah. DP2IBN dan DP2FRZR merupakan unit kerja eselon II yang berada di bawah Deputi Pengkajian Keselamatan Nuklir (Deputi PKN).

Beberapa tantangan agar PP dibuat harmonis sesuai standar internasional meskipun UU 10/1997 ada ketebatasannya, meliputi: (1) optimisasi proteksi dan keselamatan radiasi (pembatas dosis) bagi pekerja dan anggota masyarakat; (2) tingkat panduan untuk keselamatan pasien yang merupakan poin penting dalam paparan medik; (3) infrastruktur uji kesesuaian, fisikawan medik sebagai qualified expert yang menjadi syarat utama layanan radiologi sesuai standar inter-nasional; (4) Naturally Occuring Radioactive Material (NORM) dan Technologically Enhanced NORM (TENORM); dan (5) keamanan sumber radioaktif termasuk orphan source. Poin No. 3 ini merupakan kegiatan nasional, yang melibatkan Kemenkes, asosiasi profesi, akademi dll. untuk membangun keselamatan pasien.

Ada 3 (tiga) PP yang terbit. Pertama adalah PP 33/2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif. Pemanfaatan tenaga nuklir harus memenuhi persyaratan keselamatan radiasi, meliputi: manajemen, proteksi radiasi dan teknik serta verifikasi keselamatan [13].

Peraturan aspek keamanan secara substansi hampir sama dengan keselamatan, meliputi persyaratan administratif dan teknis selama penggunaan, pengangkutan dan penyimpanan. Persyaratan keamanan impor dan ekspor sama dengan persyaratan keselamatan kecuali sumber radioaktif kategori 1 dan 2, ada persyaratan tambahan.

Kedua adalah PP 29/2008 tentang Perizinan Pemanfaatan Sumber Radiasi Pengion dan Bahan Nuklir. Khusus untuk sistem perizinan menerapkan konsep graded approach. DP2FRZR harus melakukan harmonisasi antara peraturan nasional dengan rekomendasi internasional. Dalam hal ini, UU No. 10/1997 hanya mengenal rejim izin, sementara BSS No. 115/1996 tidak hanya mengenal rejim izin tetapi juga notifikasi dan registrasi. Oleh karena itu, terkait persyaratan perizinan dibuat menjadi kelompok pemanfaatan A, B dan C agar menjadi harmonis dengan rekomendasi IAEA.

Pengelompokan didasarkan pada risiko berbasis graded approach, mempertimbangkan: (a) potensi bahaya radiasi; (b) tingkat kerumitan fasilitas dan/atau sumber radiasi pengion; (c) jumlah dan kompetensi personil; (d) potensi dampak kecelakaan radiasi terhadap keselamatan, kesehatan pekerja, anggota masyarakat, dan lingkungan hidup; dan (e) potensi ancaman terhadap sumber radioaktif [14,15].

3.3.4. Periode Tahun 2010–2014

BAPETEN memasuki RKJM tahap 3. Ada 2 (dua) PP yang selesai dari 3 (tiga) target. Pertama adalah PP 61/2013 tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif sebagai pengganti PP 27/2002. Terobosan dilakukan terkait Klasifikasi limbah radioaktif. Mengingat semakin ketatnya standar pengelolaan limbah radioaktif, khususnya untuk limbah radioaktif tingkat rendah dibagi menjadi 3 (tiga) sub klas terdiri atas: (1) Limbah radioaktif waktu paruh sangat pendek; (2) Limbah radioaktif tingkat sangat rendah; dan (3) Limbah radioaktif tingkat relatif rendah [16].

PP 61/2013 tetap harmonis dengan UU 10/1997 karena klasifikasi limbah radioaktif adalah sama. Strateginya adalah pada bagian penjelasan dibuat perubahan limbah tersebut. Juga telah diatur masalah bakal limbah radioaktif menjadi dapat digunakan kembali setelah melalui kajian.

Kedua adalah PP 56/2014 sebagai pengganti PP 27/2009 mengenai PNB. Ketiga adalah PP tentang Keselamatan dalam Pengangkutan Zat Radioaktif merupakan pengganti PP 26/2002. Pembahasan tahap harmonisasi antar instansi sudah selesai di Kemenkumham. Beberapa Perka BAPETEN sudah selesai dikerjakan, namun ada juga dalam proses.

3.3.5. Periode Tahun 2015–2019

Periode ini merupakan RKJM tahap 4 dan Renstra 2015–2019. Target adalah melakukan revisi PP 33/2007 dan PP 29/2008. Target lain adalah menyelesaikan beberapa Perka BAPETEN. Menuntaskan permasalahan terkait peraturan ketenaganukliran bidang FRZR, sebagaimana diuraikan di bawah ini.

3.4. Pemecahan Masalah Terkait Peraturan dan Penerapannya di Bidang FRZR

3.4.1. Keterbatasan UU 10/1997

Sebagai contoh, Bab V. Pengawasan. Agar Pasal 15, huruf b dan e perlu diperjelas meskipun dalam bagian penjelasan dari UU 10/1997 dinyatakan cukup jelas. Adapun ketentuan yang diatur dalam Pasal 15 adalah pengawasan ditujukan untuk:

1. Terjaminnya kesejahteraan, keamanan, dan ketenteraman masyarakat.
2. Menjamin keselamatan dan kesehatan pekerja dan anggota masyarakat serta perlindungan terhadap lingkungan hidup.

3. Memelihara tertib hukum dalam pelaksanaan pemanfaatan tenaga nuklir.
4. Meningkatkan kesadaran hukum pengguna tenaga nuklir untuk menimbulkan budaya keselamatan di bidang nuklir.
5. Mencegah terjadinya perubahan tujuan pemanfaatan bahan nuklir; serta
6. Menjamin terpeliharanya dan ditingkatkannya disiplin petugas dalam pelaksanaan pemanfaatan tenaga nuklir

Dalam hal ini, huruf b perlu perlu penjelasan tambahan mengenai maksud "anggota masyarakat", sebaiknya dinyatakan termasuk juga pasien. Jika huruf e dicermati maka maksudnya hal itu berarti tidak berlaku untuk perubahan tujuan pemanfaatan tenaga nuklir bidang FRZR. Ketetapan yang sedemikian rupa dapat menimbulkan masalah dari aspek keselamatan pasien dalam penggunaan pesawat sinar-X diagnostik. Jadi huruf b terkait dengan huruf e, perubahan tujuan untuk pemanfaatan tenaga nuklir bidang FRZR juga dilarang.

Dahulu, adalah dianggap wajar pesawat sinar-X yang seharusnya untuk pemeriksaan organ paru-paru digunakan untuk gigi. Namun, berdasarkan standar internasional dan aturan saat ini, prosedur tersebut salah karena pasien dirugikan (objek yang terkena radiasi tidak hanya gigi tetapi juga organ lain). Inilah salah satu penerapan peraturan agar terjamin keselamatan pasien, menjadi tugas BAPETEN.

Maksud perubahan pemanfaatan bahan nuklir adalah tidak boleh bahan nuklir digunakan selain untuk maksud damai. Artinya, bahan nuklir tidak boleh dibuat menjadi senjata nuklir karena menghancurkan umat manusia, dll.

3.4.2. Ketidakmampulaksanaan Pasal 6 PP 26/2002

Dalam setiap kegiatan pengangkutan zat radioaktif, ada 3 (tiga) subjek hukum (pengirim, pengangkut dan penerima) yang terlibat. Kewajiban pengirim dan penerima dalam Pasal 6 PP 26/2002, sebagai berikut.:

1. ayat (1) Pengangkutan zat radioaktif hanya dapat dilakukan bila pengirim dan penerima zat radioaktif telah memiliki izin pemanfaatan tenaga nuklir dari Badan Pengawas.
2. ayat (2) Selain izin pemanfaatan, sebelum pengangkutan dilaksanakan, pengirim harus terlebih dahulu mendapat persetujuan pengiriman dari Badan Pengawas [17].

Berdasarkan praktik di lapangan dan kesimpulan yang ditulis dalam makalah, maka Pasal 6 ayat (1) tersebut tidak dapat diterapkan secara utuh. Karena penerima belum dimungkinkan memiliki izin pemanfaatan dari BAPETEN ketika terjadi proses pengiriman zat radioaktif. Kecuali status penerima bertindak sebagai pengelola limbah [18].

Demikian halnya SK Kepala BAPETEN No. 572/K/X/2013 yang terkait dengan Pasal 6 ayat (2) perlu disederhanakan. Sehingga penerapan Prosedur Operasional Baku terkait persetujuan pengiriman zat radioaktif menjadi lebih efektif. Hasilnya BAPETEN dapat mewujudkan pelayanan prima bagi pemohon atau pemegang izin [19].

3.4.3. Disharmonisasi Peraturan/Standar

Peraturan ketenaganukliran yang dibuat atau diinisiasi oleh BAPETEN terkesan ada yang disharmoni dengan peraturan dari sesama regulator: Kemen LHK, dan Kemenkes. Disharmonisasi pertama adalah terkait TENORM. Dalam PP 61/2013 tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif, perihal TENORM tidak diatur. Padahal, sebelum terbit PP 61/2013, ada ketentuan dalam Pasal 32 PP 27/2002, sebagai berikut.:

1. ayat (1) Setiap orang atau badan yang melakukan penambangan bahan galian nonnuklir yang dapat menghasilkan limbah radioaktif sebagai hasil samping wajib melakukan analisis

keselamatan radiasi; dan

2. ayat (2) Hasil analisis keselamatan radiasi sebagaimana dimaksud dalam ayat (1) wajib disampaikan kepada Badan Pengawas [20].

Pengertian Pasal 32 ayat (1) dan (2) tersebut adalah TENORM sebagaimana diatur dalam Perka BAPETEN 9/2009 [21]. Akan tetapi, dalam PP No. 101 tentang Pengelolaan Limbah Bahan Berbahaya dan Beracun, perihal TENORM diatur jelas (Pasal 55, 77, 146 dan 255) [22].

Disharmonisasi kedua adalah terkait parameter keselamatan, sebagai contoh: Perka BAPETEN 8/2001 menetapkan arus tabung pesawat sinar-X untuk pemeriksaan rutin minimal 50 mA [23]. Sedangkan (Kepmenkes) No. 1014/Menkes/SK/XI/2008 menetapkan nilai arus tabung minimal 100 mA [24, 25].

Juga berdasarkan hasil pembahasan dari beberapa unit kerja eselon 2 teknis dan kajian yang dihimpun di BAPETEN, diperoleh data bahwa belum ada ketegasan penerapan peraturan brakiterapi mengenai: implan permanen, SE Pendant dan pengelolaan limbah lampu arc tube tidak sesuai standar internasional.

Kasus pasien brakiterapi implan permanen yang berasal dari Tiongkok sudah pernah dibahas tidak hanya dalam rapat di internal BAPETEN tetapi juga dalam rapat koordinasi dengan pihak instansi terkait: Kemenkes, BATAN dan lain-lain pada tahun 2010 di kantor BAPETEN. Masalah pasien implan ini kembali muncul pada tahun 2013 karena ada lagi pasien implan dari Tiongkok [26].

Penggunaan SE pendant di Indonesia belum ada pelarangan hingga saat ini. Meskipun pada tahun 2009, pemerintah Hongkong telah menarik barang tersebut dari pasaran dan melarang penggunaannya [27]. Mengenai SE. Pendant ini, BATAN menyimpulkan bahwa berdasarkan hasil analisis laboratorium Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi (PTKMR) diperoleh data: konsentrasi aktivitas radium (Ra^{226}) dan thorium ($Th-228$) jauh lebih besar dari tingkat pengecualian (exemption level). Dampak radiologiknya dapat membahayakan pihak pengguna kalung SE Pendant dalam kurun waktu tertentu.

Mengenai lampu yang mengandung radioaktif, limbah arctube dapat dibebaskan dari pengawasan ketenaganukliran sesuai standar internasional. Hal itu berarti, limbah arctube dikelola sebagai limbah bahan, berbahaya dan beracun (B3). Akan tetapi kebijakan Pimpinan BAPETEN mengharuskan limbah arctube dikelola sebagai limbah radioaktif [28].

Parameter keselamatan, acuannya tidak selalu publikasi IAEA, khususnya untuk kesehatan. Oleh karena itu, D2FRZR harus juga akrab dengan publikasi Badan Kesehatan Dunia (WHO), misalnya acuan terkait parameter pesawat sinar-X [29]. Acuan terkait uji kesesuaian pesawat sinar-X radiologi diagnostik dan internasional juga diadopsi dari publikasi Australia Barat [30]. Tentunya, setiap parameter keselamatan tersebut dikaji dulu agar peraturan yang dibuat menjadi mampu terapan melalui proses adopsi ke adaptasi.

Disharmonisasi ketiga adalah terkait dengan peraturan impor pesawat sinar-X bukan baru. Kewenangan impor melibatkan Kemendag, Kemenkes dan BAPETEN. Peraturan yang dibuat oleh Kemendag sudah harmonis dengan BAPETEN tetapi dengan Kemenkes belum harmonis sehingga kebijakan BAPETEN dan Kemendag dalam hal impor pesawat sinar-X bukan baru menjadi terkendala. Pihak pemohon izin impor tersebut merasa dirugikan sebagai akibat tidak adanya kepastian hukum. Pengertian bukan baru mencakup 4 (empat) kondisi: (1) refurbishment; (2) reconditioning atau repair; (3) second hand; (4) remanufacturing.

Bahkan, di dalam internal BAPETEN sendiri, peraturan bidang FRZR terkesan ada yang kurang harmonis dengan bidang IBN. Sebagai contoh ketentuan mengenai sumber radioaktif yang tidak diketahui pemiliknya (orphan source) dalam PP No. 33/2007 merupakan tindakan pengamanan yang diatur dalam Bab V.

Keamanan Sumber Radioaktif. Mekanisme tindakan pengamanan terhadap orphan source diatur secara jelas, yaitu: mulai dari pencarian keterangan untuk menemukan atau tidak menemukan pemilik orphan source, tanggung jawab hingga menjadi limbah radioaktif.

Sedangkan dalam PP No. 54/2012, orphan source merupakan kejadian khusus yang diatur dalam Bab V. Kesiapsiagaan dan Penanggulangan Kedaruratan Nuklir. Tindakan pengamanan orphan source berupa sumber radioaktif dalam PP No. 33/2007 dianggap sama dengan kedaruratan nuklir dalam PP No. 54/2012 menjadi terkesan tumpang tindih dan bisa bermakna multi tafsir dalam penerapan kedua PP tersebut.

3.4.4. Amanat PP Belum Dilaksanakan Total

Ada 1 (satu) amanat Pasal 8 huruf d dan Pasal 9 PP No. 29/2008 yang belum dilaksanakan oleh 2 (dua) unit kerja eselon II terkait. Dalam hal ini, DP2FRZR belum menyusun Perka BAPETEN terkait penggunaan dan/atau penelitian dan pengembangan: (1) zat radioaktif terbuka atau terbungkus untuk tujuan pendidikan, penelitian dan pengembangan; (2) check-sources; (3) zat radioaktif untuk kalibrasi; (4) zat radioaktif untuk standarisasi; dan (5) detektor bahan peledak. Demikian halnya dengan unit kerja perizinan, yaitu DPFRZR belum melaksanakan sistem perizinan terhadap ke-lima poin tersebut di atas secara konsisten. Padahal, berdasarkan praktik yang berjalan sejak dulu, proses perizinan tetap dapat dilaksanakan meskipun belum ada Perka BAPETEN yang mengatur secara khusus.

Semua zat radioaktif tersebut merupakan kelompok pemanfaatan C. Persyaratan izin sangat sederhana karena risiko bahaya radiasi sangat kecil. Jika dikaji lebih seksama lagi maka setiap peralatan deteksi radiasi yang dilengkapi dengan check-source atau sumber untuk kalibrasi, misalnya, radiation portal monitor (RPM) seharusnya menjadi kewenangan BAPETEN. Bahkan, setiap alat deteksi radiasi/nuklir, misal surveymeter, TLD dan peralatan laboratorium spektrometri dapat menjadi bagian kewenangan BAPETEN.

4. KESIMPULAN

Sejak tahun 2005, infrastruktur peraturan bidang FRZR mulai dibentuk dan dikembangkan sesuai rekomendasi IAEA, antara lain BSS No. 115/1996, TECDOC 1067, GSR-Part 1/2010 dan GSR-Part 3/2011 sehingga harmonis dengan standar internasional. Ada sejumlah peraturan baru yang terbit, antara lain PP No. 33/2007, PP No. 29/2009, PP No. 61/2013 dan Perka BAPETEN yang berdampak pada perubahan pengawasan bidang FRZR menjadi lebih baik.

Indikator yang digunakan bahwa peraturan FRZR telah searah dengan penjelasan visi BAPETEN, antara lain:

1. Model peraturan kombinasi antara prescriptive base dan performance base yang diadopsi dari publikasi IAEA dan diadaptasi sesuai peraturan nasional. Model peraturan bisa menjadi prescriptive base karena pedoman sudah mulai disusun oleh P2STPFRZR.
2. Persyaratan terkait manajemen, proteksi radiasi, teknis dan verifikasi diatur secara umum dalam PP dan rinci dalam Perka BAPETEN.
3. Persyaratan administratif terkait perizinan diatur berbasis graded approach sesuai dengan tingkat risiko untuk tiap kelompok pemanfaatan A, B dan C. Kelompok A persyaratan izinnya lebih ketat dari B dan C.

Namun demikian, berdasarkan hasil kajian dan masukan dari berbagai pihak, peraturan bidang FRZR masih ada kekurangan. Hal itu disebabkan perkembangan ilmu pengetahuan dan teknologi serta semakin ketatnya standar keselamatan dan keamanan. Beberapa kekurangan, antara lain:

1. Keterbatasan UU No. 10/1997.
2. Ketidakmampulaksanaan Pasal 6 PP No. 26/2002.
3. Disharmonisasi peraturan/standar (PP No. 61/2013 dengan PP No. 101/2014, Perka BAPETEN No. 8/2011 Kepmen-kes No. 1014/Menkes/SK/XI/2008).
4. Amanat Pasal 8 huruf d dan Pasal 9 PP No. 29/2008 belum dilaksanakan total.
5. Penerapan peraturan terkait pesawat sinar-X dalam mobile station, pasien brakiterapi implan permanen, SE Pendant, belum ada ketegasan. Serta kebijakan masalah limbah arc tube tidak sesuai standar internasional.

Tidak hanya mutu peraturan akan semakin baik jika ke-5 poin tersebut dapat dituntaskan melalui suatu kajian. Tetapi juga mutu pengawasan secara keseluruhan akan lebih baik.

Prinsip utama adalah peraturan tidak hanya harmonis secara internasional tetapi juga mampu terapan. Oleh karena itu, penyusunan peraturan tidak cukup hanya mengandalkan literatur internasional tetapi materinya harus disusun dengan memperhatikan beberapa hal: peraturan nasional, koordinasi instansi terkait industri dan kesehatan, dan permasalahan lain. Khusus untuk mengatasi masalah peraturan kesehatan, koordinasi harus dilakukan dengan Kemenkes, Kemendag, Kemenperin, Bea dan Cukai, asosiasi profesi, perguruan tinggi dan pemegang izin (rumah sakit, industri dan pemasok alat kesehatan/nuklir).

Kebijakan Pimpinan bahwa setiap teknologi baru atau hal lain harus terlebih dahulu dikaji dan hasilnya digunakan menjadi bahan peraturan dan proses perizinan. Sebagai contoh, pada tahun 2015 ini, P2STPFRZR melakukan kajian tentang "Proteksi Radiasi Desain Reaktor Daya Non Komersial", NORM, Pelarangan Penggunaan Pesawat Sinar-X Kedokteran Gigi Portabel dan Pesawat Sinar-X dalam Mobile Station.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] **BAPETEN**, (2014); *Renstra 2010–2015 Rev 2*; Jakarta.
- [2] **Republik Indonesia**, (1999); *Undang-Undang No. 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran*; Jakarta.
- [3] **IAEA**, (1996); *International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources*, Safety Series No. 115; IAEA, Vienna.
- [4] **IAEA**, (1999); *IAEA - TECDOC 1067, Organisation and implementation of a national regulatory infrastructure governing protection against ionising radiation and the safety of radiation sources*; Vienna.
- [5] **IAEA**, (2006); *Fundamental Safety Principles, No. SF-1*; Vienna.
- [6] **IAEA**, (2004); *Code of Conduct on The Safety and Security of Radioactive Sources*; Vienna.
- [7] **IAEA**, (2009); *Classification of Radioactive Waste, IAEA Safety Standard Series No. GSG-1*; Vienna.
- [8] **IAEA**, (2009); *TS-R-1 Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material*; Vienna.
- [9] **IAEA**, (2010); *General Safety Requirements Part 1*; Vienna.
- [10] **IAEA**, (2011); *General Safety Requirements Part 3*; Vienna.
- [11] **BAPETEN**, (2014); *DP2FRZR. Laporan Akuntabilitas Kinerja Instansi Pemerintah*; Jakarta.
- [12] **KEMENKUMHAM**, (2011); *Undang-Undang No. 12 Tahun 2011 tentang Pembentukan Peraturan Perundang-Undangan*; Jakarta.
- [13] **BAPETEN**, (2008); *Peraturan Pemerintah No. 33 Tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif*; Jakarta.
- [14] **BAPETEN**, (2008); *Peraturan Pemerintah No. 29 Tahun 2008 tentang Perizinan Sumber Radiasi Pengion dan Bahan Nuklir*; Jakarta.

- [15] **Marpaung T**, (2013); *Penerapan Graded Approach Terkait Kendali Pengawasan Keselamatan Radiasi dan Keamanan Sumber Radioaktif*; Jakarta.
- [16] **BAPETEN**, (2013); *Peraturan Pemerintah No. 61 Tahun 2013 tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif*; Jakarta.
- [17] **BAPETEN**, (2002); *Peraturan Pemerintah No. 26 Tahun 2002 tentang Keselamatan Pengangkutan Zat Radioaktif*; Jakarta.
- [18] **T. Marpaung**, (2014); *Tinjauan Kendali Pengawasan Pengangkutan Zat Radioaktif Berdasarkan PP No. 26 Tahun 2002 dan Amandemennya 2014*; Jakarta.
- [19] **T. Marpaung**, (2014); *Memahami SK Kepala BAPETEN No. 572/K/X/2013 Tentang Penetapan Tingkat Layanan Persetujuan Pengangkutan Zat Radioaktif di Lingkungan BAPETEN*; Jakarta.
- [20] **BAPETEN**, (2002); *Peraturan Pemerintah No. 27 Tahun 2002 tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif*; Jakarta.
- [21] **BAPETEN**, (2009); *Peraturan Kepala BAPETEN No. 9 Tahun 2009 tentang Intervensi Paparan yang Berasal dari TENORM*; Jakarta.
- [22] **KEMENLH**, (2014); *Peraturan Pemerintah No. 101 Tahun 2014 tentang Pengelolaan Limbah Bahan, Berbahaya dan Beracun*; Jakarta.
- [23] **BAPETEN**, (2011); *Peraturan Kepala BAPETEN No. 9 Tahun 2011 tentang Uji Kesesuaian Pesawat Sinar-X Radiologi Diagnostik dan Intervesional*; Jakarta.
- [24] **KEMENKES**, (2009); *Keputusan Menkes No. 1014/MENKES/SK/XI/2008 tentang Standar Pelayanan Radiologi Diagnostik di Sarana Pelayanan Kesehatan*; Jakarta.
- [25] **T. Marpaung**, (2012); *Mengurai Penetapan dan Makna Perka BAPETEN No. 8 Tahun 2011 (Pasal 43 Ayat (1) Huruf b)*, SKN BAPETEN; Jakarta.
- [26] **T. Marpaung**, (2010); *Pengawasan Brakiterapi, Khusus Penggunaan I-125*, SKN BAPETEN; Jakarta.
- [27] **T. Marpaung**, (2010); *Pengawasan Keselamatan Radiasi Produk Konsumen Berupa Perhiasan*, SKN BAPETEN; Jakarta.
- [28] **T. Marpaung**, (2012); *Kajian Penggunaan Lampu yang Mengandung Radioaktif Dibebaskan dari Pengawasan*.
- [29] **Thure Holm**, (2000); *Consumer Guide for the Purchase of X-Ray Equipment*, WHO; University of Lund Sweden.
- [30] **Health Department of Western Australia**, (2000); *Diagnostic X-Ray Equipment Compliance Testing, Radiation Safety Act, 2nd Edition*; Perth-Australia.

TANYA JAWAB

1. **Penanya** : Eko Jumpeno

Pertanyaan:

- a) Mengapa arus tabung pesawat sinar X menurut PerKaBapeten 8/2011 berbeda dibandingkan dengan KepmenkesNo. 1014/Menkes/Sk/XI/2008 yaitu 50 mA dan 100 mA?
- b) Ketetapan mana yang digunakan sebagai acuan?

Jawaban:

- a) Perbedaan ketentuan antara PerKa BAPETEN No. 8/2011 dengan KepMenkesNo. 1014/Menkes/SK/XI/2008

disebabkan:

- (1) Kepmenkes mengacu kepada standar WHO dan terbit pada tahun 2008.
 - (2) PerKa BAPETEN pada awalnya juga mengacu pada standar WHO tetapi nilai mA diubah agar perizinan penggunaan pesawat sinar X portabel tidak menjadi masalah.
- b) Ketetapan yang digunakan adalah PerKa BAPETEN karena izin pemanfaatan adalah kewenangan BAPETEN



PREDIKSI DOSIS JARINGAN BERESIKO PADA RADIOTERAPI KANKER PROSTAT TEKNIK IMRT DAN VMAT

Ahmad Maulana^{1,4}, Mukhlisin^{2,4}, Andreas^{3,4}, Supriyanto Ardjo Pawiro⁴

¹Direktorat Inspeksi Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif – BAPETEN, Jakarta

²Direktorat Perizinan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif – BAPETEN, Jakarta

³Instalasi Radioterapi – RS. Siloam Hospital Semanggi (MRCCC), Jakarta

⁴Departemen Fisika FMIPA Universitas Indonesia Depok

a.maulana@bapeten.go.id

ABSTRAK

PREDIKSI DOSIS JARINGAN BERESIKO PADA RADIOTERAPI KANKER PROSTAT TEKNIK IMRT DAN VMAT. Radioterapi merupakan suatu teknik untuk melakukan pengobatan pada pasien penderita kanker. Radioterapi disamping memiliki manfaat yaitu untuk membunuh sel kanker juga menimbulkan efek samping pada jaringan sehat sekitar target (organ at risk). Dosis yang berlebihan pada jaringan sehat sekitar dapat meningkatkan resiko kanker sekunder. Untuk dapat mengetahui dosis yang diterima jaringan sekitar (organ at risk) pada kasus kanker prostat perlu dilakukan pengukuran. Pengukuran dosis dilakukan dengan meletakkan TLD Rod LiF100 dan film Gafchromic EBT2 yang diletakkan pada lubang slab fantom Rando Alderson di titik bladder, rectum, femoral head. Penelitian dilakukan dengan menggunakan pesawat radioterapi Varian Clinac. Penelitian diawali dengan simulasi pada fantom Rando Alderson bagian pelvis di CT simulator. Perencanaan dengan teknik IMRT dan VMAT dibuat menggunakan TPS Eclipse ver. 11 pada kasus kanker prostat. Hasil pengukuran diperoleh prediksi dosis per fraksi yang diterima pada teknik IMRT menggunakan TLD Rod LiF100 untuk bladder 102.01 + 2.22 cGy, rectum 159.22 + 0.92 cGy, femoral head kanan 59.16 + 4.41 cGy, femoral head kiri 49.31 + 7.67 cGy, sedangkan pada film Gafchromic EBT2 didapatkan prediksi dosis untuk bladder 107.05 + 15.54 cGy, rectum 159.06 + 8.39 cGy, femoral head kanan 72.95 + 9.91 cGy, femoral head kiri 67.18 + 7.07 cGy. Adapun pada teknik VMAT untuk TLD Rod LiF100 diperoleh prediksi dosis per fraksi untuk bladder 94.95 + 3.76 cGy, rectum 133.93 + 15.54 cGy, femoral head kanan 64.51 + 1.76 cGy, femoral head kiri 53.57 + 3.50 cGy, sedangkan pada film Gafchromic EBT2 didapatkan prediksi dosis per fraksi untuk bladder 99.44 + 10.80 cGy, rectum 126.42 + 6.98 cGy, femoral head kanan 76.68 + 10.47 cGy, femoral head kiri 62.64 + 4.87 cGy.

Kata kunci: IMRT, organ at risk, TLD, Gafchromic EBT2.

ABSTRACT

ORGAN AT RISK DOSE PREDICTION IN THE CASE OF PROSTATE CANCER IN IMRT AND VMAT RADIOTHERAPY. Radiotherapy is a technique to treat cancer. Radiotherapy in addition has the benefit that is to kill cancer cells also cause side effects on healthy tissue around the target (organ at risk). Excessive doses in healthy tissue around can increase the risk of secondary cancer. To be able to determine the dose received by the tissues surrounding (organ at risk) in the case of prostate cancer need to be measured. Dose measurements done by putting TLD Rod LiF100 and EBT2 Gafchromic film placed on the slab hole at point Alderson Rando phantom bladder, rectum, femoral head. The study was conducted by using a Varian Clinac radiotherapy unit. The study begins with Alderson Rando phantom simulating the pelvis part in CT simulator. Planning with IMRT and VMAT technique created using Eclipse TPS ver. 11 in the case of prostate cancer. The measurement results obtained prediction received a dose per fraction IMRT technique using TLD Rod LiF100 for bladder 102.01 + 2.22 cGy, rectum 159.22 + 0.92 cGy, the right femoral head 59.16 + 4.41 cGy, the left femoral head 49.31 + 7.67 cGy, whereas in the Gafchromic EBT2 film obtained dose prediction for bladder 107.05 + 15.54 cGy, rectum 159.06 + 8.39 cGy, the right femoral head 72.95 + 9.91 cGy, the left femoral head 67.18 + 7.07 cGy. As for the VMAT technique for the prediction obtained LiF100 Rod TLD dose per fraction to bladder 94.95 + 3.76 cGy, rectum 133.93 + 15.54 cGy, the right femoral head 64.51 + 1.76 cGy, the left femoral head 53.57 + 3.50 cGy, as in the film Gafchromic EBT2 predictions obtained dose per fraction for bladder 99.44 + 10.80 cGy, rectum 126.42 + 6.98 cGy, the right femoral head 76.68 + 10.47 cGy, the left femoral head 62.64 + 4.87 cGy.

Keywords: IMRT, organ at risk, TLD, Gafchromic EBT2.

1. PENDAHULUAN

Kanker prostat merupakan jenis kanker yang terjadi pada kelenjar prostat pada sistem reproduksi pria, dan biasanya diderita oleh pria yang telah berumur 50 tahun ke atas. Metode pengobatan yang umum dan efisien yang digunakan untuk pengobatan kanker adalah Radioterapi atau terapi dengan radiasi yang menggunakan radiasi pengion untuk membunuh sel kanker ganas atau memperlambat pertumbuhannya [1].

Di samping dapat membunuh sel kanker, pemberian dosis radiasi berlebih pada pasien dapat menimbulkan resiko kanker sekunder [2]. Radiasi memiliki kemampuan untuk merusak jaringan sehat sekitar kanker. Selain itu, sel-sel jaringan sehat sekitar target kanker yang terkena paparan radiasi dapat menyebabkan risiko jangka panjang yaitu kanker sekunder.

Perkembangan teknik Radioterapi berkas eksternal saat ini cukup maju dan berkembang, dimulai dari teknik 2D (konvensional) hingga teknik modern seperti IMRT dan VMAT, IMRT (Intensity

Modulated Radiation Therapy) dan VMAT (Volumetric Modulated Arc Therapy) adalah teknik modern yang telah digunakan saat ini. Teknik ini digunakan dengan tujuan memaksimalkan dosis radiasi pada tumor dan mengurangi efek radiasi pada jaringan sehat.

Jaringan beresiko disekitar target (organ at risk) kanker prostat adalah bladder, rectum dan femoral head. Untuk dapat mengetahui dosis organ at risk yaitu dilakukan pengukuran. Pada penelitian ini pengukuran dilakukan dengan menggunakan fantom yaitu fantom Rando Alderson sedangkan detektor yang digunakan dalam penelitian ini adalah TLD Rod LiF100 dan Film Gafchromic EBT2.

Hasil yang diperoleh dari penelitian ini diharapkan dapat dijadikan sebagai masukan untuk Badan Pengawas dalam membuat peraturan terkait keselamatan radiasi pada bidang radioterapi.

2. LANDASAN TEORI/POKOK BAHASAN

IMRT adalah teknik radioterapi dengan modulasi intensitas sinar radiasi. IMRT adalah teknik kompleks dalam radioterapi yang menggunakan program komputer untuk mengatur mesin Linac. Teknik ini menggunakan berkas radiasi yang presisi ke target tumor primer (PTV) yang berbentuk 3 dimensi yang dicapai dengan cara mengatur intensitas berkas radiasi dan lapangan radiasi dengan mengatur bukaan multileaf collimator (MLC). Perlakuan terapi dengan teknik IMRT kanker prostat biasanya terdiri dari 5-7 lapangan radiasi dari beberapa sudut gantri, dan masing-masing berkas dibentuk dari beberapa segmen yang dapat bervariasi dalam ukuran dan bentuk berkas.

Volumetric Modulated ArchTherapy (VMAT) adalah teknik radiasi dengan gantri bergerak terus menerus/ kontinyu di sekitar pasien, sementara radiasi tetap aktif / dalam posisi beam on.

Pemberian dosis radiasi teknik VMAT sedikit berbeda dengan IMRT yakni terletak pada rotasi gantri dan variabel laju dosis. Teknik radioterapi IMRT memberikan radiasi dengan static gantry dan laju dosis yang diberikan konstan sementara teknik radioterapi VMAT memberikan dosis radiasi dengan rotating gantry dan laju dosis yang berubah terhadap waktu.

Modalitas yang digunakan pada penelitian ini baik teknik IMRT maupun VMAT adalah sinar-X 6 MV.

Film gafchromic merupakan jenis detektor radiasi yang dapat digunakan sebagai dosimeter kuantitatif. Film Gafchromic yang digunakan pada penelitian ini adalah film gafchromic EBT2, film gafchromic ini memiliki beberapa keunggulan karakteristik dibandingkan film radiografi :

1. film gafchromic tidak berwarna, ekuivalen dengan jaringan dan berubah warna bila terkena radiasi;
2. memiliki resolusi spasial yang tinggi;
3. film ini dapat mengembangkan sendiri (self developing), sehingga tidak membutuhkan pengembang (developer) ataupun penguat (fixer).
4. film ini dapat disimpan pada kondisi pencahayaan ruang sehingga tidak memerlukan kaset film dan kamar gelap.
5. jangkauan dosis film Gafchromic® EBT2 adalah 1 cGy – 10 Gy;
6. tidak tergantung terhadap energi (energy – dependence);
7. tahan terhadap air dan stabil hingga suhu 600° C [3].

Film Gafchromic® EBT2 terbuat dari lapisan-lapisan yang masing-masing ditunjukkan oleh **Gambar 2.6**. Komposisi dasar dari lapisan Gafchromic EBT2 terdiri dari atom Karbon (42.3%), Hidrogen (39.7%), Oksigen (16.2%), Nitrogen (1.1%), Litium (0.3%), dan Klorine (0.3%) dengan nomor atom Z efektif (Zeff) sebesar 6.84 yang hampir setara dengan jaringan (International Specialty Products, Wayne, NJ, 2011).

Thermoluminescence Dosimeter (TLD) digunakan untuk mengukur besar dosis radiasi yang diterima pasien. TLD merupakan dosimeter yang prinsip kerjanya berdasarkan

fenomena thermo luminescence. Ketika TLD menerima energi berupa radiasi, elektron menerima energi tersebut dan kemudian tereksitasi meloncat ke pita konduksi. Selanjutnya elektron tersebut akan turun ke perangkap elektron (electron trap). Muatan positif yang ditinggalkan oleh elektron akan menempati tingkat energi pada perangkap lubang. Untuk mendapatkan dosis yang diperoleh TLD dilakukan pembacaan TLD menggunakan pesawat TLD Reader Harshaw, TLD dipanaskan untuk membebaskan elektron dari perangkapnya dan naik ke pita konduksi yang selanjutnya akan meloncat turun dan bersatu kembali dengan lubang disertai emisi cahaya yang disebut thermo luminescence.

Intensitas total thermo luminescence sebanding dengan jumlah elektron yang terjebak dan sebanding pula dengan energi radiasi yang diserap. Dengan demikian intensitas cahaya yang diemisikan dari kristal thermo luminescence akan berbanding lurus dengan dosis radiasi.

3. METODE / METODOLOGI

Untuk mendapatkan prediksi data dosis pada organ sekitar target (organ at risk) dilakukan tahapan sebagai berikut :

1. Melakukan kalibrasi output foton Linac Varian RapidArc pada energi 6 MV, dengan acuan kalibrasi IAEA TRS 398;
2. Melakukan uji karakteristik dan pengelompokan TLD LiF 100 rod dengan deviasi keberterimaan $\pm 3\%$;
3. Melakukan kalibrasi TLD LiF 100 rod dengan metode penyinaran dosis tunggal 200 cGy dan kalibrasi film gafchromic EBT2 dengan penyinaran dengan variasi dosis tertentu sehingga akan diperoleh kurva kalibrasi yang nantinya akan digunakan sebagai panduan mencari dosis;
4. Melakukan simulasi CT-scan pada fantom Rando Alderson bagian pelvis untuk kasus kanker prostat, kemudian citra hasil simulasi CT-Scan tersebut digunakan untuk perencanaan terapi pada TPS dengan teknik IMRT. Setelah perencanaan terapi selesai dilakukan pada TPS, data dikirim ke Linac baik data-data penyinaran maupun data CT image;
5. Melakukan pengukuran dosis pada OAR (organ at risk) Bladder, Rectum, Femoral Head, menggunakan TLD LiF 100 rod dan film Gafchromic EBT2.
6. Pembacaan dosis pada film gafchromic EBT2 dilakukan dengan pemindaian film dengan scanner, perhitungan dosis pada film dilakukan dengan perangkat lunak (software) FilmQAPro, Sedangkan dosis yang terekam pada TLD dilakukan pembacaan dengan TLD reader Harshaw M3500.
7. Nilai dosis yang diperoleh dengan TLD dan film adalah dosis untuk 1 fraksi, sedangkan untuk mendapatkan prediksi dosis total diperoleh dengan mengalikan dengan jumlah fraksi.

4. HASIL DAN PEMBAHASAN

4.1. Hasil Kalibrasi Film dan TLD

Kalibrasi film dilakukan untuk menentukan faktor konversi nilai pixel dengan dosis. Film Gafchromic EBT2 disisipkan di antara lapisan fantom air padat (solid water phantom) pada kedalaman d10 dan dipapari dengan sinar-X 6 MV dengan kondisi SAD 100 cm, lapangan $10 \times 10 \text{ cm}^2$ dengan nilai MU yang bervariasi. Film kemudian dipindai menggunakan scanner Epson V700 menggunakan resolusi 72 dpi dan diolah menggunakan software FilmQAPro sehingga diperoleh kurva hubungan nilai pixel dengan dosis.

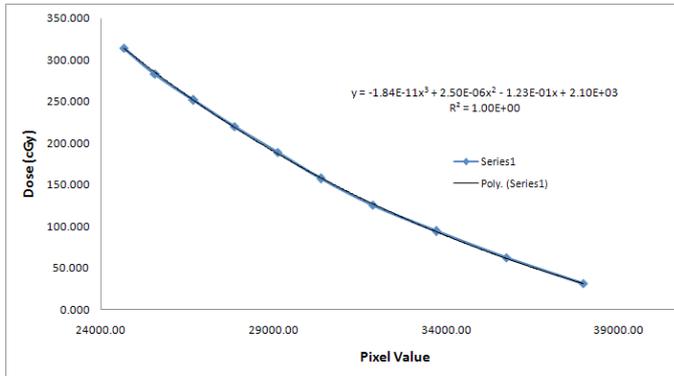
Hasil Kurva kalibrasi film Gafchromic EBT2 yang dipindai dengan mode transmisi seperti terlihat pada **Gambar 1**.

Kalibrasi TLD Rod LiF100 dilakukan dengan fantom air untuk memperoleh faktor konversi cGy/nC. Kondisi penyinaran dengan

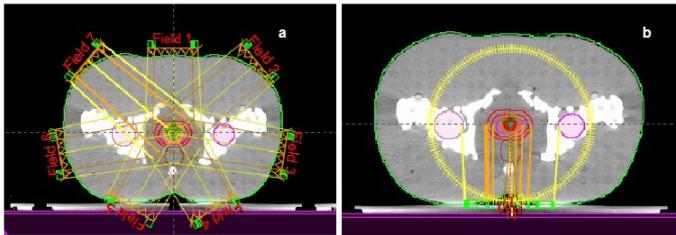
luas lapangan $10 \times 10 \text{ cm}^2$, kedalaman 10 cm, SAD 100 cm dengan 200 cGy. Pembacaan TLD dilakukan dengan TLD Reader Harshaw.

4.2. Perencanaan TPS

Perencanaan dosis kasus kanker prostat dilakukan menggunakan TPS pada citra fantom Rando Alderson bagian pelvis dengan memanfaatkan citra dari CT Simulator. Kanker prostat disimulasikan menggunakan teknik IMRT dan VMAT. Hasil simulasi TPS untuk teknik IMRT dapat dilihat pada **Gambar 2** dan **Tabel 1**, sedangkan untuk teknik VMAT pada **Gambar 2** dan **Tabel 2**.



Gambar 1: Kurva Kalibrasi film Gafchromic EBT2



Gambar 2: Hasil Perencanaan TPS pada kasus kanker prostat a).IMRT, b).VMAT

Tabel 3: Hasil Pengukuran Dosis per Fraksi Teknik IMRT

Organ	Dosis TLD (cGy)		Dosis film EBT2 (cGy)	
Bladder	102.01	± 2.22	107.05	± 15.54
Rectum	159.22	± 0.92	159.06	± 8.39
Femoral Head Kanan	59.16	± 4.41	72.95	± 9.91
Femoral Head Kiri	49.31	± 7.67	67.18	± 7.07

Tabel 4: Hasil Pengukuran Dosis per Fraksi Teknik VMAT

Organ	Dosis TLD (cGy)		Dosis film EBT2 (cGy)	
Bladder	94.95	± 3.76	99.44	± 10.80
Rectum	133.93	± 15.54	126.42	± 6.98
Femoral Head Kanan	64.51	± 1.76	76.68	± 10.47
Femoral Head Kiri	53.57	± 3.50	62.64	± 4.87

Saat dilakukan perencanaan dengan TPS, PTV dibuat sebagai target tumor yang berada pada prostat. OAR yang dikontur pada kasus ini adalah bladder, rectum, femoral head kanan dan femoral head kiri. Dosis yang direncanakan untuk rando pada kasus ini sebesar 8000 cGy pada PTV. Dosis tersebut akan diberikan secara fraksinasi sebanyak 40 kali dengan dosis setiap fraksinasinya sebesar 200 cGy.

4.3. Hasil Pengukuran Dosis pada Organ at Risk

Setelah dilakukan simulasi pada TPS, selanjutnya dilakukan pengukuran dosis pada fantom Rando pada teknik radioterapi IMRT dan VMAT.

Nilai dosis diukur melalui penyinaran terhadap TLD dan Film Gafchromic EBT2 yang diletakkan dalam lubang di slab fantom Rando pada 4 titik di organ at risk (bladder, rectum dan femoral head kanan dan kiri).

Nilai dosis rata-rata yang diperoleh untuk 3 kali pengukuran teknik IMRT dapat dilihat pada **Tabel 3**. Adapun untuk teknik VMAT dapat dilihat pada **Tabel 4**. Untuk mendapatkan prediksi dosis total, hasil pengukuran pada **Tabel 3** dan 4 dikalikan dengan jumlah fraksi.

Tabel 1: Tabel Distribusi Dosis PTV dan OAR teknik IMRT pada TPS

Struktur	Volume (cm ³)	Dosis Total (cGy)	Dosis Rata-rata/fraksi (cGy)	Dosis Mak/fraksi (cGy)	Dosis Min/fraksi (cGy)	Dosis Titik (cGy)
PTV	96.7	8000	200	208.8	157.2	204.8
Bladder	58.5	3975.7	99.4	199.5	12.1	103.7
Rectum	57.4	4065.3	101.6	198.8	8.7	103.0
Femoral head Kanan	32.9	2143.6	53.6	80.1	22.7	52.1
Femoral head Kiri	32.9	2013.8	50.3	72.4	21.8	48.2

Tabel 2: Tabel Distribusi Dosis PTV dan OAR teknik VMAT pada TPS

Struktur	Volume (cm ³)	Dosis Total (cGy)	Dosis Rata-rata/fraksi (cGy)	Dosis Mak/fraksi (cGy)	Dosis Min/fraksi (cGy)	Dosis Titik (cGy)
PTV	96.7	8000	200	208.8	176.6	199.3
Bladder	58.5	3606.3	90.2	201.6	13.6	101.8
Rectum	57.4	3627.4	90.7	199.8	9.2	99.9
Femoral head Kanan	32.9	2496.7	62.4	89.5	45.3	65.7
Femoral head Kiri	32.9	2183.8	54.6	84.9	26.4	55.3

5. KESIMPULAN DAN SARAN

Jaringan berisiko (organ at risk) pada kasus kanker prostat pada teknik IMRT dan VMAT adalah bladder, rectum, femoral head kanan dan femoral head kiri. Secara umum dosis untuk teknik IMRT cenderung lebih besar dari teknik VMAT.

Hasil yang diperoleh diharapkan dapat dijadikan sebagai masukan untuk Badan Pengawas dalam membuat peraturan terkait keselamatan radiasi pada bidang radioterapi terkait.

Pada saat melakukan inspeksi mendadak, penggunaan film Gafchromic dan TLD dalam pengukuran radioterapi dapat dilakukan, namun perlu diperhatikan faktor kalibrasinya.

Parameter yang mempengaruhi ketepatan dosis terapi yaitu kalibrasi detektor, kalibrasi output pesawat Linac, verifikasi posisi pasien setiap kali penyinaran, dan immobilisasi pasien.

Kemungkinan yang dapat mengakibatkan kecelakaan atau penyinaran yang tidak perlu harus dihindarkan dengan melakukan parameter-parameter di atas secara rutin.

TANYA JAWAB

1. **Penanya** : SeptiPurwaningsih

Pertanyaan:

Dari organ atrisk yang diteliti. Organ mana yang paling besar risikonya?

Jawaban:

Organ atrisk yang besar risikonya menerima dosis yang lebih tinggi yaitu organ yang dekat target yaitu bladderrectum

UCAPAN TERIMA KASIH

Terima kasih kami sampaikan kepada RS Siloam Hospital Semanggi dan Lab Fisika Medis UI yang telah membantu dalam penulisan makalah ini.

Penelitian ini didanai dari hibah pascasarjana UI tahun 2015.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] **Laura Korhonen**, (2009); "Methods For Dose Calculation And Beam Characterization In External Photon Beam Radiotherapy" Helsinki University of Technology.TKK Dissertations 197; FINLAND'
- [2] **E. J. Hall and C.-S. Wu**, (2003); "Radiation-induced second cancers: The impact of 3D-CRT and IMRT," *Int. J. Radiat., Oncol., Biol., Phys.* 56(1), 83–88.
- [3] **ISP**, (2012); *International Specialty Products, EBT2 Product Spect.*

2. **Nama Penanya** : Junios

Pertanyaan:

Seberapa besar dosis maksimal yang boleh diberikan ke target dan OAR serta jaringan sehat?

Jawaban:

- a) Untuk dosis target mengikuti dosis preskripsi yang diberikan mengacu pada standar tertentu, contoh RTOG
- b) Untuk OAR dan jaringan sehat, dosis yang diberikan seminimal mungkin



Seminar Keselamatan Nuklir 2015

Makalah Penyaji

Bidang Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif

Prosiding
Seminar
Keselamatan
Nuklir
2015

PEMANFAATAN SINAR-X DALAM RADIODIAGNOSTIK KEDOKTERAN HEWAN

Deddy Rusdiana, Heri Irawan

Direktorat Inspeksi Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif
(DIFZRZ)-BAPETEN, Jl Gajah Mada No. 8 Jakarta Pusat, 10120
d.rusdiana@bapeten.go.id; h.irawan@bapeten.go.id

ABSTRAK

Pemanfaatan sinar-X dalam radiodiagnostik kedokteran hewan sangat menunjang dalam penegakan diagnosa penyakit hewan, Pengawasan penggunaan Pesawat Radiodiagnostik wajib dilakukan oleh Badan Pengawas Tenaga Nuklir terhadap seluruh pengguna pesawat radiodiagnostik di Indonesia. Tidak adanya peraturan yang spesifik mengatur tentang penggunaan ataupun standart kualitas penyinaran menjadikan potensi bahaya semakin besar terhadap pemakaian pesawat sinar-x hewan. Persyaratan pemanfaatan ijin penggunaan pesawat sinar-x hewan yang lebih longgar semakin membahayakan lingkungan sekitarnya. Berdasarkan Inspeksi yang telah dilakukan Direktorat Inspeksi Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif BAPETEN terdapat beberapa poin antara lain : terbatasnya peralatan keselamatan radiasi yang dimiliki oleh rumah sakit, dan tidak memiliki pekerja radiasi. Dalam pemanfaatannya Pemanfaatan radiodiagnostik hewan harus mengedepankan prinsip proteksi dan keselamatan radiasi sesuai perundang undangan, Uji kesesuaian perlu dilakukan untuk memastikan kualitas pesawat sinar-x hewan, dan Telah disusun prosedur penyinaran hewan berdasarkan berdasarkan jenis dan berukuran hewan

Kata kunci: Proteksi Radiasi, Radiodiagnostik Hewan, Pesawat Sinar-X Hewan

ABSTRACT

UTILIZATION OF X-RAYS IN THE VETERINARY RADIODIAGNOSTIC strongly support the enforcement of animal disease diagnosis, Radiodiagnostic Monitoring shall be conducted by the Nuclear Energy Agency of the entire radiodiagnostic users in Indonesia. The absence of specific regulations or standards governing the use of radiation quality make greater potential danger to use x-rays of animals. Terms of use permit the use of x-rays animals looser increasingly endanger the surrounding environment. Based on Inspectionreport that Radiation Facility and Radioactive Material Inspection Directorate BAPETEN has done there are several points, among others: the limited radiation safety equipment owned by the hospital, and did not have radiation workers. In radiodiagnostic Utilization utilization animals should prioritize the principles of radiation protection and safety in accordance the laws, conformance testing needs to be done to ensure the best quality x-ray animals, and animal irradiation procedure has been compiled based on based on the type and size of the animal

Keywords: Radiation Protection, Radiodiagnostic Veterinary, Animal X-rays.

1. PENDAHULUAN

Pengguna pesawat radiodiagnostik yang ada di Indonesia terdiri dari Fasilitas kesehatan Manusia dan Hewan, Pengawasan penggunaan Pesawat Radiodiagnostik wajib dilakukan oleh Badan Pengawas Tenaga Nuklir terhadap seluruh pengguna pesawat radiodiagnostik di Indonesia. Pada tanggal 28 Januari 2015 Telah dilakukan inspeksi terhadap Rumah Sakit Hewan Jakarta oleh tim inspeksi Direktorat Inspeksi Fasilitas Radiasi dan zat Radioaktif Badan Pengawas Tenaga Nuklir. Sesuai dengan Surat Pemberitahuan Hasil Inspeksi yang dikirimkan kepada Rumah Sakit Hewan Jakarta oleh Direktorat Inspeksi Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif BAPETEN terdapat beberapa poin antara lain : terbatasnya peralatan keselamatan radiasi yang dimiliki oleh rumah sakit, dan tidak memiliki pekerja radiasi [9]. Menurut informasi yang diperoleh dari hasil wawancara dengan direktur rumah sakit hewan jakarta, Penggunaan pesawat sinar -X untuk Pemeriksaan diagnostic penyakit hewan sangat sering dilakukan setiap hari pesawat sinar-X tersebut digunakan untuk mendiagnosa penyakit hewan peliharaan yang terdiri dari anjing dan kucing. Setiap dokter hewan yang menangani pasien hewan bertindak sebagai pekerja radiasi, Operator, pencuci film , dan pembaca hasil diagnosa.

Selama pengoperasian pesawat sinar-X dokter hewan dibantu oleh satu orang petugas rumah sakit dan pemilik hewan. Petugas rumah sakit dan pemilik hewan membantu menahan gerak hewan dan mengarahkan sesuai posisi yang diarahkan oleh dokter hewan. Dari inventarisasi peralatan keselamatan dan keamanan sumber radiasi, rumah sakit hewan tersebut hanya memiliki 2 (dua) Apron dan 2 TLD, sehingga baik operator maupun personil yang berada di dalam ruang sinar-X tidak dilengkapi oleh peralatan dan perlengkapan proteksi radiasi dan pemantauan paparan radiasi [9].

Kelengkapan dokumen yang dimiliki oleh rumah sakit hewan Jakarta sesuai hasil inspeksi sangat tidak memenuhi hamper seluruh dokumen dan rekaman tidak jelas keberadaannya. Salah satu dokumen yakni dokumen program proteksi tidak sesuai dengan kondisi yang ada di rumah sakit hewan tersebut.

Kualitas pesawat sinar-x milik rumah sakit hewan Jakarta tidak terpantau secara pasti. Menurut pengakuan direktur rumah sakit hewan tersebut Pesawat sinar-x tersebut belum pernah dilakukan uji kalibrasi sejak dibeli.

Pendapatan rumah sakit hewan yang tidak sebesar rumah sakit manusia semakin mendukung rumah sakit hewan Jakarta tidak melakukan pengujian terhadap pesawat sinar-X yang dimiliki,

selain itu tidak adanya peraturan dari pemerintah yang mewajibkan peralatan kesehatan hewan untuk dilakukan uji kualitas pesawat sinar-X semakin memberi ruang kosong terhadap pengawasan kualitas pesawat sinar-x yang dimiliki oleh rumah sakit hewan.

Pada kajian ini dibahas tentang prosedur yang bisa diimplementasikan terhadap pelaksanaan diagnose penyakit hewan dengan menggunakan pesawat sinar-X dan pengusulan pengujian kalibrasi pesawat sinar-X sesuai dengan peraturan pemerintah yang berlaku.

2. LANDASAN TEORI/POKOK BAHASAN

2.1. Prinsip Proteksi dan Keselamatan Radiasi

Zat radioaktif dan radiasi pengion dapat menimbulkan resiko bahaya radiasi baik untuk kesehatan, keselamatan manusia dan lingkungannya, jika tidak dikendalikan dengan baik. Proteksi radiasi adalah tindakan yang dilakukan untuk mengurangi pengaruh radiasi yang merusak akibat Paparan Radiasi. Sedangkan Keselamatan Radiasi adalah tindakan yang dilakukan untuk melindungi pekerja, anggota masyarakat, dan lingkungan hidup dari bahaya Radiasi [1]. Di Indonesia Pemanfaatan tenaga nuklir diawasi oleh badan pengawas tenaga nuklir (BAPETEN). Oleh karena itu, maka Proteksi dan keselamatan radiasi diatur oleh pemerintah dalam Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 4 tahun 2013 Tentang Proteksi dan keselamatan radiasi Dalam pemanfaatan tenaga nuklir yang di dalamnya menjelaskan Proteksi dan Keselamatan Radiasi dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir yang meliputi penanggung jawab Keselamatan Radiasi, penerapan persyaratan Proteksi Radiasi, dan program proteksi dan keselamatan radiasi dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir [1].

2.2. Proteksi Radiasi pada Dokter Hewan

Salah satu kompetensi yang wajib dimiliki oleh paramedis hewan menurut standar kualitatif dan kuantitatif kurikulum Pendidikan Profesi Dokter hewan, setiap dokter hewan harus menyelesaikan Interpretasi radiografi & USG Soft tissue dan Interpretasi radiografi Hard tissue (tulang) [4]. Dalam dokumen tersebut menunjukkan eratnya hubungan radiografi dengan kedokteran hewan. Pemanfaatan sinar-X dalam radiodiagnostik dunia kedokteran hewan sangat menunjang dalam penegakan diagnose penyakit hewan [8]. Mengingat disamping manfaat dari sinar-X yang merupakan radiasi pengion potensial menimbulkan bahaya radiasi, maka bahaya penyinaran radiasi eksternal terhadap petugas ataupun lingkungannya dapat dikendalikan dengan tiga aturan dasar proteksi radiasi antara lain :

1. Memperkecil waktu penyinaran
2. Mengusahakan jarak dari sumber radiasi sejauh mungkin
3. Menggunakan penahan radiasi

3. METODE / METODOLOGI

Kajian ini dilakukan berdasarkan hasil inspeksi keselamatan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif dan wawancara dan pembahasan kajian ini dilakukan melalui studi pustaka dengan tahapan langkah meliputi pengumpulan literatur yang berasal dari dokumen teknis terkait maupun peraturan pemerintah yang berlaku dan informasi pendukung, analisis, diskusi, dan pembahasan, serta penyusunan laporan..

4. HASIL DAN PEMBAHASAN

4.1. Personil Pelaksana Pemanfaatan

Berdasarkan penjelasan di atas, pada proses diagnosa hewan proteksi dan keselamatan radiasi mutlak diperlukan untuk

menjamin keselamatan manusia, hewan dan pekerja radiasi kedokteran hewan. Dalam dunia kedokteran hewan beberapa elemen yang berpotensi terpapar radiasi antara lain adalah :

Hewan, Penahan Gerak Hewan, dan Operator Pesawat Sinar-X hewan [7]. menurut keterangan yang didapat dari Direktur Klinik Hewan Jakarta saat dilakukan inspeksi oleh BAPETEN, yang bertindak sebagai penahan gerak hewan adalah pemilik dan/ atau pembantu klinik. Sedangkan yang bertindak sebagai operator adalah semua dokter hewan yang menangani pasien hewan [9]. Pada Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 4 tahun 2013 pasal 3 angka 2 personil yang terkait dengan pelaksanaan pemanfaatan tenaga nuklir antara lain adalah :

1. Petugas proteksi radiasi.
2. Pekerja radiasi
3. Pihak yang mendapat tanggung jawab khusus dari pemegang ijin.

Hanya personil yang memiliki kompetensi dalam bidang proteksi radiasi yang boleh mengoperasikan pesawat sinar-x hewan [7], Untuk Petugas Proteksi radiasi bisa dilakukan oleh dokter hewan yang telah mendapat pelatihan proteksi radiasi dan mendapat surat ijin dari badan pengawas [7]. Selain dua personil yang berkaitan dengan pelaksanaan pemanfaatan sinar-x pemilik hewan peliharaan juga merupakan personil yang berpotensi menerima paparan radiasi sinar-x, untuk melindungi pemilik hewan tersebut diperlukan peralatan proteksi radiasi dan pemegang ijin memastikan penerimaan paparan radiasi pemilik hewan seminimal mungkin [6]. Pemegang ijin menyediakan personil untuk membantu pemilik hewan sebagai penahan gerak hewan jika hewan peliharaan berukuran besar dan harus di tahan geraknya lebih dari satu orang [7].

4.2. Alat dan Mesin Kesehatan Hewan

Alat dan mesin kesehatan hewan adalah peralatan kedokteran hewan yang disiapkan dan digunakan untuk hewan sebagai alat bantu dalam penyelenggaraan kesehatan hewan. Pesawat sinar-X yang digunakan untuk diagnosa hewan dibagi menjadi dua kelompok antara lain [5]:

1. Radiografi hewan berukuran kecil
2. Radiografi hewan berukuran besar

Pada undang undang Nomor 18 tahun 2009 tentang peternakan dan kesehatan hewan pasal 53 pemerintah menetapkan jenis dan standar mutu alat dan mesin kesehatan hewan yang pengawasannya dilakukan oleh pemerintah. Tak terkecuali pesawat sinar-x radiodiagnostik untuk hewan.

Pemerintah melalui BAPETEN melakukan Kualifikasi pesawat sinar-x yang ada di Indonesia melalui Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 9 tahun 2011 tentang Uji Kesesuaian Pesawat sinar-X radiologi diagnostic dan intervensional. Namun pada peraturan tersebut pelaksanaan uji kesesuaian dilakukan untuk pesawat sinar-x dengan pasien manusia, Tidak tercantum dalam peraturan tersebut perlakuan untuk pesawat sinar-x hewan, ditambah dengan tidak dibutuhkannya uji kesesuaian pesawat sinar-x hewan dalam pengajian ijin pemanfaatan. Dari kementerian pertanian induk dari rumah sakit atau klinik hewan memiliki Peraturan Pemerintah nomor 41 tahun 2012 tentang alat dan mesin kesehatan hewan yang merupakan turunan undang Nomor 18 tahun 2009 tentang peternakan dan kesehatan hewan dan peraturan tersebut tidak membahas tentang pesawat sinar-X radiologi hewan. Perlu kiranya pengawasan terhadap kualitas pesawat sinar-x hewan dilakukan oleh pemerintah dalam hal ini BAPETEN agar keselamatan radiasi yang bertujuan untuk melindungi pasien, Pekerja, anggota masyarakat, dan lingkungan hidup dari bahaya radiasi bisa tercapai yakni dengan mewajibkan pesawat sinar-x hewan melakukan uji kesesuaian.

4.3. Uji Kesesuaian

Tujuan dari uji kesesuaian atau kesesuaian pesawat sinar-X adalah terjaminnya keselamatan radiasi dalam pemanfaatan pesawat sinar-X. Sebagaimana diuraikan pada bagian sebelumnya bahwa uji kesesuaian dilakukan pada pesawat sinar-X yang sudah digunakan untuk pelayanan, artinya uji kesesuaian dilakukan secara periodik untuk mengetahui dan memastikan bahwa pesawat laik dan masih sesuai dengan kriteria penerimaan. Lingkup uji kesesuaian pada pesawat sinar-X radiologi diagnostik mencakup [11]:

1. Generator dan tabung sinar-X
2. Peralatan pengatur berkas (kolimator)
3. Peralatan pengatur penyinaran otomatis

Melihat kegunaan pesawat sinar-X hewan yang digunakan untuk mendiagnosa hewan, dan kenyataan bahwa pesawat sinar-x hewan tidak ada yang mengawasi kualitasnya, maka perlu kiranya pengujian dilakukan untuk pesawat sinar-x hewan, sesuai dengan peraturan sertifikasi alat dan mesin peternakan dan kesehatan hewan meliputi pengujian dan pemberian sertifikat. [10]

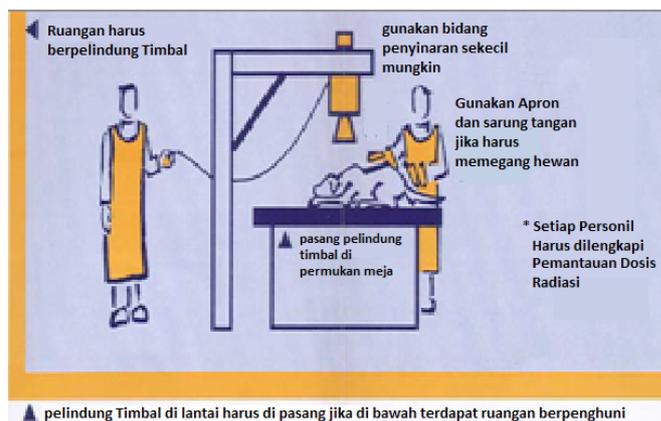
4.4. Prosedur Pelaksanaan Radiologi Hewan

Dalam setiap kegiatan pemanfaatan tenaga nuklir dibutuhkan prosedur untuk menjamin pelaksanaan yang baik dan benar. Prosedur yang dimaksud dalam setiap pemanfaatan tenaga nuklir adalah prosedur proteksi dan keselamatan radiasi yang berisi tentang Prosedur Proteksi dan Keselamatan Radiasi dalam Operasi Normal dan keadaan darurat. Dalam peraturan kepala bapeten nomor 4 tahun 2013 pasal 8 huruf a disebutkan bahwa pekerja radiasi harus mematuhi prosedur operasi yang telah ditetapkan oleh pemegang ijin. Untuk pemanfaatan tenaga nuklir kedokteran hewan prosedur operasi dibagi menjadi dua yakni prosedur operasi radiodiagnostik untuk hewan peliharaan berukuran kecil dan hewan berukuran besar [5].

4.4.1. Diagnosa sinar-X untuk hewan berukuran kecil:

Potensi bahaya jarang sekali muncul dari peralatan sinar-X sendiri, tetapi dari bagaimana cara penggunaannya. Ketika dilakukan penyinaran terhadap hewan, Sinar utama berasal dari tabung x-ray tidak diperbolehkan mengenai langsung dari bagian tubuh pekerja, Operator atau personil penahan gerak hewan. Penyinaran harus berada di dalam ruangan yang dilapisi pelindung Timbal [5].

1. *Operator dan Personil.* Untuk Operator maupun personil yang berada di dalam ruang penyinaran wajib dilengkapi dengan Apron, dan TLD badge, untuk penahan gerak hewan wajib menggunakan sarung tangan Pb
2. *Gunakan bidang x-ray sekecil mungkin.* Berhati-hati jika mesin tidak memiliki diafragma sinar (LBD).
3. *Gunakan jarak sebagai sarana perlindungan.* Untuk pemilik hewan yang berada di dalam ruangan yang tidak menahan gerak hewan usahakan berdiri setidaknya dua meter dari hewan, atau wajib memakai apron (tebal 0,25 mm atau lebih) jika ingin lebih dekat dari hewan.
4. *Hindari memegang hewan selama radiografi.* Jika pemilik terpaksa membantu memegang hewan, maka wajib menggunakan apron dan sarung tangan Pb atau tabung Pb.
5. *Sebuah pelindung Pb dengan tebal setidaknya 1,0 mm, harus ditempatkan pada atau hanya di bawah atas meja untuk mengurangi eksposur orang berdiri di samping meja.*
6. *Bagi beban kerja staf yang membantu menahan hewan, untuk mengurangi paparan individu.*
7. *Gunakan layar, film, dan faktor teknik, yang benar.* Berkembang sesuai grafik suhu waktu, mengubah bahan kimia secara teratur, dan pastikan kamar gelap memiliki cahaya cukup.



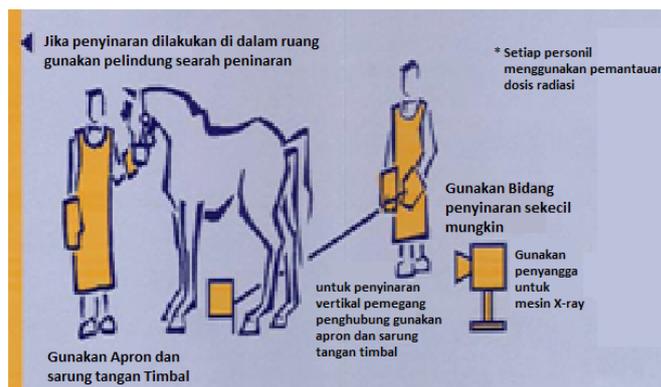
Gambar 1: Penyinaran Hewan berukuran kecil

8. *Perisai diperlukan di dinding ruangan.* Jika ada ruang yang ditempati sejalan dengan sinar x-ray, konstruksi ruangan harus berlapis Pb.

4.4.2. Diagnosa sinar-X untuk hewan berukuran besar:

Potensi bahaya jarang sekali muncul dari peralatan sinar-X sendiri, tetapi dari bagaimana cara penggunaannya. Ketika dilakukan penyinaran terhadap hewan, Sinar utama berasal dari tabung x-ray tidak diperbolehkan mengenai langsung dari bagian tubuh pekerja, Operator atau personil penahan gerak hewan. Penyinaran harus berada di dalam ruangan yang dilapisi pelindung Timbal [5].

1. *Operator dan Personil.* Untuk Operator maupun personil yang berada di dalam ruang penyinaran wajib dilengkapi dengan Apron, dan TLD badge, untuk penahan gerak hewan wajib menggunakan sarung tangan Pb
2. *Gunakan bidang x-ray sekecil mungkin.* Diafragma sinar (LBD) harus digunakan,
3. *Gunakan jarak sebagai sarana perlindungan.* Hindari paparan sinar x-ray langsung dan setidaknya tiga meter dari hewan atau memakai Apron jika pemilik berada dekat dengan hewan.
4. *Memakai Apron jika Personil memegang hewan, dan sarung tangan jika memegang dekat paparan x-ray.* Tebal Pd Apron dan sarung tangan harus lebih dari 0,35 mm (atau lebih).
5. *Gunakan pemegang sekop untuk menahan Film.* Orang yang memegang sekop harus memakai Pelindung Pd, dan juga sarung tangan jika Film diadakan langsung. Dan usahakan selalu menjauhkan tangan dari sinar primer.
6. *Jangan pegang mesin x-ray kecuali benar-benar diperlukan.* Pemegang harus memakai apron pelindung dan sarung tangan. Penggunaan berdiri sangat dianjurkan selain untuk mengurangi paparan personil mengurangi gerakan mesin x-ray dan meningkatkan kualitas gambar.
7. *Bagi beban kerja staf yang membantu menahan hewan, untuk mengurangi paparan individu.*



Gambar 2: Penyinaran Hewan berukuran Besar

8. *Gunakan layar, film, dan faktor teknik, yang benar.* Berkembang sesuai grafik suhu waktu, mengubah bahan kimia secara teratur, dan pastikan kamar gelap memiliki cahaya cukup.
9. *Perisai diperlukan di dinding ruangan.* Jika ada ruang yang ditempati sejalan dengan sinar x-ray, konstruksi ruangan harus berlapis Pb.

5. KESIMPULAN DAN SARAN

5.1. Kesimpulan

Berdasarkan pemaparan yang telah dilakukan di atas maka dapat disimpulkan beberapa hal antara lain :

1. Pemanfaatan radiodiagnostik hewan harus mengedepankan prinsip proteksi dan keselamatan radiasi
2. Uji kesesuaian perlu dilakukan untuk memastikan kualitas pesawat sinar-x hewan
3. Telah disusun prosedur penyinaran hewan berdasarkan jenis dan berukuran hewan

5.2. Saran

Dari paparan kajian di atas terdapat beberapa saran yang bisa kami ajukan antara lain :

1. Harus dibuat peraturan yang mengatur tentang penggunaan dan kualitas dari pemanfaatan pesawat sinar-x hewan.
2. Perlunya sosialisasi terhadap dokter hewan tentang bahaya radiasi dan pentingnya proteksi dan keselamatan radiasi pada penggunaan sinar-x hewan.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] **Republik Indonesia** (2013); *Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 4 Tahun 2013 tentang Proteksi dan Keselamatan Radiasi Dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir*; Setneg, Jakarta

- [2] **Republik Indonesia** (2011); *Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 8 Tahun 2011 tentang Keselamatan radiasi dalam penggunaan pesawat sinar-x Radiologi diagnostik dan intervensional*; Setneg, Jakarta
- [3] **Republik Indonesia** (2011); *Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 9 Tahun 2011 tentang Uji Kesesuaian Pesawat Sinar-X Radiologi Diagnostik Dan Intervensial*; Setneg, Jakarta
- [4] **Majelis Pendidikan Profesi Kedokteran Hewan Perhimpunan Dokter Hewan Indonesia** (2009); *Ketetapan Nomor 01/MP2KH/PDHI/V/2009 tentang Ketentuan pendidikan profesi dokter hewan, Persyaratan substantif, pendidikan berkelanjutan, spesialisasi profesi dan kodefikasi*; Jakarta.
- [5] **Ministry Of Health Manatu Hauora** (2009); *Radiation Protection In Veterinary Radiography*; New Zealand,
- [6] **ARPANSA** (2009); *Code Of Practice and Safety Guide For Radiation Protection in Veterinary Medicine*; Australia.
- [7] **IAEA** (1989); *Radiation Protection in Veterinary Radiology*; IAEA, Vienna, 1989.
- [8] **Ulum F, Noviana D** (2008); *Pemanfaatan radiografi sebagai sarana diagnostik penunjang dalam dunia Kedokteran hewan yang aman bagi hewan, manusia dan lingkungan*; KIVNAS, BOGOR, 2008
- [9] **Direktorat Inspeksi FRZR** (2015); *Laporan Hasil Inspeksi Klinik Hewan Jakarta*; Jakarta 2015
- [10] **Republik Indonesia** (2014); *Peraturan Pemerintah Nomor 41 tahun 2014 Tentang Peternakan Dan Kesehatan Hewan*; Setneg, Jakarta
- [11] **Hastuti, dkk** (2009); *Uji kesesuaian sebagai aspek penting dalam Pengawasan penggunaan pesawat sinar-x di Fasilitas radiologi diagnostik*; Prosiding Seminar Nasional Sains dan Teknologi Nuklir PTNBR – BATAN; Bandung.

TANYA JAWAB

1. **Penanya : Made Pramayuni**

Pertanyaan:

- a) Apakah sudah tersedia aturan untuk melakukan uji kesesuaian pesawat sinar x yang digunakan pada radiodiagnostik kedokteran hewan
- b) Apakah ada panduan dosis radiasi pada penggunaan pesawat sinar x untuk hewan

Jawaban:

- a) Di Indonesia belum tersedia
- b) Di Indonesia belum tersedia

2. **Nama Penanya : Mukhlisin**

Pertanyaan:

- a) Bagaimana penerapan proteksi radiasi pada pelaksanaan radiografi hewan untuk pekerja & anggota masyarakat?
- b) Apakah desain ruangan radiasi kedokteran hewan telah memenuhi standar proteksi radiasi

Jawaban:

- a) Pekerja radiasi harus dilengkapi dengan alat monitor radiasi perorangan menggunakan alat proteksi radiasi, seperti apron. Kacamata Pb, dan sarung tangan Pb.
- b) Untuk pemanfaatan di lokasi RS Hewan Jakarta, ukuran ruangan sudah sesuai dengan standar proteksi radiasi



Seminar Keselamatan Nuklir 2015

Makalah Penyaji

Bidang Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif

Prosiding
Seminar
Keselamatan
Nuklir
2015

PENGEMBANGAN SILABUS MATERI PENGANGKUTAN ZAT RADIOAKTIF UNTUK PELATIHAN DASAR CALON INSPEKTUR KESELAMATAN NUKLIR BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR

Nanang Triagung Edi Hermawan

Direktorat Pengaturan Pengawasan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif
BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Jln. Gajah Mada No. 8 Jakarta Pusat 10120
n.triagung@bapeten.go.id

ABSTRAK

PENGEMBANGAN SILABUS MATERI PENGANGKUTAN ZAT RADIOAKTIF UNTUK PELATIHAN DASAR CALON INSPEKTUR KESELAMATAN NUKLIR BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR. Inspeksi keselamatan nuklir dilaksanakan Badan Pengawas Tenaga Nuklir terhadap semua kegiatan pemanfaatan tenaga nuklir, termasuk kegiatan pengangkutan zat radioaktif. Untuk tujuan tersebut, inspektur harus memiliki kompetensi dan pemahaman terhadap aspek teknis maupun legal berdasarkan peraturan perundang-undangan terkait pengangkutan zat radioaktif. Peraturan Kepala BAPETEN No. 18 Tahun 2012 tentang Inspektur Keselamatan Nuklir BAPETEN telah mengatur kualifikasi dan standar kompetensi inspektur, termasuk materi pelatihan dasar untuk calon inspektur yang di dalamnya terdapat mata ajar pengangkutan zat radioaktif. Namun demikian hingga saat ini belum disusun silabus terkait materi tersebut yang ditetapkan secara resmi. Telah dilakukan kajian pustaka dalam rangka pengembangan silabus materi pengangkutan zat radioaktif untuk pelatihan dasar inspektur berdasarkan peraturan perundang-undangan yang berlaku. Silabus yang dikembangkan harus mencakup aspek teknis dan aspek hukum sebagaimana telah diatur di dalam peraturan perundang-undangan tentang keselamatan radiasi dan keamanan dalam pengangkutan zat radioaktif, meliputi pengertian pengangkutan zat radioaktif, persyaratan teknis keselamatan, persyaratan teknis keamanan, sistem manajemen, sistem kesiapsiagaan dan penanggulangan kedaruratan, penatalaksanaan, serta ketentuan sanksi administratif.

Kata kunci: inspektur, kompetensi, pelatihan, pengangkutan zat radioaktif.

ABSTRACT

THE SYLLABUS DEVELOPMENT OF RADIOACTIVE MATERIAL TRANSPORTION FOR NEW SAFETY INSPECTOR'S BASIC TRAINING IN INDONESIAN NUCLEAR ENERGY REGULATORY AGENCY. Nuclear safety inspection is conducted by Indonesian Nuclear Energy Regulatory Agency to all nuclear energy utilization activities, includes to transport of radioactive material activities. For conducting these activities, the inspector should have competencies and understanding on technical and legal aspect based on regulations related to transport of radioactive material. BAPETEN Chairman Regulation Number 18 Year 2012 on BAPETEN's Nuclear Safety Inspector has regulated qualifications and basic competencies for inspector, includes modules for inspector basic training. Its also contains module for transport of radioactive material. However, until this time the syllabus related to module for transport of radioactive material hasn't been developing and officially designated. The literature assessment on module development of radioactive material transportation based on designated regulations for safety inspector basic training has been conducted. The developed syllabus should cover technical and legal aspects as stipulated in the regulations related to radiation safety and security in transport of radioactive material, includes the definition of radioactive material transportation, requirements for safety and security aspects, management system, the emergency preparedness and response, administrative management, and the provisions for administrative sanctions.

Keywords: inspector, competencies, training, transport of radioactive material.

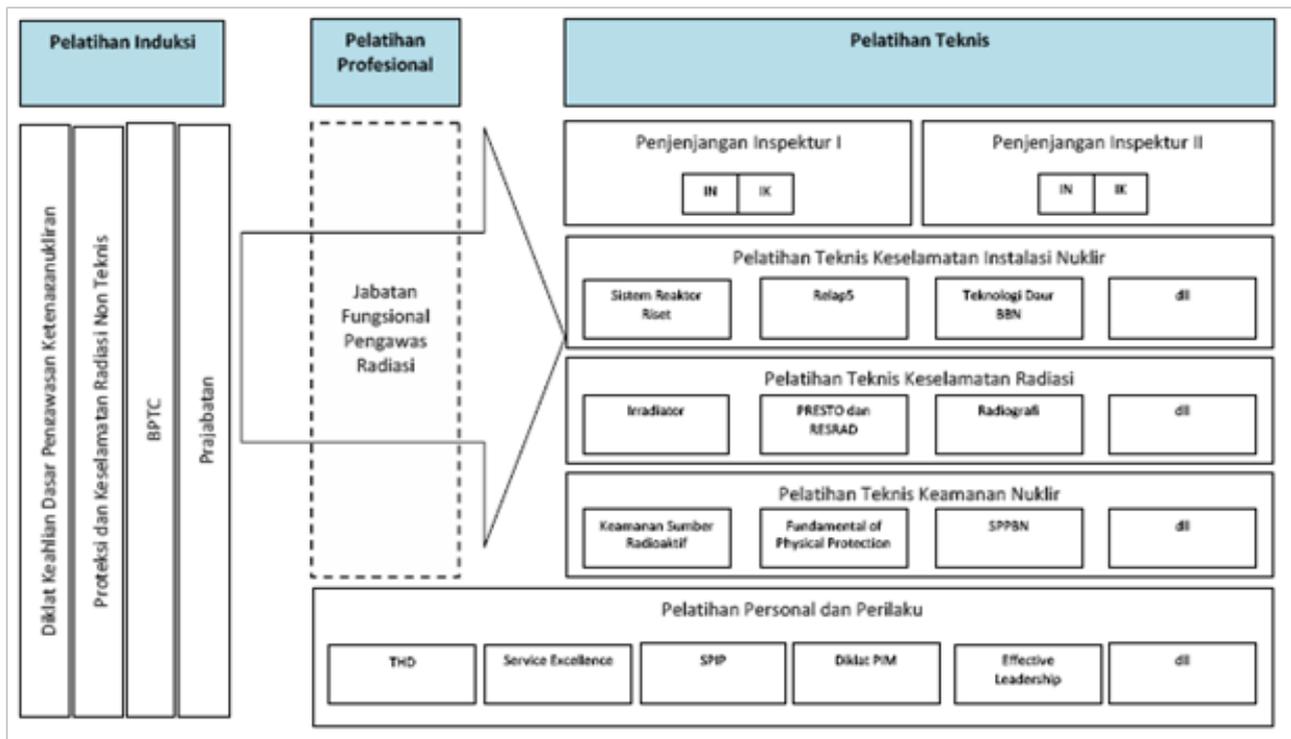
1. PENDAHULUAN

Sebagai salah satu pilar pengawasan terhadap pemanfaatan tenaga nuklir di Indonesia sebagaimana amanat Undang-undang No. 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran, Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) memiliki kewenangan untuk melaksanakan kegiatan inspeksi. Inspeksi tersebut termasuk pelaksanaan inspeksi terhadap kegiatan pengangkutan zat radioaktif. [1]

Kegiatan inspeksi dilaksanakan dalam rangka pengawasan terhadap ditaatinya persyaratan perizinan dan peraturan perundang-undangan di bidang ketenaganukliran. Inspeksi harus dilaksanakan oleh inspektur yang diangkat dan diberhentikan

oleh Kepala BAPETEN. Ketentuan mengenai kualifikasi dan kompetensi yang harus dimiliki oleh inspektur telah diatur di dalam Peraturan Kepala BAPETEN No. 18 Tahun 2012 tentang Inspektur Keselamatan Nuklir Badan Pengawas Tenaga Nuklir. [2]

Jenjang inspektur terdiri atas Inspektur Muda dan Inspektur Utama yang terbagi menurut bidang Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif serta bidang Instalasi dan Bahan Nuklir. Untuk dapat diangkat menjadi Inspektur Muda, pegawai BAPETEN yang memenuhi kualifikasi yang telah ditetapkan harus mengikuti dan lulus pelatihan dasar inspektur. Salah satu kompetensi yang harus dimiliki oleh Inspektur Muda adalah penguasaan materi mengenai pengangkutan zat radioaktif.



Gambar 1: Program pengembangan kompetensi sumber daya manusia di BAPETEN [3]

Meskipun materi pelatihan dasar inspektur telah ditetapkan di dalam peraturan sebagaimana disebut di atas, akan tetapi hingga saat ini belum disusun silabus pembelajaran pengangkutan zat radioaktif yang dibakukan dan ditetapkan secara resmi.

Kajian dalam rangka pengembangan silabus materi ajar pengangkutan zat radioaktif untuk pelatihan dasar inspektur bagi calon Inspektur Keselamatan Nuklir BAPETEN ini dilakukan dengan tujuan:

1. menelaah sistem pelatihan dalam pengembangan sumber daya manusia inspektur BAPETEN;
2. menelaah kualifikasi dan standar kompetensi inspektur yang ditetapkan;
3. melakukan pengembangan awal silabus pembelajaran pengangkutan zat radioaktif untuk pelatihan dasar calon inspektur BAPETEN berdasarkan peraturan perundang-undangan terkait pengangkutan zat radioaktif.

2. POKOK BAHASAN

Dalam rangka mengemban salah satu dari tugas dan fungsi pokok untuk meningkatkan kompetensi sumber daya manusia kepengawasan ketenaganukliran di BAPETEN, Balai Pendidikan dan Pelatihan BAPETEN menyusun program, metode, pengembangan materi dan evaluasi pemanfaatan hasil pendidikan dan pelatihan, serta pengendalian mutu pendidikan dan pelatihan. [3]

Gambar 1 menunjukkan roadmap program pengembangan kompetensi sumber daya manusia bidang pengawasan ketenaganukliran di lingkungan BAPETEN yang telah ditetapkan sebagai acuan pengembangan pelatihan internal.

Pelatihan dasar inspektur merupakan pelatihan teknis yang mempersyaratkan calon pesertanya telah lulus pelatihan induksi atau dasar, meliputi Diklat Keahlian Dasar Pengawasan Ketenaganukliran, Diklat Proteksi dan Keselamatan Radiasi, Basic Professional Training Course (BPTC), dan dilengkapi Diklat Prajabatan. Dengan demikian calon peserta pelatihan dimaksud telah memiliki bekal pengetahuan teknis yang memadai untuk kemudian diperkuat, diperdalam, dipertajam dan dikombinasikan

dengan kompetensi keinspekturan untuk membentuk sosok inspektur yang kompeten dan profesional.

Sebagaimana diatur di dalam Peraturan Kepala BAPETEN No. 18/2012 tentang Inspektur Keselamatan Nuklir BAPETEN, materi pelatihan dasar untuk calon inspektur muda bidang Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif maupun bidang Instalasi dan Bahan Nuklir mencakup materi mengenai pengangkutan zat radioaktif.

3. METODOLOGI

Penyusunan makalah pengembangan silabus materi pengangkutan zat radioaktif untuk calon Inspektur Keselamatan Nuklir BAPETEN ini dilakukan melalui studi pustaka terhadap standar internasional di bidang keselamatan pengangkutan zat radioaktif yang telah diterbitkan oleh IAEA serta peraturan perundang-undangan bidang pengangkutan zat radioaktif yang berlaku.

Tahapan yang dilalui meliputi proses pengumpulan literatur dan informasi pendukung, analisis, diskusi dan pembahasan.

4. HASIL DAN PEMBAHASAN

Mengacu peran dan tujuan dilaksanakannya kegiatan inspeksi dalam rangka pengawasan terhadap ditaatinya persyaratan perizinan dan peraturan perundang-undangan di bidang ketenaganukliran, maka Inspektur BAPETEN harus memahami aspek teknis maupun hukum yang terkait.

Khusus untuk materi pengangkutan zat radioaktif, aspek teknis maupun peraturan perundang-undangan yang berkaitan dengan pengangkutan zat radioaktif sangat mendasar untuk dikuasai inspektur. Hal inilah yang menjadi acuan untuk mengembangkan silabus materi ajar mengenai pengangkutan zat radioaktif.

Dari sisi teknis, *International Atomic Energy Agency* (IAEA) telah menerbitkan beberapa standar keselamatan maupun keamanan dalam pengangkutan zat radioaktif. Beberapa standar tersebut dapat dilihat dalam **Tabel 1**.

Tabel 1: Standar keselamatan dan keamanan dalam pengangkutan zat radioaktif.

Standar IAEA	Tahun	Judul
SSR-6	2012	<i>Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material</i>
SSG-26	2014	<i>Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material</i>
TSG-1.2	2002	<i>Planning and Preparing for Emergency Response to Transport Accident Involving Radioactive Material</i>
TSG-1.3	2007	<i>Radiation Protection Programs for the Transport of Radioactive Material</i>
TSG-1.4	2008	<i>The Management System for the Safe Transport of Radioactive Material</i>
TSG-1.5	2009	<i>Compliance Assurance for the Safe Transport of Radioactive Material</i>
TSG-1.6	2010	<i>Schedules of Provisions of the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material</i>
NSS-9	2008	<i>Security in the Transport of radioactive Material</i>
NSS-13	2011	<i>Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (INFCIRC/225/Rev.5)</i>

Ketentuan mengenai persyaratan keselamatan radiasi maupun keamanan sumber radiasi dalam pengangkutan zat radioaktif sebagaimana direkomendasikan IAEA tentu saja sangat banyak. Untuk dapat memahami secara lebih komprehensif dan menyeluruh dibutuhkan suatu pelatihan yang khusus membahas segala hal-hal pengangkutan zat radioaktif.

Dalam beberapa pelatihan induksi yang menjadi landasan kompetensi dasar bagi peserta pelatihan dasar inspektur juga telah diberikan materi mengenai pengangkutan zat radioaktif, terutama pelatihan proteksi dan keselamatan radiasi maupun BPTC. Materi pengangkutan zat radioaktif pada kedua pelatihan tersebut lebih dititik-beratkan terhadap pengenalan dari sisi aspek teknis saja.

Untuk keperluan pelatihan dasar inspektur dimana materi pengangkutan zat radioaktif hanya menjadi salah satu mata ajar dan hanya diberikan dalam waktu yang sangat terbatas, maka diperlukan sebuah strategi yang tepat dalam menyusun bahan ajar sehingga mencakup hal-hal pokok yang berkaitan dengan persyaratan keselamatan radiasi dan keamanan dalam pengangkutan zat radioaktif, baik dari sisi aspek teknis sekaligus mencakup aspek hukum. Hal tersebut juga harus diharmonisasikan dengan materi peraturan perundang-undangan tingkat peraturan pemerintah yang secara singkat juga mencakup materi peraturan mengenai keselamatan radiasi dan keamanan dalam pengangkutan zat radioaktif.

Muatan teknis utama yang terdapat di masing-masing standar yang direkomendasikan IAEA sebagaimana dimaksud dalam **Tabel 1** secara umum sudah diadopsi dan diadaptasi ke dalam sistem peraturan perundang-undangan yang berkaitan dengan pengangkutan zat radioaktif. Dengan demikian untuk dapat sekaligus memahami aspek teknis dan hukum terhadap ketentuan keselamatan maupun keamanan dalam pengangkutan zat radioaktif, pengembangan materi ajar pengangkutan zat radioaktif untuk pelatihan dasar inspektur harus mengacu kepada peraturan perundang-undangan yang berlaku.

Saat ini pengaturan mengenai keselamatan pengangkutan zat radioaktif telah diatur di dalam Peraturan Pemerintah No. 26 Tahun 2002. [4] Seiring dengan perkembangan teknologi, standar keselamatan dan keamanan, serta kebutuhan hukum

dalam pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif, peraturan pemerintah tersebut sedang dalam proses finalisasi amandemen. Untuk memberikan pemahaman yang komprehensif dan terkini terhadap persyaratan keselamatan dan keamanan pengangkutan zat radioaktif, maka materi ajar pengangkutan zat radioaktif untuk pelatihan dasar akan lebih baik jika dikembangkan mengacu terhadap muatan pengaturan yang terbaru. Hal ini sekaligus sebagai metode untuk menanamkan pemahaman dan sosialisasi ketentuan terbaru. Muatan pengaturan Draft Rancangan Peraturan Pemerintah tentang Keselamatan Radiasi dan Keamanan dalam Pengangkutan Zat Radioaktif diperlihatkan dalam **Tabel 2**. [5]

Tabel 2: Muatan pengaturan rancangan peraturan pemerintah tentang keselamatan radiasi dan keamanan dalam pengangkutan zat radioaktif.

BAB	Perihal
BAB I	Ketentuan Umum
BAB II	Jenis Zat Radioaktif
BAB III	Teknis Keselamatan Radiasi dalam Pengangkutan Zat Radioaktif <ol style="list-style-type: none"> a. Pengujian zat radioaktif b. Pengaturan bungkusan: <ul style="list-style-type: none"> ◆ pemilihan penggunaan bungkusan; ◆ penentuan kategori bungkusan; ◆ penandaan bungkusan; ◆ pelabelan bungkusan; ◆ pemberian plakat; ◆ penentuan Indeks Keselamatan Kekritisitas; dan ◆ pemeriksaan bungkusan untuk keperluan kepabeaan. c. Program proteksi dan keselamatan radiasi kewajiban penyusunan program; <ul style="list-style-type: none"> ◆ muatan dan ruang lingkup program; dan d. Penempatan bungkusan <ul style="list-style-type: none"> ◆ penempatan selama pelaksanaan pengangkutan; dan ◆ penempatan pada saat transit.
BAB IV	Teknis Keamanan dalam Pengangkutan Zat Radioaktif <ol style="list-style-type: none"> a. teknis keamanan terhadap zat radioaktif bentuk khusus dan zat radioaktif daya sebar rendah: <ul style="list-style-type: none"> ◆ penentuan kategori sumber radioaktif; ◆ penentuan tingkat keamanan; dan ◆ penyusunan program keamanan sumber radioaktif. b. teknis keamanan terhadap bahan nuklir: <ul style="list-style-type: none"> ◆ penentuan klasifikasi/golongan bahan nuklir; dan ◆ penyusunan program proteksi fisik bahan nuklir.
BAB V	Manajemen Keselamatan Radiasi dan Keamanan dalam Pengangkutan Zat Radioaktif <ul style="list-style-type: none"> □ kewajiban pengirim, penerima, dan pengangkut; □ sistem manajemen.
BAB VI	Sistem Kesiapsiagaan dan Penanggulangan Kedaruratan dalam Pengangkutan Zat Radioaktif <ul style="list-style-type: none"> □ penyusunan prosedur penanggulangan kedaruratan; □ pelatihan dan geladi kedaruratan; dan □ pelaksanaan penanggulangan kedaruratan.
BAB VII	Penatalaksanaan Pengangkutan Zat Radioaktif <ul style="list-style-type: none"> □ persetujuan pengiriman zat radioaktif; □ notifikasi pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif; □ validasi sertifikat persetujuan desain zat radioaktif; □ validasi sertifikat persetujuan desain bungkusan; dan □ persetujuan pengiriman zat radioaktif antar lintas negara.
BAB VIII	Sanksi Administratif <ul style="list-style-type: none"> □ peringatan tertulis 1 dan 2; □ penghentian pelaksanaan pengangkutan; dan □ pembekuan izin pemanfaatan tenaga nuklir.

Tabel 3: Pokok-pokok mata ajar pengangkutan zat radioaktif

Tujuan pembelajaran	: 1. mengetahui dasar hukum penyelenggaraan kegiatan pengangkutan zat radioaktif sebagai landasan pelaksanaan inspeksi; 2. mengenal istilah-istilah teknis yang digunakan dalam ruang lingkup kegiatan pengangkutan zat radioaktif; 3. menerapkan dasar hukum sebagai acuan pelaksanaan inspeksi terhadap aspek keselamatan radiasi dan keamanan dalam pengangkutan zat radioaktif.
Kompetensi Dasar	: Peserta pelatihan mampu menerapkan kerangka hukum peraturan dalam pelaksanaan inspeksi pengangkutan zat radioaktif.
Indikator Keberhasilan Keahlian	: 1. menjelaskan pengertian pengangkutan zat radioaktif; 2. menyebutkan beberapa peraturan perundang-undangan dasar hukum yang berkaitan dengan pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif; 3. menyebutkan jenis zat radioaktif dalam pengangkutan zat radioaktif; 4. menjelaskan persyaratan teknis keselamatan radiasi dalam pengangkutan zat radioaktif; 5. menjelaskan persyaratan teknis keamanan dalam pengangkutan zat radioaktif; 6. menjelaskan manajemen keselamatan radiasi dan keamanan dalam pengangkutan zat radioaktif; 7. menjelaskan sistem kesiapsiagaan dan penanggulangan kedaruratan dalam pengangkutan zat radioaktif; dan 8. menjelaskan penatalaksanaan pengangkutan zat radioaktif 9. menjelaskan ketentuan sanksi administratif terhadap pelanggaran persyaratan keselamatan radiasi dan keamanan dalam pengangkutan zat radioaktif.
Metode pembelajaran	: 1. presentasi materi ajar oleh pengajar; 2. studi kasus pengangkutan zat radioaktif;
Alokasi waktu	: 3 jam pelajaran (3x45 menit)
Metode penilaian	: Tes tertulis pilihan ganda
Sumber Pustaka	: 1. Peraturan Pemerintah tentang Keselamatan Radiasi dan Keamanan dalam Pengangkutan Zat Radioaktif; 2. IEAE – SSR-6: <i>Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material.</i>

Dengan mempertimbangkan muatan pengaturan peraturan pemerintah sebagai dasar pelaksanaan inspeksi terhadap pemenuhan persyaratan keselamatan radiasi dan keamanan dalam pelaksanaan kegiatan pengangkutan zat radioaktif, maka pengembangan kurikulum dan mata ajar pengangkutan zat radioaktif untuk pelatihan dasar inspektur perlu mencakup hal-hal sebagaimana tercantum dalam **Tabel 3**.

Di dalam silabus materi pengangkutan zat radioaktif harus mencakup unsur-unsur pokok, meliputi tujuan pembelajaran, kompetensi dasar yang akan dituju, serta indikator keberhasilan keahlian sebagai acuan kompetensi yang harus dikuasai setelah proses pembelajaran berlangsung. Di samping itu, konsep pembelajaran harus dirumuskan dengan jelas dalam perencanaan, diantaranya meliputi alokasi waktu yang tersedia, metode pelaksanaan pembelajaran dan sistem penilaiannya, serta sumber pustaka yang diacu.

Pemahaman yang baik dan benar mengenai istilah-istilah teknis yang penting merupakan kunci penguasaan materi yang sangat mendasar. Dengan keterbatasan waktu pembelajaran, harus dipilah beberapa definisi istilah penting yang menjadi prioritas untuk dipahami oleh peserta pelatihan. Beberapa istilah penting dimaksud, seperti pengertian pengangkutan zat radioaktif, pengirim, penerima, pengangkut, bungkusan, indeks keselamatan angkutan, indeks keselamatan kekritisan, serta penggunaan tunggal kendaraan angkut.

Pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif mengacu terhadap peraturan perundang yang berlaku. Peraturan tersebut sekaligus menjadi pegangan pelaksanaan inspeksi pengangkutan yang dilaksanakan oleh inspektur. Dengan demikian inspektur harus memahami peraturan perundang yang berlaku beserta isi pokok pengaturannya. Secara hirarkis, peserta harus mengenal dan memahami peraturan dari tingkat peraturan pemerintah dan Peraturan Kepala BAPETEN yang terkait.

Untuk keperluan penanganan zat radioaktif yang menjadi satu kesatuan dengan pembungkusnya dalam pelaksanaan pengangkutan, zat radioaktif diklasifikasikan secara khusus. Pemahaman yang baik mengenai Zat Radioaktif Bentuk Khusus, Zat Radioaktif Daya Sebar Rendah, Zat Radioaktif Aktivitas Jenis Rendah, Benda Terkontaminasi Permukaan, Bahan Fisil, dan Uranium Heksafluorida menjadi sangat penting.

Aspek teknis keselamatan radiasi merupakan pokok bahasan mengenai persyaratan keselamatan radiasi yang harus dipenuhi dalam persiapan, pelaksanaan, maupun di akhir pengangkutan zat radioaktif. Penguasaan persyaratan mengenai kesesuaian zat radioaktif dengan bungkusnya, pengukuran indeks angkutan dan laju paparan radiasi pada permukaan bungkusan, penentuan kategori bungkusan, pemasangan tanda, label, dan plakat, termasuk ketentuan mengenai penempatan bungkusan dan pemeriksaan kepastian harus benar-benar memadai.

Apabila aspek teknis keselamatan radiasi menitikberatkan persyaratan penanganan bungkusan dengan menekan potensi bahaya paparan radiasi, maka aspek keamanan fokus terhadap persyaratan pengamanan bungkusan dari kemungkinan aksi pencurian, sabotase, serta tindakan pengalihan secara tidak sah yang lainnya. Dalam materi ini dibahas ketentuan mengenai kategorisasi sumber radioaktif dan tindakan keamanan yang diperlukan sesuai dengan tingkatan aktivitas zat radioaktif yang diangkat. Berkaitan dengan bahan nuklir yang terdiri atas bahan fisil dan uranium heksafluorida berlaku sistem proteksi fisik.

Untuk materi sistem manajemen keselamatan dan keamanan, pembahasan perlu dititikberatkan terhadap kewajiban para pihak yang terkait dalam pengangkutan, yaitu pengirim, penerima, dan pengangkut. Di samping itu ketentuan mengenai dokumen dan rekaman juga perlu mendapatkan penekanan.

Dalam pengangkutan zat radioaktif, pada saat di tengah perjalanan bungkusan beserta kendaraan angkut berada di area publik. Dalam keadaan demikian, sangat dimungkin terjadi kejadian insiden maupun kecelakaan yang secara langsung maupun tidak langsung membahayakan masyarakat secara umum dan lingkungan hidup. Ketentuan mengenai kesiapsiagaan, berbagai dokumen dan prosedur pendukung, hingga tindakan penanggulangan yang menjadi kewajiban para pihak juga menjadi pokok materi yang harus dipahami oleh peserta pelatihan.

Pembahasan mengenai penatalaksanaan pengangkutan zat radioaktif mencakup tata cara pengajuan persetujuan pengiriman, validasi dan notifikasi pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif. Tahapan proses, masa berlaku masing-masing keputusan tata usaha negara yang diterbitkan BAPETEN dan segala ketentuan yang berkaitan dengannya harus menjadi pengetahuan dan pemahaman inspektur secara baik.

Terhadap semua pelanggaran ketentuan maupun persyaratan, baik dari aspek keselamatan radiasi dan keamanan, seorang inspektur harus mampu mengidentifikasi jenis persyaratan yang dilanggar serta harus tahu pula konsekuensi sanksi administratif yang dikenakan, mulai dari peringatan tertulis terhadap pelanggaran ringan, tindakan penghentian kegiatan pengangkutan untuk tingkat pelanggaran sedang, serta pembekuan izin penggunaan zat radioaktif apabila ditemukan pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif yang tidak dilengkapi dengan persetujuan pengiriman dari BAPETEN.

Berdasarkan silabus sebagaimana tercantum dalam **Tabel 3** serta pokok-pokok uraian di atas, perlu disusun dan dikembangkan secara lebih terperinci diktat sebagai bahan ajar yang menjadi pegangan bersama, antara pengajar dan peserta pelatihan. Diktat tersebut nantinya sekaligus akan menjadi acuan bagi pengajar dalam membuat rencana pelaksanaan pembelajaran.

Melalui perumusan yang ditindaklanjuti dengan pengembangan diktat materi ajar pengangkutan zat radioaktif untuk pelatihan dasar inspektur diharapkan para calon inspektur dapat memahami sekaligus mampu menerapkan konstruksi hukum peraturan-perundangan pengangkutan zat radioaktif untuk memastikan pemenuhan persyaratan keselamatan dan keamanan yang berlaku pada saat pelaksanaan inspeksi di lapangan.

5. KESIMPULAN

Untuk dapat melaksanakan kegiatan inspeksi terhadap kegiatan pengangkutan zat radioaktif, setiap calon inspektur harus memiliki kompetensi penerapan peraturan perundang-undangan bidang pengangkutan zat radioaktif. Silabus materi pengangkutan zat radioaktif sebagai bagian dari pelatihan dasar inspektur harus disusun dan dikembangkan mencakup aspek teknis dan aspek hukum sebagaimana telah diatur di dalam peraturan perundang-undangan, meliputi pengertian pengangkutan zat radioaktif, persyaratan teknis keselamatan, persyaratan teknis keamanan, sistem manajemen, sistem kesiapsiagaan dan penanggulangan kedaruratan, penatalaksanaan, serta ketentuan sanksi administratif.

TANYA JAWAB

1. Penanya : Farida T

Pertanyaan:

Masalah pengangkutan ZRA, dari sisi keselamatan radiasi semua informasi (label, isi, jenis, tindakan, dll) harus dilekatkan dibungkusan/ untuk kendaraan angkutan. Hal ini dari sisi keamanan dapat menarik perhatian untuk melakukan sabotase, pencurian. Bagaimana menyiasatinya?

Jawaban:

Dari sisi implementasi untuk kegiatan pengangkutan zra, ketentuankeselamatan dan keamanan dalam beberpa hal

Berdasarkan materi pembelajaran yang menetapkan tujuan pembelajaran, kompetensi dasar, indikator keberhasilan keahlian, metode pembelajaran, alokasi waktu, metode penilaian dan sumber pustaka yang digunakan, harus ditindaklanjuti dengan penyusunan diktat sebagai pegangan bersama antara pengajar dan peserta pelatihan. Dengan demikian akan terbentuk sosok inspektur yang memiliki kompetensi sebagaimana telah ditetapkan di dalam Perka BAPETEN 18/2012 tentang Inspektur Keselamatan Nuklir untuk melakukan inspeksi terhadap kegiatan pengangkutan zat radioaktif dalam rangka menjamin keselamatan dan keamanan terhadap pekerja radiasi, anggota masyarakat, maupun perlindungan terhadap kelestarian lingkungan hidup.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] **Republik Indonesia**, (1997); *Undang-undang Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran*; Jakarta.
- [2] **BAPETEN**, (2012); *Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 18 Tahun 2012 tentang Inspektur Keselamatan Nuklir Badan Pengawas Tenaga Nuklir*; Jakarta.
- [3] **BAPETEN**, (2015); *Program Pelatihan Balai Pendidikan dan Pelatihan*; BAPETEN, Jakarta.
- [4] **Republik Indonesia**, (2002); *Peraturan Pemerintah Nomor 26 Tahun 2002 tentang Keselamatan Pengangkutan Zat Radioaktif*; Jakarta.
- [5] **BAPETEN**, (2015); *Rancangan Peraturan Pemerintah tentang Keselamatan Radiasi dan Keamanan dalam Pengangkutan Zat Radioaktif*; BAPETEN.

memang kontradiktif, termasuk soal informasi objek angkut (label, tanda plakat). Dari sisi keselamatan semua informasi mengenai bungkusan harus jelas, transparan bahkan beberapa diantaranya harus ditempelkan dibungkusan/kendaraan angkut. Pada sisi keamanan beberapa informasi justru harus dibatasi/ dirahasiakan terhadap pihak-pihak tertentu untuk memperkecil resiko keamanan.

Beberapa negara menerapkan bahwa setiap ketentuan keselamatan tetap dipenuhi sehingga tanda, labrl, plakat semua harus dipasang sesuai ketentuan. Adapun untuk mengurangi resiko keamanan (pencurian, sabotase) maka bungkusan, kendaraan angkut atau kontainer ditutup dengan terpal pelindung sehingga tidak dapat langsung dilihat oleh pihak yang tidak berkepentingan selama di area publik.



Seminar Keselamatan Nuklir 2015

Makalah Penyaji

Bidang Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif

Prosiding
Seminar
Keselamatan
Nuklir
2015

TENORM MONITORING DI INDUSTRI MINYAK DAN GAS

Anne Lawai Awan*, Nur Ahmadi Wijaya**

* Asia Lab (M) Sdn. Bhd Jalan Industri USJ 1/1, Subang Jaya, Malaysia

** PT Asia Lab Indonesia Jalan perumnas No. 83, Caturtunggal, Sleman, Yogyakarta

anne.lawan@asialabgroup.com; nur.ahmadi.wijaya@asialabgroup.com

ABSTRAK

TENORM MONITORING DI INDUSTRI MINYAK DAN GAS. Survei dan pengawasan TENORM di industri minyak dan gas dilakukan untuk mengetahui apakah suatu instalasi terkontaminasi oleh TENORM. Dalam makalah ini disajikan data dari survei rutin dan spesifik yang dilakukan Asia Lab (M) Sdn Bhd di lokasi instalasi minyak dan gas di Malaysia. Didapat bahwa beberapa peralatan di instalasi minyak dan gas terkontaminasi TENORM, dengan paparan radiasi mencapai 10,20 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$. Demikian juga limbah sludge dan pasir yang dihasilkan dari kerja pembersihan tangki termasuk ke dalam kategori limbah TENORM dengan nilai total konsentrasi aktivitas mencapai 332,58 Bq/g. Prinsip proteksi radiasi perlu dilakukan untuk mengurangi bahaya paparan radiasi kepada pekerja.

Kata kunci : TENORM, Survei, Proteksi radiasi

ABSTRACT

TENORM MONITORING IN OIL AND GAS INDUSTRY. Survey and monitoring of TENORM in oil and gas industry carried out to investigate whether the installation is contaminated with TENORM. In this paper the data based on routine and specific survey carried out by Asia Lab (M) Sdn. Bhd. at oil and gas facility in Malaysia. The results show that some equipment at the oil and gas facilities are contaminated by TENORM, with the highest radiation exposure 10.20 $\mu\text{Sv}/\text{hr}$. Sludge and sand waste from vessel cleaning activity were classified as TENORM waste category with total activity concentration of 332.58 Bq/g. Radiation protection principles need to be done in order to protect the worker from radiation exposure.

Keyword : TENORM, Survey, Radiation protection

1. PENDAHULUAN

Naturally Occuring Radioactive Material (NORM) seperti Uranium, Thorium dan produk peluruhannya meliputi Ra^{226} , Ra^{228} dan Radon gas secara alami terdapat di dalam formasi geologi. Minyak dan gas bumi terbentuk di dalam reservoir yang terdiri dari berbagai tipe formasi geologi dan seringkali bercampur dengan air, yang disebut formasi air. Selama jutaan tahun, material-material radioaktif dapat terlarut dalam formasi air tersebut.

Selama proses produksi minyak dan gas, air juga terbawa dalam proses produksi tersebut, material-material radioaktif yang terlarut dalam air dapat menghasilkan endapan dalam bentuk scale yang mengandung radium sulfat maupun karbonat di dalam pipa tubular, sistem pipa, tangki, maupun fasilitas pemisahan minyak dan air.

Selain daripada itu, material padat seperti pasir dapat juga terbawa di dalam proses produksi minyak dan terkumpul sebagai sludge di dalam tangka produksi, sludge dapat juga terkontaminasi dengan material-material radioaktif. Sludge dalam jumlah sedikit serta mengandung material radioaktif juga dapat dihasilkan dalam proses produksi gas.

Proses produksi minyak dan gas yang melibatkan NORM karena adanya campur tangan teknologi disebut sebagai Technologically Enhanced Naturally Occuring Radioactive Material atau TENORM. Keberadaan TENORM di dalam fasilitas produksi minyak dan gas dapat menyebabkan adanya bahaya paparan radiasi kepada pekerja, baik bahaya dari luar atau radiasi eksternal berupa paparan yang melebihi nilai batas dosis ataupun

bahaya dari dalam atau radiasi internal dimana zat radioaktif masuk ke dalam tubuh melalui pernafasan, makanan maupun penyerapan oleh kulit.

Oleh karena itu, survei dan kegiatan pengawasan level radiasi di dalam fasilitas produksi minyak dan gas bumi baik ketika beroperasi normal (dimana tidak ada kerja pemeliharaan yang sedang dilakukan) maupun ketika dilakukan kerja-kerja pemeliharaan sangat diperlukan. Hal ini untuk memastikan keselamatan para pekerja yang terlibat di dalam fasilitas produksi.

Prinsip-prinsip proteksi radiasi dapat diterapkan apabila suatu area atau peralatan terkontaminasi oleh TENORM.

2. LANDASAN TEORI

Limbah TENORM dari industri minyak dan gas dapat dikategorikan menjadi dua golongan, yaitu:

2.1. Pengukuran Konsentrasi Aktivitas

Golongan yang pertama adalah limbah yang dapat diukur dengan menghitung total konsentrasi aktivitas, yang meliputi sludge, scale, pasir dll. Limbah di atas dapat dikategorikan sebagai limbah TENORM apabila total konsentrasi aktivitasnya melebihi 1 Bq/gram untuk setiap radionuklida anggota deret Uranium dan Thorium sesuai dengan Perka Bapeten No. 9 Tahun 2009.

Untuk menghitung total konsentrasi aktivitas dapat dilakukan dengan menghitung konsentrasi Ra^{226} dan Ra^{228} dari sampel sludge atau pasir, hal ini dikarenakan kedua bahan radioaktif tersebut

adalah yang paling banyak terlarut dan terakumulasi di dalam limbah TENORM. Dengan rumusan sebagai berikut:

Total Konsentrasi Aktivitas (Bq/g) = $(6 \times [Ra^{226}]) + (8 \times [Ra^{228}])$ Bq/g [2].

Untuk nilai batas total konsentrasi aktifitas yang berlaku di Malaysia sesuai dengan Lem/Tek/58 yang dikeluarkan oleh AELB Malaysia adalah 3 Bq/gram.

2.2. Pengukuran Dosis Radiasi

Golongan kedua adalah limbah yang sulit diukur dengan total konsentrasi aktivitas, walaupun begitu dapat diukur dengan menggunakan dosis radiasi yang dihasilkan, limbah ini meliputi, material-material yang terkontaminasi TENORM seperti pipa tubular, sistem pipa, katup-katup, dll. Dalam hal ini nilai batas dosis yang disyaratkan sesuai dengan perka Bapeten No. 4 Tahun 2013 untuk Indonesia serta Lem/Tek/30 oleh AELB Malaysia untuk anggota masyarakat adalah 1 mSv/tahun atau sama dengan 0,5 μ Sv/jam dengan asumsi 2000 jam kerja setiap tahun.

Pelaksanaan survei dan pengawasan TENORM dalam fasilitas produksi minyak dan gas dapat dilakukan melalui dua cara yaitu survei rutin dan survei spesifik:

1. Survei rutin dilakukan satu tahun sekali atau tergantung dengan hasil survei sebelumnya dapat dilakukan dengan rentang waktu lebih cepat di dalam fasilitas produksi ketika normal operasi berjalan, inspeksi dilakukan dengan melakukan scan permukaan luar dari pipa-pipa produksi, tangki produksi, pompa dan semua peralatan yang dilalui oleh minyak dan gas serta produced water system.
2. Survei spesifik akan dilakukan ketika pekerjaan pemeliharaan sedang berlangsung, seperti kerja-kerja pembersihan tangki dari sludge atau pasir, pekerjaan *workover* untuk menarik pipa tubular dari dalam sumur minyak, maupun kerja-kerja sandblasting untuk membersihkan pipa-pipa dari scale. Pengukuran radiasi dilakukan baik di permukaan luar maupun permukaan dalam peralatan yang disurvei.

Prinsip dari proteksi radiasi yang dapat diterapkan untuk mengurangi bahaya radiasi eksternal adalah dengan menerapkan 3 metode yaitu waktu, jarak dan pelindung. Semakin sedikit waktu bekerja di area kontaminasi, semakin jauh jarak dan dengan memakai pelindung dapat mengurangi paparan radiasi yang diterima. Sedangkan pemakaian peralatan keselamatan seperti baju *coverall*, sarung tangan, sepatu boot dan alat pernafasan (*respirator*) dapat digunakan untuk melindungi pekerja dari bahaya radiasi internal, dimana zat radioaktif masuk ke dalam tubuh.

3. METODE PENELITIAN

Makalah tentang TENORM Monitoring di Industri Minyak dan Gas mengacu kepada kerja-kerja yang dilakukan oleh Asia Lab (M) Sdn. Bhd dengan klien dari industri minyak dan gas di wilayah negara Malaysia. Data-data didapat dari hasil survei TENORM pada tahun 2005–2015.

Kegiatan survei dilakukan dengan menggunakan surveymeter/detektor merk *inspector*. Detektor radiasi *inspector* digunakan untuk mendapatkan nilai dari paparan radiasi eksternal, unit yang didapat adalah dalam μ Sv/jam.

Sludge, scale ataupun pasir yang dihasilkan dari survei spesifik akan diambil sampel untuk dianalisa kandungan konsentrasi aktivitasnya, analisa dilakukan di laboratorium milik Asia Lab (M) Sdn Bhd dengan menggunakan HpGe detector untuk menghitung aktivitas dari radionuklida anak luruh uranium dan thorium yang kemudian akan dapat ditentukan total konsentrasi aktivitasnya.

4. HASIL DAN PEMBAHASAN

4.1. Survei Rutin TENORM

Survei rutin dilakukan setiap satu tahun sekali di setiap instalasi produksi minyak dan gas, survei dilakukan untuk mendapatkan data mengenai besaran paparan radiasi eksternal dari setiap peralatan yang terdapat di instalasi tersebut. Surveyor atau petugas survei akan berkeliling instalasi dengan membawa survey meter portable. Pengecekan paparan radiasi dilakukan dengan cara mendekatkan survey meter sekitar 5 cm dari permukaan area (**Gambar 1**). Apabila didapatkan bacaan survey meter melebihi 0,5 μ Sv/jam maka dapat dinyatakan bahwa peralatan tersebut telah terkontaminasi TENORM. Beberapa tindakan pencegahan dapat dilakukan agar bahaya radiasi tersebut tidak menyebabkan paparan yang berbahaya kepada para pekerja di dalam instalasi tersebut.

Pemasangan tali barikade dan lambang radiasi TENORM (**Gambar 2**) dapat digunakan untuk mencegah pekerja untuk mendekati area dimana paparan radiasi melebihi batas dosis. Informasi mengenai besar paparan juga diletakkan dalam informasi di bawah lambang radiasi TENORM.



Gambar 1: Pengecekan paparan radiasi di pipa ketika survei rutin



Gambar 2: Area kontaminasi TENORM pada pipa

Survei rutin hanya melakukan pengecekan paparan radiasi eksternal, sehingga dapat diketahui dimana saja area dari suatu instalasi minyak dan gas yang terkontaminasi oleh TENORM. Kegiatan proteksi radiasi yang dapat diterapkan dalam kondisi ini adalah dengan menerapkan prinsip jarak dan waktu, dimana dipergunakan barikade untuk menjauhkan pekerja dari area kontaminasi serta rekomendasi berapa lama waktu yang diperbolehkan untuk bekerja di area kontaminasi seandainya ada pekerjaan yang harus dilakukan. Pekerjaan yang dilakukan di area terkontaminasi TENORM harus disupervisi oleh petugas proteksi radiasi.

Dari **Tabel 1** dapat dilihat bahwa tidak semua peralatan di suatu instalasi minyak dan gas akan terkontaminasi TENORM, dan area dimana akumulasi NORM terjadi sukar untuk diprediksi. Dari tabel diketahui bahwa manifold header (pipa setelah wellhead) dan pipa minyak mentah adalah peralatan yang paling sering terjadi kontaminasi dengan paparan radiasi mencapai 5,1 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$.

Laju paparan radiasi pada survei pertama dan kedua dengan jeda waktu satu tahun pada area yang terkontaminasi mengalami kenaikan yang cukup signifikan. Hal ini disebabkan karena semakin menebalnya lapisan scale yang mengandung zat radioaktif di dalam pipa. Cara paling efektif untuk menghilangkan adanya bahaya radiasi tersebut adalah dengan mengganti pipa yang terkontaminasi dengan pipa baru atau jika memungkinkan dengan dilakukan pembersihan scale dengan membuka saluran pipa tersebut.

Diagram 1 menyajikan data dari survei rutin dari tahun 2005 sampai 2015 yang dilakukan oleh Asia Lab (M) Sdn Bhd, ada 8137 data yang dihasilkan. Dari diagram didapatkan hubungan antara frekuensi dengan level radiasi. Grafik histogram yang dihasilkan memiliki kelengkungan dengan level radiasi dari 0,00 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ - 0,22 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$, data di dalam lengkung diagram tersebut adalah data dari background radiasi dari lingkungan alam sekitar di Malaysia. Sedangkan ekor dari histogram dengan nilai data lebih dari 0,22 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ dapat disebut sebagai pengkayaan NORM di dalam fasilitas industri minyak dan gas. Ekor akan berkembang mengikuti waktu, terutama dengan semakin menuanya usia dari fasilitas produksi minyak dan gas tersebut.

Beberapa peralatan produksi di industri minyak dan gas dapat mengalami kenaikan paparan radiasi eksternal (dibandingkan dengan nilai background radiasi) seperti yang terlihat pada Diagram 2, pada grafik menunjukkan adanya kenaikan radiasi eksternal walaupun ada data yang menunjukkan penurunan pada tahun tertentu yang dapat disebabkan karena adanya kerja-kerja spesifik untuk membersihkan sludge, scale ataupun pasir, tetapi akumulasi dari radiasi eksternal akan kembali terjadi dan dalam waktu satu tahun besaran paparan radiasi melebihi tahun sebelumnya. Pada area-area tersebut, kenaikan akumulasi paparan radiasi dapat terjadi dalam waktu 6-12 bulan, oleh karena itu, direkomendasikan untuk dilakukan survei rutin setiap 6 bulan sekali untuk mendapatkan nilai paparan terbaru dari peralatan di fasilitas minyak dan gas tersebut.

Tabel 1: Data Survei rutin TENORM Instalasi A tahun 2013-2014

Installation: A	1st survey	2nd survey
	Range (μhr)	Range ($\mu\text{Sv}/\text{hr}$)
Wellhead Area	0.09 – 0.21	0.10 – 0.23
Manifold Header	0.50 – 3.80	1.90 – 5.10
Vessel	0.06 – 0.12	0.07 – 0.20
Launcher/Receiver	0.07 – 0.30	0.11 – 0.31
Pump	0.08 – 0.12	0.09 – 0.13
Crude line	0.19 – 1.10	0.27 – 2.70
Heat Exchanger	0.12 – 0.25	0.12 – 0.23

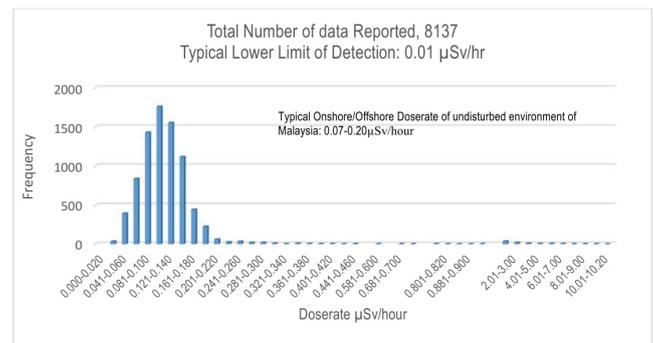


Diagram 1: Data Inspeksi rutin TENORM 2005-2015

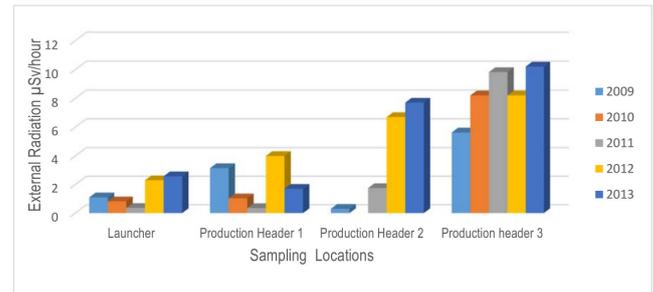


Diagram 2: Besaran paparan radiasi dengan peralatan produksi

4.2. Survei Spesifik TENORM

Survei spesifik akan dilakukan apabila kerja-kerja pemeliharaan dilakukan di suatu instalasi minyak dan gas. Salah satu pekerjaan pemeliharaan yang sering dilakukan adalah pembersihan tangki dari sludge atau pasir.

Sebelum kerja pembersihan dilakukan, surveyor akan mensurvei paparan radiasi eksternal terlebih dahulu, hal ini dilakukan untuk mengetahui besaran paparan radiasi pada peralatan yang akan dibersihkan. Apabila paparan radiasi melebihi nilai batas dosis sebesar 0,5 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ maka pekerja harus memakai peralatan keselamatan tambahan seperti baju *coverall* sekali pakai, sarung tangan dan sepatu boot dari bahan karet serta peralatan pernafasan tambahan (*respirator*), untuk mencegah agar sludge atau pasir yang terkontaminasi TENORM tidak bersentuhan langsung dengan kulit dan badan pekerja. Pembatasan lama waktu dan barikade area kerja juga dilakukan untuk mengurangi resiko paparan radiasi kepada pekerja.

Sampel dari hasil kerja pembersihan berupa sludge atau pasir diperlukan untuk keperluan laboratorium. Dari sampel ini akan ditentukan apakah limbah sludge dan pasir yang dihasilkan masuk dalam kategori limbah TENORM. Untuk Malaysia, limbah akan masuk dalam kategori TENORM apabila total konsentrasi aktivitasnya melebihi 3 Bq/gram, sedangkan di Indonesia menurut Perka Bapeten No. 9 tahun 2009 adalah apabila total konsentrasi aktivitas melebihi 1 Bq/gram.

Dari **Tabel 2** diketahui bahwa beberapa vessel/tangki ketika akan dilakukan kerja pembersihan telah terkontaminasi TENORM dengan paparan radiasi paling tinggi mencapai 2,30 $\mu\text{Sv}/\text{hr}$ untuk Vessel A pada tahun 2012, dengan kondisi seperti itu, setiap pekerja hanya diizinkan untuk bekerja melakukan kegiatan pembersihan selama dua jam per hari, hal ini dilakukan untuk membatasi dosis radiasi yang diterima oleh pekerja.

Total konsentrasi aktivitas dari sample berupa sludge atau pasir juga menunjukkan nilai melebihi 3 Bq/gram sehingga limbah sludge dan pasir tersebut dikategorikan sebagai limbah TENORM (**Tabel 3**). Nilai total konsentrasi aktifitas dapat ditentukan dari

konsentrasi Ra^{226} dan Ra^{228} , dengan nilai total aktifitas terbesar mencapai 332.58 Bq/g.

Limbah sludge dan pasir yang dihasilkan dari kerja pembersihan disimpan di dalam drum plastik dan disegel untuk mencegah limbah tumpah selama proses transportasi ke lokasi penyimpanan.

Survei spesifik TENORM lainnya yang dilakukan di industri minyak dan gas meliputi kerja pembersihan pipa dan workover. Pembersihan pipa adalah kerja pembersihan pipa-pipa bekas instalasi dari scale yang terkontaminasi TENORM (**Gambar 3**). Kerja pembersihan ini dilakukan dengan mengikis scale yang melekat pada pipa dengan grinder. Pembersihan dilakukan di tempat tertutup sehingga scale yang dihasilkan tidak terbawa keluar dari area pembersihan. Scale yang dihasilkan kemudian dikumpulkan dalam drum sebelum dikirim ke tempat pengolahan limbah. Workover adalah kerja dimana pipa tubular dari sumur minyak dikeluarkan, survei paparan radiasi dilakukan untuk mengetahui apakah pipa tubular tersebut terkontaminasi oleh TENORM, pipa tubular yang terkontaminasi akan dipisahkan dan diberi label serta tanda peringatan radiasi.

Di Malaysia, limbah TENORM dapat dikirim ke perusahaan pengolah limbah untuk dilakukan pengolahan di sludge farm untuk mengurangi paparan radiasi sampai di bawah nilai batas dosis sebelum dikembalikan ke alam sekitar.

5. KESIMPULAN DAN SARAN

5.1. Kesimpulan

Hasil dari survei paparan radiasi TENORM yang dilakukan Asia Lab (M) Sdn. Bhd. di beberapa instalasi minyak dan gas didapatkan bahwa beberapa instalasi telah terkontaminasi dengan TENORM, baik berupa paparan eksternal yang melebihi batas dosis maupun limbah TENORM berupa sludge dan pasir yang melebihi nilai intervensi.

Untuk melindungi pekerja dari bahaya paparan radiasi, area dimana kontaminasi TENORM berada dipasang barikade serta tanda radiasi TENORM. Limbah sludge dan pasir disimpan di dalam drum untuk kemudian disimpan ataupun diolah di perusahaan pengolahan limbah TENORM sebelum dikembalikan kealam sekitar.

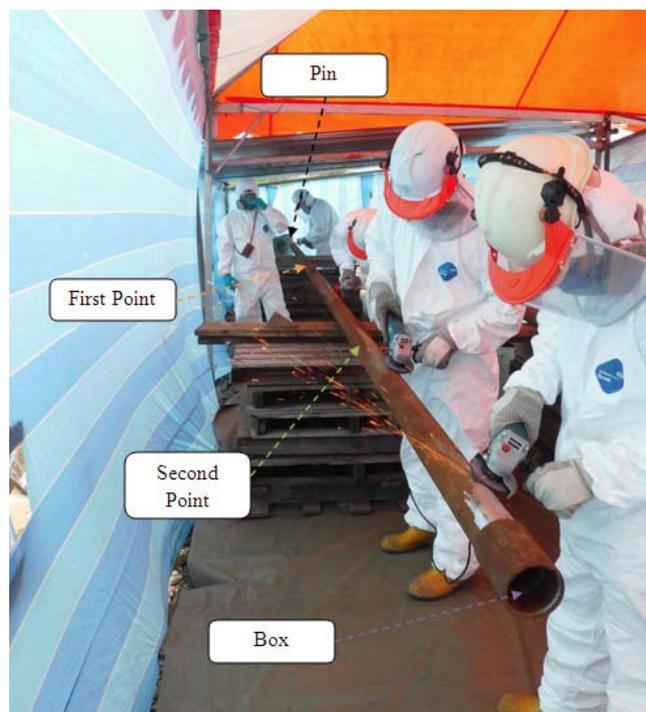
Tabel 2: Data Survei spesifik besaran paparan radiasi pada tangki ketika kerja pembersihan dilakukan.

	Year 2010	Year 2011	Year 2012	Year 2013	Year 2014
Sampling Location	Reading ($\mu\text{Sv/hr}$)	Reading ($\mu\text{Sv/hr}$)	Reading ($\mu\text{Sv/hr}$)	Reading ($\mu\text{Sv/hr}$)	Reading ($\mu\text{Sv/hr}$)
1. Vessel A	0.27	1.37	2.30	1.25	0.42
2. Vessel B	0.15	2.19	0.32	0.20	0.40
3. Vessel C	2.20	1.01	1.50	0.15	1.00

Tabel 3: Nilai Total konsentrasi Aktivitas sample sludge dan pasir dari tangki

Sampling Location	Year 2010			Year 2011			Year 2012		
	Ra^{226} (Bq/g)	Ra^{228} (Bq/g)	TAC (Bq/g)	Ra^{226} (Bq/g)	Ra^{228} (Bq/g)	TAC (Bq/g)	Ra^{226} (Bq/g)	Ra^{228} (Bq/g)	TAC (Bq/g)
1. Vessel A	1.12	1.66	20.00	1.17	1.56	19.50	1.2	1.88	22.24
2. Vessel B	0.23	0.34	4.10	0.68	0.9	11.28	0.65	1.03	12.14
3. Vessel C	0.19	0.54	5.46	20.55	26.16	332.58	1.79	1.88	25.78

Sampling Location	Year 2013			Year 2014		
	Ra^{226} (Bq/g)	Ra^{228} (Bq/g)	TAC (Bq/g)	Ra^{226} (Bq/g)	Ra^{228} (Bq/g)	TAC (Bq/g)
1. Vessel A	7.92	2.35	66.32	1	1.85	20.80
2. Vessel B	7.5	2.31	63.48	0.92	1.84	20.24
3. Vessel C	7.44	2.26	62.72	1.27	1.97	23.38



Gambar 3: Kerja pembersihan pipa dari scale

5.2. Saran

Keberadaan TENORM dalam industri minyak dan gas serta kegiatan survei dan pengawasan TENORM yang sudah dilakukan di Malaysia, dapat dijadikan contoh dalam penerapan survei dan pengawasan TENORM di Indonesia. Mengacu kepada peraturan-peraturan di Indonesia maka penghasil TENORM diharuskan untuk melakukan intervensi terhadap limbah TENORM yang mereka hasilkan, hal ini dapat dilakukan dengan melakukan survei rutin dan survei spesifik pada instalasi-instalasi produksi minyak dan gas.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] AELB, (-); *Guidelines on radiological monitoring for oil and gas facilities operator associated with TENORM, LEM/TEK/30 SEM.2, Government of Malaysia*
- [2] AELB, (-); *Code of practice on radiation protection relating to TENORM in oil and gas facilities, LEM/TEK/58, Government of Malaysia*
- [3] Amin Y.M, Bradley D.A, (2001); *Principles of radiation protection, University of Malaya m Press*
- [4] Bapeten, (2009); *Perka Bapeten No. 9 tahun 2009, Intervensi terhadap TENORM; Jakarta*
- [5] Bapeten, (2013); *Perka Bapeten No. 4 tahun 2013, Proteksi dan Keselamatan Radiasi dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir; Jakarta*
- [6] Report, (-); *Specific Radiological Monitoring, Asia Lab (M) Sdn. Bhd*
- [7] Report, (-); *Routine Radiological Monitoring, Asia Lab (M) Sdn. Bhd*

TANYA JAWAB1. **Penanya :** *Gloria Doloress*Pertanyaan :

- a) Industri/kegiatan mana yang lebih banyak menghasilkan tenorm dari kegiatan pertambangan atau oil & gas?
- b) AsiaLab sebagai perusahaan untuk menangani tenorm, apakah mempunyai kompetensi untuk hal tersebut ?
- c) Siapa yang menangani limbah tenorm ?

Jawaban :

- a) Tenorm lebih banyak dihasilkan dari kegiatan

pertambangan dari pada oil&gas baik dari pada segi volume maupun paparan radiasi.

- b) AsiaLab memiliki kompetensi baik dari segi pengalaman, peraturan maupun personel. Akreditasi asia lab didapat dari AELB & Ministry of Health Malaysia dan juga recognise di Brunei dan Singapura serta asia lab mempunyai akreditasi ISO 17025. Standar kompetensi mengacu pada AELB dimana harus memiliki teknikal advisor dan kompetensi.
- c) Limbah tenorm dari migas akan dikirim kepada waste management company yang memiliki akreditasi dari AELB untuk dilakukan pengolahan sehingga paparan radiasi mendekati background sebelum disposal kelingkungan.



Seminar Keselamatan Nuklir 2015

Makalah Penyaji

Bidang Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif

Prosiding
Seminar
Keselamatan
Nuklir
2015

URGENSI PENGAWASAN PENGGUNAAN DEPLETED URANIUM DALAM BIDANG RADIOGRAFI INDUSTRI DI INDONESIA

Tiar Fridianto

Direktorat Perizinan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif - BAPETEN
e-mail: t.fridianto@bapeten.go.id

ABSTRAK

Urgensi Pengawasan Penggunaan Depleted Uranium dalam Bidang Radiografi Industri di Indonesia. Penggunaan kamera radiografi yang menggunakan Depleted Uranium (DU) sebagai material utama di Indonesia saat ini banyak digunakan. Kamera radiografi yang banyak digunakan di Indonesia adalah tipe TO 660, 880 series, dan Gammamat series. Sesuai Peraturan Pemerintah nomor 29 tahun 2008 pemanfaatan kamera radiografi fokus pada sumber pengisi seperti Ir-192 dan Se-75 sedangkan kamera radiografi yang mengandung DU dikategorikan sebagai peralatan proteksi radiasi. Terkait resertifikasi kamera TO 660 yang masa berlaku sertifikat bungkusannya telah habis sesuai Perka 8 tahun 2014 dapat diperpanjang maksimal sampai 30 Juni 2017, maka setelah 30 Juni 2017 akan banyak TO 660 yang tidak digunakan dan menjadi limbah DU. Kamera TO 660 tersebut memiliki DU dengan berat masing-masing 18 kg dengan aktifitas 6,4 mCi dengan waktu paruh 4,46 miliar tahun. Limbah DU terus bertambah seiring dengan terus masuk dan bertambahnya kamera radiografi tipe-tipe lain seperti 880 dan Gammamat yang mengandung DU di Indonesia. Sistem pengawasan yang efektif untuk DU yang merupakan bahan nuklir perlu ditingkatkan dengan melakukan pengawasan dari ketika proses impor, pemanfaatan sampai pada proses pelimbahan dan juga pengembalian ke negara asal atau reeksport.

Kata kunci: Depleted Uranium, TO 660, Limbah DU

ABSTRACT

The Urgency of Surveillance for Depleted Uranium Utilization of Industrial Radiography in Indonesia. The use of radiography container using Depleted Uranium (DU) as the main material is currently widely used in Indonesia. TO 660 series, 880 series, and Gammamat series is the most widely used. Referring to the Government Regulation No. 29 year 2008, the industrial radiography utilization is only focused on Ir-192 and Se-75 as the main source while the radiography container containing DU categorized as radiation protection equipment. According to BAPETEN Chairman's Regulation No. 8 year 2014, The use of TO 660 radiography container which expired can be extended maximum up to June 30, 2017. This will cause problems in the future regarding the buildup of waste cameras TO 660. Camera has DU weighing 18 kg each with activities 6, 4 mCi with a half-life of 4.46 billion years. DU waste will continues to increase along with the increasing of utilization of industrial radiography which use other types of radiography container such as 880 Series and Gammamat series. Effective monitoring system for DU need to be improved with oversight from the importation process, utilization and also the disposal to the country of origin or re-export of Radiography Container.

Keywords: Depleted Uranium, TO 660, DU wastes

1. PENDAHULUAN

Penggunaan DU dalam bidang industri salah satunya adalah digunakan sebagai material penting sebagai proteksi di dalam transport container. Transport container merupakan alat yang digunakan untuk melindungi sumber serta mengungkung sumber yang biasanya berupa zat radioaktif supaya dapat dipindahkan atau diangkut dengan mengutamakan kriteria proteksi radiasi dan juga melindungi manusia dan lingkungan sekitar.

Transport container yang banyak digunakan di Indonesia adalah kamera radiografi yang mayoritas menggunakan DU sebagai material utama proteksi yaitu seperti TO 660, Sentinel 880 series, Gammamat series, dan lain sebagainya.

Makalah ini membahas pentingnya pengawasan penggunaan DU di Indonesia karena DU merupakan bahan nuklir yang perlu diawasi termasuk permasalahan limbah bahan nuklir yang perlu dipikirkan terutama untuk kamera radiografi yang sertifikat bungkusannya telah habis dan tidak diperpanjang dari negara asalnya seperti kasus TO 660. Saat ini pengawasan terhadap

penggunaan DU terutama untuk penggunaan kamera radiografi di Indonesia belum diatur dan diawasi.

2. LANDASAN TEORI/POKOK BAHASAN

Pengawasan penggunaan DU ini dapat diambil dari beberapa referensi dari dokumen internasional seperti dari USNRC dan IAEA dan juga dari beberapa sumber lain yaitu:

1. IAEA Nuclear Security Series No. 13 : Nuclear Security Recommendations on physical protection of nuclear material and nuclear facilities. Dokumen ini berupa rekomendasi mengenai kriteria keamanan untuk bahan nuklir termasuk kriteria keamanan untuk DU.
2. NUREG 1717 : Systematic Radiological Assessment of Exemptions for Source by product material. Dokumen ini berisi kajian dari penggunaan material-material dan kajian radiologinya terhadap lingkungan dan masyarakat termasuk untuk DU yang digunakan di dalam beberapa aplikasi.
3. Peraturan Pemerintah No. 29 tahun 2008 mengenai perizinan pemanfaatan sumber radiasi dan bahan nuklir

4. Peraturan Kepala Bapeten nomor 8 tahun 2014 mengenai perubahan peraturan kepala No. 7 tahun 2009 mengenai keselamatan radiasi dalam penggunaan peralatan radiografi industri

3. METODE / METODOLOGI

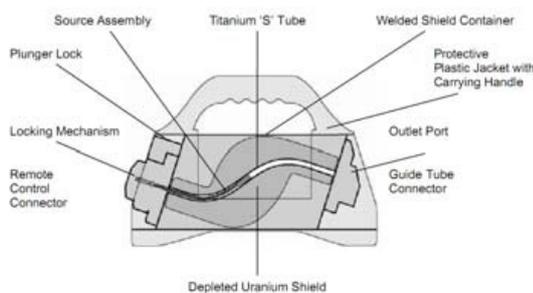
Kajian ini dilakukan dengan mengumpulkan data-data referensi mengenai pentingnya pengawasan DU seperti dari dokumen IAEA dan USNRC serta beberapa dokumen makalah lainnya mengenai pemanfaatan DU. Kemudian juga membandingkan dengan kondisi di Indonesia seperti peraturan yang ada serta sistem pengawasan untuk penggunaan DU pada saat ini.

4. HASIL DAN PEMBAHASAN

Penggunaan DU di Indonesia banyak diaplikasikan untuk kamera radiografi. DU digunakan untuk mengkungkung zat radioaktif yang digunakan dalam pemanfaatan radiografi industri seperti Ir-192 dan Se-75. **Gambar 1** menunjukkan posisi DU yang ada di kamera radiografi tipe 880.

Material DU pada kamera radiografi jumlah dan kadarnya bervariasi tergantung dari desain dan teknologi yang dimiliki oleh produsen masing-masing. Hal ini dapat dilihat pada **Tabel 1** yang diambil dari spesifikasi teknik dari kamera-kamera radiografi tersebut. DU juga memiliki waktu paruh yang cukup lama yaitu 4,46 miliar tahun.

Data penggunaan kamera radiografi dapat dilihat dalam **Tabel 2**. Data kamera dalam **Tabel 2** adalah data kamera yang pernah terdata di dalam pengajuan-pengajuan izin pemanfaatan radiografi industri sejak Balis 1.0 dioperasikan hingga sekarang baik saat ini aktif ataupun tidak aktif (tidak digunakan di dalam izin pemanfaatan radiografi industri).



Gambar 1: DU pada Kamera 880 series

Tabel 1: Data material DU pada kamera radiografi

Tipe kamera	Berat DU	Aktifitas
TO660 series	18 kg	6,4 mCi
880 D / S	15,4 kg	5,4 mCi
Gammamat TSI/3	10,9 kg	5,45 mCi
Gammamat TSI/5	13 kg	6,5 mCi
Gammamat SE	2,7 kg	1,35 mCi

Tabel 2: Data kamera radiografi di Indonesia dari Data Balis sampai Juni 2015

No	Nama Kamera	Jumlah
1	TO 660	332
2	Sentinel 880 / 660	487
3	Gammamat	113

Data tersebut masih belum akurat karena pihak pemohon izin dan penginput data tidak tepat dalam mengidentifikasi jenis atau tipe kamera. Jumlah kamera radiografi akan terus bertambah seiring makin berkembangnya proyek-proyek industri yang memerlukan jasa uji tak rusak.

Apabila dilihat dari jumlah kamera radiografi yang ada di Indonesia, maka jumlah material DU yang ada di Indonesia cukup besar dan perlu diawasi penggunaannya. DU dalam pemanfaatannya memiliki resiko bahaya yang cukup tinggi. Resiko bahaya tersebut bukan pada paparan radiasi langsungnya tetapi pada efek toksisitasnya baik secara radiologi dan kimiawi. Apabila DU terhirup dan masuk ke dalam tubuh maka dapat menyebabkan kerusakan jaringan tubuh. Hal ini sesuai yang dijelaskan dalam dokumen yang dikeluarkan oleh US Environmental Protection Agency pada dokumen EPA 402-R-06-011 mengenai technical brief of DU dan juga oleh Department of Protection of the Human Environment WHO pada dokumen WHO/SDE/PHE/01.1 tentang Depleted Uranium Sources, Exposure and Health Effects. DU tidak hanya diawasi oleh badan pengawas pemanfaatan tenaga nuklir tetapi juga oleh badan kesehatan dunia.

Penggunaan DU tidak terbatas untuk kamera radiografi saja tetapi juga untuk alat-alat lain seperti counter balance dan landing gear pesawat terbang dan juga material untuk memberikan efek kilau. Kedua pemanfaatan tersebut sudah dilarang penggunaan di Amerika, hal ini sesuai dengan NUREG 1717 yang dikeluarkan oleh USNRC tahun 2001.

Penggunaan DU yang menjadi alasan penting bahwa DU perlu diawasi adalah penggunaan DU dalam material perang dan juga senjata nuklir. DU digunakan dalam material penetrator untuk senjata anti tank dan juga sebagai material tamper untuk bom atom. Hal ini melatarbelakangi IAEA untuk memasukkan material DU dalam isu keamanan. IAEA telah mengeluarkan rekomendasi keamanan yang tertuang dalam NSS No. 13 tentang rekomendasi keamanan nuklir mengenai proteksi fisik untuk bahan nuklir dan fasilitas nuklir, menyebutkan bahwa DU dengan kriteria tertentu masuk dalam kategori II.

Indonesia saat ini memiliki Peraturan pemerintah No. 29 tahun 2008 tentang perizinan pemanfaatan sumber radiasi pengion dan bahan nuklir. Pada Peraturan tersebut telah disebutkan mengenai pemanfaatan sumber radiasi pengion untuk radiografi industri tetapi belum menjelaskan mengenai pemanfaatan kamera radiografi yang mengandung DU itu sendiri. Pada lampiran II mengenai tabel tingkat pengecualian Peraturan Pemerintah No 28 tahun 2009 mencantumkan Th-234 akan dikecualikan ketika aktifitas di bawah sama dengan $0,1 \text{ Mbq} = 0,0027 \text{ mCi}$. Th-234 merupakan turunan dari U-238 sehingga dianalogikan bahwa DU pada kamera radiografi tidak termasuk dalam pengecualian dan termasuk dalam pengawasan dengan kriteria masuk pada bahan nuklir.

Pengawasan DU yang berasal dari luar negeri untuk kamera radiografi belum optimal. Kamera radiografi tidak masuk dalam lartas BAPETEN sehingga ketika impor data yang dimasukkan untuk persetujuan impor adalah sumber radiografi saja seperti Ir-192 dan Se-75 dan kamera radiografi dimasukkan dalam data sumber non radiasi. Untuk kamera kosong ketika impor juga tidak dimintakan persetujuan impor dari BAPETEN. Saat ini izin pemanfaatan radiografi hanya fokus pada sumber Ir-192 dan Se-75 sedangkan kamera radiografi dianggap seperti alat proteksi dan tidak menjadi fokus pengawasan. Apabila dilihat dari komponen material penyusun dari penggunaan radiografi tersebut ada dua bidang pengawasan yaitu Ir-192 atau Se-75 yang merupakan zat radioaktif dan DU yang merupakan bahan nuklir yang keduanya harus ada pengawasan.

Permasalahan lain juga timbul adalah penanganan limbah kamera radiografi yang mengandung DU. Kasus ini terjadi pada

kamera radiografi yang sertifikat bungkusannya tidak diperpanjang oleh pembuatnya dan badan pengawas negara pembuat. Kamera TO 660 yang memiliki sertifikat bungkusannya USA/9283/B(U)-96 habis masa berlakunya Juni 2013 sehingga tidak berlaku sebagai transport container dan tidak diakui lagi penggunaannya.

Perka 8 Tahun 2014 memfasilitasi resertifikasi bungkusannya kamera TO 660 di Indonesia. Pasal 46A menjelaskan bahwa peralatan radiografi yang habis masa berlakunya yang sebelumnya dapat digunakan sampai 31 Desember 2014 dapat digunakan maksimal 30 Juni 2017 dengan mengajukan resertifikasi peralatan radiografi tersebut. Pasal tersebut membuka peluang pengguna TO 660 dapat menggunakan kembali kamera tersebut maksimal 30 Juni 2017 tergantung dari hasil evaluasi kelayakan kamera. Pasal tersebut dapat diartikan bahwa setelah 30 Juni 2017 maka tidak ada lagi penggunaan TO 660 dan artinya saat itu maka akan banyak limbah kamera TO 660 yang mengandung DU karena tidak terpakai di Indonesia.

Limbah TO 660 berupa DU dengan berat 15,4 kg dengan aktifitas 5,4 mCi dengan waktu paruh 4,46 milar tahun akan menumpuk di Indonesia dan sesuai **Tabel 1** akan ada sekitar 332 buah TO 660 yang akan menjadi limbah. Selain TO 660 masih ada kamera yang sertifikat bungkusannya masih aktif dan berlaku seperti kamera 880 series, Gammamat TSI, Gammamat SE dan juga kamera-kamera tipe baru yang mulai ada saat ini seperti SCAR, Exertus DUAL dan sebagainya. Kamera-kamera radiografi tersebut dapat menjadi limbah dan memerlukan penanganan yang sesuai.

5. KESIMPULAN

Pengawasan kamera radiografi yang mengandung DU belum optimal. Ketika proses impor kamera atau barang lain yang mengandung DU belum diawasi BAPETEN karena kamera radiografi yang mengandung DU tidak masuk pada lartas BAPETEN. Pengawasan dalam bidang pemanfaatan juga belum optimal karena izin pemanfaatan tenaga nuklir untuk penggunaan radiografi hanya fokus pada sumber pengisi yaitu Ir-192 atau Se-75 saja sedangkan kamera radiografi hanya dianggap sebagai peralatan proteksi.

Resertifikasi kamera TO 660 sesuai Perka 8 tahun 2014 akan menimbulkan masalah mengenai penumpukan limbah sekitar 332 buah kamera TO 660 yaitu berupa DU dengan berat masing-masing 18 kg dengan aktifitas 6,4 mCi dengan waktu paruh 4,46 milar tahun. Limbah tersebut akan menumpuk di Indonesia pada 30 Juni 2017. Limbah ini dapat bertambah seiring dengan terus masuk dan bertambahnya kamera radiografi tipe-tipe lain yang mengandung DU di Indonesia. Perlu dipersiapkan untuk penanganan limbah dan juga proses pengembalian kamera-kamera tersebut ke negara asal atau reeksport.

UCAPAN TERIMA KASIH

Atasan dan rekan Direktorat Perizinan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif BAPETEN

DAFTAR PUSTAKA

- [1] IAEA (2011); *Nuclear Security Recommendations on physical protection of nuclear material and nuclear facilities.*, Vienna, 2011;
- [2] USNRC, NUREG 1717 (2001); *Systematic Radiological Assessment of Exemptions for Source by product material*, Washington, 2001;
- [3] USEPA (2006); *Technical Brief Depleted Uranium by product material*, Washington, 2006;
- [4] Betti M. (2002); *Civil Use of Depleted Uranium*, Elsevier, 2002;
- [5] BAPETEN (2009); *Peraturan Pemerintah Nomor 29 tahun 2008 tentang perizinan sumber radiasi pengion dan bahan nuklir*, Jakarta, 2009;
- [6] BAPETEN (2009); *Peraturan Kepala Bapeten Nomor 8 tahun 2014 tentang perubahan peraturan Kepala nomor 7 tahun 2009 tentang keselamatan radiasi dalam penggunaan peralatan radiografi industri*, Jakarta, 2014;



Seminar Keselamatan Nuklir 2015

Makalah Penyaji

Bidang Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif

Prosiding
Seminar
Keselamatan
Nuklir
2015

OPTIMALISASI PERLAKUAN TUMOR DALAM PERENCANAAN PELAKSANAAN BRACHYTERAPY

Junios¹, Kariman D²

¹ STIKes Ceria Buana Bukittinggi, Jl. Jenderal Sudirman No. 18. A, Sumatera Barat

² STKIP PGRI Sumatera Barat, Padang, Sumatera Barat

juniossi@yahoo.co.id, delsikariman79@gmail.com

ABSTRAK

Salah satu faktor yang sangat menentukan keberhasilan pelaksanaan brachyteraphy terhadap penderita kanker adalah faktor kejelian dan kematangan petugas radioterapi dalam perencanaan perlakuan. Hal-hal pokok yang menjadi dasar pembuatan perencanaan perlakuan kanker antara lain : informasi medis pasien, teknik penyinaran, simulasi dan verifikasi, serta perhitungan dosis yang tepat. Melalui penelitian ini telah dirancang optimalisasi terhadap sistem perencanaan perlakuan (treatment planning system) dengan membuat model tumor prostat menggunakan penanaman seed I-125 sejumlah 16 seed pada jarak 0,5 cm, 1 cm, dan 1,5 cm dari tumor. Simulasi brachyterapy dilakukan menggunakan program EGSnrc dengan model 6711 seed I-125, menggunakan data pembanding TG-43. Hasil optimalisasi yang dilakukan adalah: Untuk perlakuan dengan jumlah voxel diperbanyak hingga 16 seed I-125 pada koordinat yang bervariasi. Ternyata untuk keadaan ini dosis serap tertinggi berada pada gabungan enam belas seed I-125 pada koordinat 0,5 cm dan 1 cm baik pada target maupun organ beresiko

Kata kunci: optimalisasi, tumor, perencanaan perlakuan, brachyteraphy.

ABSTRACT

The succes of patient therapy is very influenced by carefulness and official maturation on making of treatment planning. The substansial matters in tumor treatment planning are : patient medical information, radiation technique, simulation and verification, medical approval, and dose calculation. In with this study has been designed to optimize treatment planning system to create a model of prostate tumors using I-125 seed implantation number 16 seed at a distance of 0.5 cm, 1 cm, and 1.5 cm from the tumor. Brachyteraphy simulations performed using EGSnrc program with a model 6711 seed I-125, using comparable TG-43 data. Results of the optimization is done is: For the treatment to be extended to voxel number 16 seed I-125 at coordinates are varied. This situation turns out to be the highest absorbed dose in a combined sixteen seed I-125 at coordinates 0.5 cm and 1 cm in both the target and organs at risk.

Keywords: optimize, tumor, treatment planning system, brachyteraphy.

1. PENDAHULUAN

Brachyteraphy adalah pengobatan kanker dimana seed atau sumber radioaktif ditempatkan di dalam atau di dekat tumor itu sendiri, memberikan dosis radiasi yang tinggi ke tumor sekaligus mengurangi paparan radiasi pada jaringan sehat disekitarnya. Istilah brachy adalah bahasa Yunani yang berarti untuk jarak pendek, dan brachyteraphy adalah terapi radiasi yang diberikan pada jarak yang cukup, terlokalisasi, tepat, dan menggunakan teknologi tinggi. Brachyteraphy adalah salah satu jenis terapi radiasi yang digunakan untuk mengobati kanker. Terapi radiasi adalah penggunaan jenis energi, yang disebut radiasi pengion, yang berguna untuk membunuh sel kanker.

Pada brachyteraphy distribusi dosis pada volume tumor tidak homogen. Pusat tumor yang dekat dengan sumber radiasi akan menerima dosis yang lebih besar dari bagian tepi tumor. Karena pusat tumor biasanya lebih radioresisten maka keadaan yang demikian justru menjadi keuntungan dalam teknik brachyteraphy. Kekurangan teknik ini adalah jangkauannya yang sangat terbatas sehingga tidak bisa dilakukan pada tumor yang besar. Apabila ukuran dan volume tumor tersebut besar maka harus dilakukan dengan teknik implantasi yang bisa meliputi keseluruhan tumor. Pada penelitian ini dirancang teknik implant agar jangkauannya lebih panjang.

Dengan menggunakan DOSxyz_nrc (EGSnrc) sebaran dosis pada model yang dibuat didapatkan. Penelitian ini mengadopsi model 6711 seed I-125. Geometri materi atau bahan ditempatkan pada koordinat yang telah ditentukan agar dapat diketahui serapan dosis yang diterima oleh target dan resiko organ.

Pada kasus model brachyteraphy kanker prostat ini, setelah sebaran dosis masing-masing didapatkan selanjutnya hasilnya disimpulkan dalam bentuk kurva isodosis.

Standar yang digunakan untuk menghitung laju dosis disekitar sumber brachyteraphy adalah dokumen TG 43. Dokumen TG 43 ini merupakan dokumen untuk memvalidasi model yang didapatkan dengan program EGSnrc.

2. LANDASAN TEORI/POKOK BAHASAN

2.1. Brachyteraphy

Brachyteraphy digunakan tidak lama setelah ditemukannya radium oleh Marie dan Perre Currie pada tahun 1898. Pada brachyteraphy dosis yang sangat besar dapat diberikan pada tumor tanpa mengakibatkan penerimaan dosis yang besar pada kulit dan jaringan sehat sekitarnya.

Pada brachyteraphy distribusi dosis pada volume tumor tidak homogen. Pusat tumor yang dekat dengan sumber radiasi akan menerima dosis yang lebih besar dari bagian tepi tumor. Karena pusat tumor biasanya lebih radioresisten maka keadaan yang demikian justru menjadi keuntungan dalam teknik brachyteraphy. Kekurangan teknik ini adalah jangkauannya yang sangat terbatas sehingga tidak bisa dilakukan pada tumor yang besar. Apabila ukuran dan volume tumor tersebut besar maka harus dilakukan dengan teknik implantasi yang bisa meliputi keseluruhan tumor. [1]

2.2. Konsep Dasar Simulasi Monte Carlo

Nama Monte Carlo diciptakan pada tahun 1940 oleh ilmuwan perancang senjata nuklir di Los Alamos untuk membentuk sejumlah metoda perancang senjata nuklir di Los Alamos untuk membentuk sejumlah metoda numerik yang berdasarkan bilangan random. Saat ini, metoda Monte Carlo diketahui digunakan untuk mengatasi permasalahan fenomena fisika dan matematika. Metoda Monte Carlo merupakan metoda yang sangat efektif untuk melakukan proses simulasi yang bersifat stokastik, seperti penyebaran polutan, fenomena transport, difusi, radioaktivitas dan sebagainya.

Simulasi Monte Carlo untuk transport partikel dapat dibedakan menjadi beberapa bagian seperti bagian sumber, bagian pelacakan jalannya partikel di bahan (tracking), bagian identifikasi jenis reaksi, bagian hamburan, dan bagian terminasi (Stabin. M., dkk, 2003). EGSnrc (Electron Gamma Shower) merupakan salah satu software yang mengaplikasikan konsep dasar ini.

EGSnrc merupakan suatu sistem kode komputer yang menggunakan simulasi Monte Carlo sebagai transport dari partikel elektron dan foton dalam berbagai geometri. EGSnrc digunakan untuk mengikuti jejak partikel dengan menghitung kemungkinan partikel berpindah dari satu jejak ke jejak lainnya. Dalam berpindah dari satu jejak ke jejak lainnya ini EGSnrc dapat menentukan interaksi foton dengan materi atau bahan, seperti hamburan Compton, efek foto listrik, atau produksi pasangan. Metoda yang digunakan oleh EGSnrc menyelesaikan semua fenomena ini adalah metoda Monte Carlo.

Dosxyz_nrc adalah bagian program EGSnrc yang memiliki fungsi untuk mensimulasikan suatu penyinaran radiologi. Materi tersusun dari elemen voxel dengan koordinat x, y, z. Untuk dapat mensimulasikan suatu penyinaran dengan baik, ada tiga komponen pokok yang mesti dipahami: 1) pengaturan input model materi, 2) sumber sinar dan 3) parameter EGSnrc.

2.3. Sistem Perencanaan Radiasi Brachyteraphy

Prosedur perencanaan perlakuan brachyteraphy pada umumnya terdiri dari langkah-langkah sebagai berikut :

1. Mendefinisikan volume target perencanaan (PTV) dan organ beresiko (OAR)
2. Rekonstruksi sumber tertanam atau kateter dan aplikator
3. Perhitungan dan optimalisasi distribusi dosis
4. Evaluasi distribusi dosis [2]

3. METODE / METODOLOGI

3.1. Model Phantom

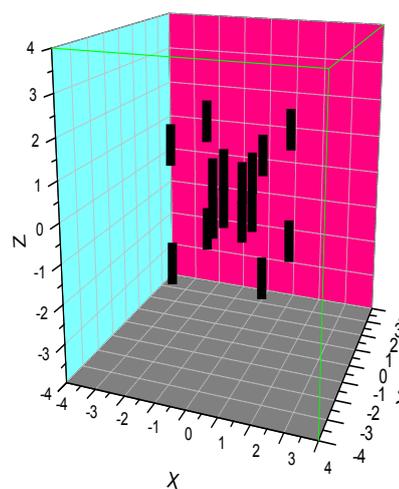
Model phantom yang dirancang dalam bentuk tiga dimensi, berupa kubus dengan ukuran 8×8×8 cm. Penggambaran kubus ini dengan membagi elemen voxel (volume elemen) menjadi 40×40×40, artinya setiap satu voxel dengan voxel lainnya berjarak 0,2. Pada koordinat tersebut ditempatkan prostat dan organ disekitarnya pada koordinat tertentu sebagai penggambaran keadaan sebenarnya. Adapun rancangan yang dibuat adalah sebagai berikut :

No	Nama Anatomi	Medium	Volume (cm ³)	Jarak (x,y,z) (cm)	Jarak Voxel
1	Bladder (Kandung Kemih)	ICRU700 Tissue	2×2×2	x= 2-4, y = 0-2, z = 2-4.	x = 31-40 y = 21-30 z = 31-40
2	Prostat	ICRU700 Tissue	4×4×4	x = -2-2, y = -2-2, z = -2-2.	x = 11-30 y = 11-30 z = 11-30
3	Rektum	ICRU700 Tissue	1×1×1	x= -4-3, y = 0-1, z = 0-1.	x = 1-5 y = 21-25 z = 21-25
4	Jaringan sehat sekitar phantom	ICRU700 H ₂ O	40×40×40	x = -4-4, y = -4-4, z = -4-4.	x = 1-40 y = 1-40 z = 1-40

Dipilihnya medium ICRU 700 H₂O (air) sebagai medium yang paling tepat mewakili jaringan sehat di sekitar target, sedangkan anatomi prostat, kandung kemih dan rectum diwakili oleh medium ICRU 700 Tissue. Tujuan utama pemilihan media ini adalah agar model yang dibuat mendekati keadaan anatomi prostat dan jaringan sehat disekitarnya.

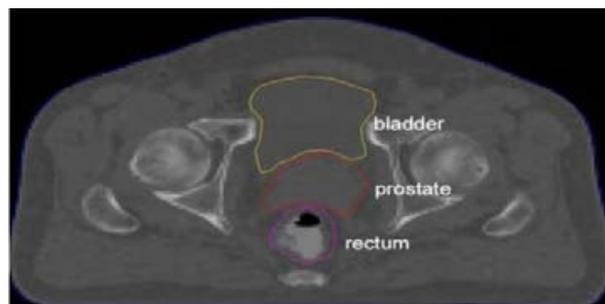
Seed I¹²⁵ ditanam pada jarak 0,5 cm, 1 cm, dan 1,5 cm dari pusat phantom (0,0,0) cm. Variasi jarak penanaman seed ini dilakukan bertujuan melihat pengaruh jarak seed terhadap sebaran dosis pada materi atau bahan disekitar model yang terdiri dari prostat, bladder, rektum dan jaringan sehat. Dalam penelitian ini perlakuan yang diberikan antara lain:

Gabungan enam belas seed I¹²⁵ model 6711 yang ditanam pada jarak yang bervariasi yaitu delapan seed I-125 model 6711 pada jarak 0,5 cm dan delapan seed I¹²⁵ model 6711 pada jarak 1,5 cm, kemudian dilihat sebaran dosis yang terjadi pada geometri phantom.



Gambar 1: Model phantom dengan posisi gabungan enam belas seed pada koordinat yang bervariasi

Bentuk model ini didasarkan pada bentuk kanker yang diambil dari referensi.



Gambar 2: Pencitraan CT dari prostat. (Sumber : Widita. R., Thesis Doctoral)

3.2. Egs nrc (DOSxyz_nrc)

Untuk simulasi digunakan sistem Monte Carlo EGS_nrc atau lebih tepatnya dosxyz_nrc. Software ini adalah software gratis untuk kepentingan non komersial. Pada software dosxyz_nrc ini pengguna dapat menggambarkan geometri, material, spektrum energi dan menentukan jumlah partikel yang akan diberikan pada saat simulasi.

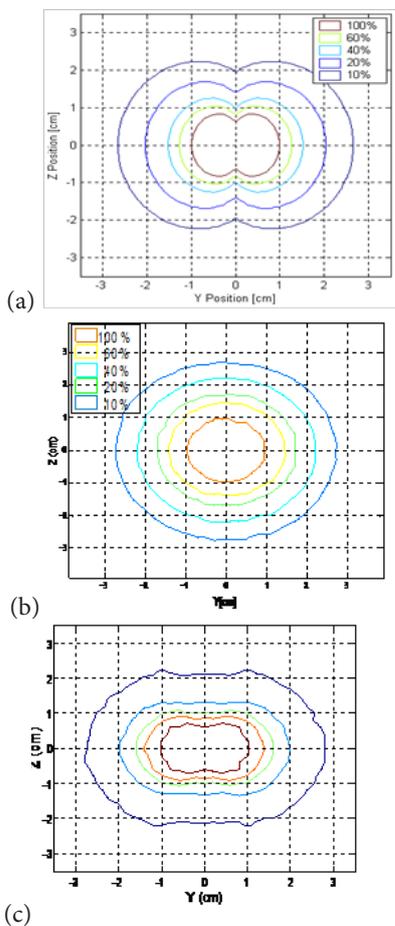
Pada penelitian ini diambil sampel sebanyak 300.000.000 partikel. Penanaman sumber radioaktif I-125 ditanam satu-satu pada koordinat yang telah ditentukan, sedangkan media yang disimulasikan adalah H₂O ICRU700 untuk jaringan sehat disekitar target dan media prostat, bladder (kandung kemih) dan rektum digunakan ICRU700 Tissue. Kemudian dilihat bagaimana penyebaran dosis pada model 6711 yang dibuat.

Dipilihnya media H₂O ICRU700 dan ICRU700 Tissue dalam simulasi karena kedua media memiliki kepadatan (kerapatan) fisik menyerupai prostat dan organ beresiko yang menyerupai anatomi keduanya. [3]

4. HASIL DAN PEMBAHASAN

4.1. Validasi Model dengan Standar Task Group (TG 43)

Standar yang digunakan untuk menghitung laju dosis disekitar sumber brachytherapy adalah dokumen TG 43. Berikut dibandingkan kurva isodosis dari TG 43 dengan salah satu kurva isodosis yang didapatkan dari model.

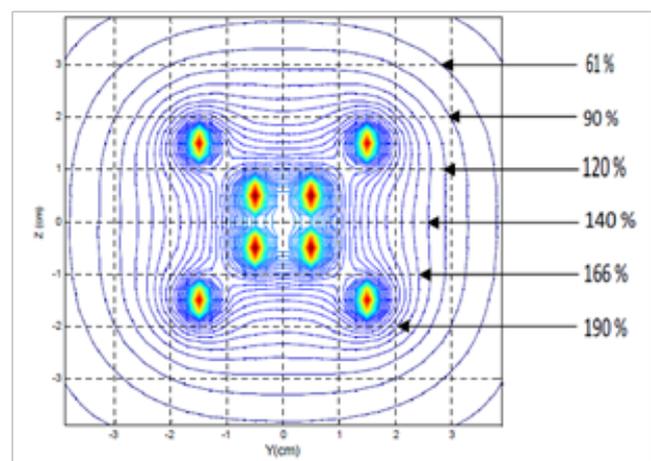


Gambar 3: (a). Kurva Isodosis seed I.1 25 model 6711 dihitung oleh protocol TG 43 (b). Kurva Isodosis seed I. 125 model 6711 phantom air tanpa Ti dihitung dengan dosxyz_nrc MonteCarlo (c). Kurva Isodosis seed I. 125 model 6711 phantom air dengan Ti dihitung dengan dosxyz_nrc MonteCarlo (Sumber : (a). Badrigan dari Dokumen TG43 (b) dan (c) Data penelitian.)

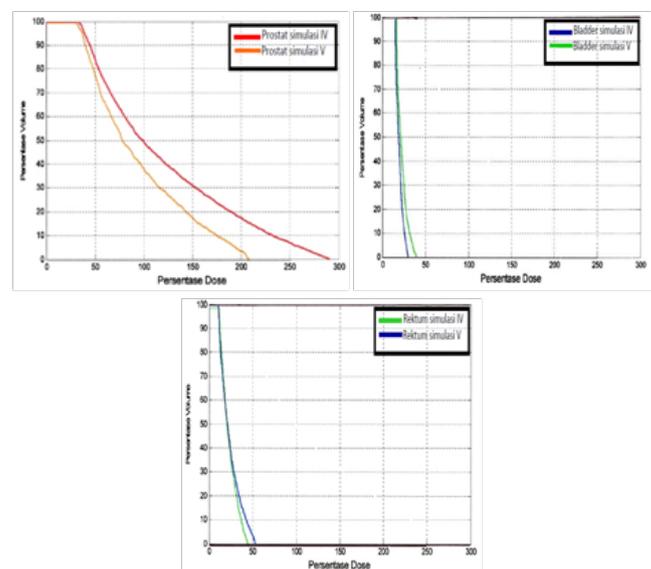
Sebagai perbandingan pada gambar (a) adalah kurva isodosis dari TG 43 yang dijadikan kurva pembandingan, sedangkan gambar (b) adalah kurva isodosis yang didapatkan dari sebaran dosis pada model hasil simulasi dosxyznrc. Kedua metoda ini menggunakan spektrum I-125. Kedua gambar tersebut menunjukkan hasil yang hampir sama antara kurva isodosis pada protokol TG 43 dengan simulasi MonteCarlo. Dilakukan pembandingan dengan protokol TG 43 ini bertujuan agar model yang dibuat ini layak untuk dinalisis lebih lanjut. Pada gambar IV.3 (c) kurva isodosis yang menggunakan spektrum I. 125 model 6711 full artinya sesuai dengan desain aslinya. Pada kurva isodosis yang didapatkan memiliki sebaran dosis yang hampir sama, hanya saja kurang melebar dibagian bawahnya, hal ini peneliti duga karena voxel yang digunakan tidak terlalu besar. Dalam penelitian ini hanya digunakan voxel berukuran 40×40×40. Dengan panjang phantom 8×8×8 cm.

4.2. Distribusi dosis gabungan enam belas seed I.125

Untuk melihat pengaruh jumlah seed terhadap distribusi dosis serap untuk organ target dan organ beresiko, maka gabungan seed I-125 dibuat sebanyak enam belas seed. Simulasi enam belas seed I-125 pertama ditempatkan pada jarak 0,5 dan 1,5 cm dari pusat phantom. Adapun kurva isodosis hasil simulasi dapat dilihat pada Gambar (4). Berdasarkan gambar ini terlihat distribusi dosis hingga jarak 4 cm dari pusat phantom dengan nilai dosis 61%.



Gambar 4: Kurva Isodosis gabungan enam belas seed I.1 25 model 6711 pada jarak 0,5 dan 1,5 cm (Data penelitian).



Gambar 5: Grafik Dose Volume Histogram gabungan enam belas seed I.1 25 model 6711 (Sumber : Data penelitian).

Tabel 1: Area volume yang dikenai dosis pada target dan resiko organ gabungan enam belas seed I.125 model 6711 pada jarak 0,5 cm dan 1,5 cm dari pusat phantom

	V10	V20	V60	V90	V100
Prostat	< 200%	< 150%	< 80%	< 50%	< 50%
Bladder	< 50%	25%	< 25%	< 20%	< 20%
Rektum	< 50%	< 50%	< 25%	< 20%	< 20%

Pada **Tabel 1** dapat dilihat bahwa volume 100% kanker prostat mendapatkan dosis kurang dari 50%. Untuk organ beresiko hanya mendapatkan dosis kurang dari 20%. Sedangkan untuk volume 10% kanker prostat mendapatkan dosis yang sangat tinggi yaitu hampir 200%, sedangkan

Jika dibandingkan distribusi dosis yang diterima masing-masing organ baik target maupun organ beresiko untuk gabungan enam belas seed I.125, ternyata jumlah seed berpengaruh terhadap nilai dosis serap pada masing-masing organ.

Jika lebih lanjut dibandingkan untuk gabungan 8 seed I-125 didapatkan data sebagai berikut : [4]

Tabel 2: Area volume yang dikenai dosis pada target dan resiko organ seed I.125 model 6711

	V10	V20	V60	V90	V100
Prostat	110%	< 100%	< 40%	< 20%	< 20%
Bladder	< 20%	< 20%	10%	< 10%	< 10%
Rektum	< 30%	< 20%	10%	< 10%	< 10%

Pada **Tabel 2** dapat dijelaskan bahwa untuk volume 100% kanker prostat mendapatkan dosis kurang dari 20% dan untuk organ beresiko hanya mendapatkan dosis separuhnya. Sedangkan untuk volume 10% untuk kanker prostat mendapatkan dosis yang sangat tinggi yaitu mencapai 110%, sedangkan untuk bladder dan rektum masing-masing hanya mendapatkan dosis kurang dari 20% dan 30%.

Berdasarkan perbandingan data tersebut dapat dilihat optimasi untuk kedua perlakuan ini sangat signifikan. Terjadi kenaikan untuk target maupun organ beresiko lebih dari 100%.

5. KESIMPULAN

Distribusi dosis yang didapatkan pada perlakuan untuk gabungan enam belas seed I-125 yang ditempatkan pada jarak 0,5 cm sampai 1,5 cm dari pusat phantom, ditemukan bahwa terjadi peningkatan yang sangat signifikan untuk dosis serap untuk masing-masing organ. Kenaikan itu mencapai lebih dari 100%, jika dibandingkan kalau hanya dilakukan untuk gabungan delapan seed [4].

Untuk perlakuan dengan jumlah voxel hingga 16 seed I-125 pada koordinat yang bervariasi. Ternyata untuk keadaan ini dosis serap tertinggi berada pada gabungan enam belas seed I-125 pada koordinat 0,5 cm dan 1 cm baik pada target maupun organ beresiko.

Dari kedua perlakuan ini, dapat disimpulkan bahwa jumlah seed sangat berpengaruh terhadap distribusi dosis serap untuk masing-masing organ baik target maupun organ beresiko. Semakin banyak seed ditanam pada model phantom semakin tinggi dosis serap pada masing-masing organ. Peningkatan dosis serap ini tidak hanya terjadi pada organ target, namun juga terjadi pada organ beresiko.

UCAPAN TERIMA KASIH

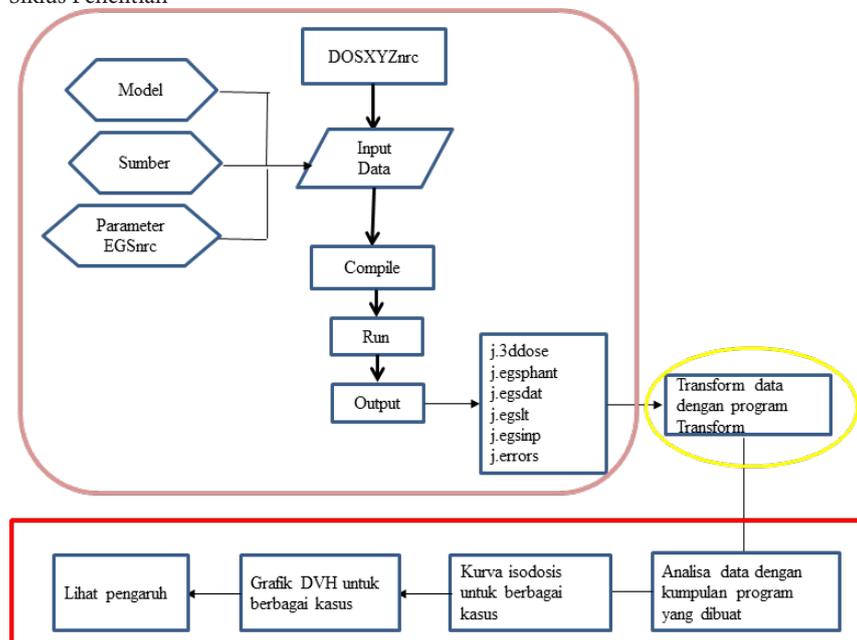
Penulis mengucapkan terimakasih kepada semua pihak yang telah membantu sehingga penelitian ini dapat diselesaikan tepat waktu, atas kerjasama yang baik tersebut saya ucapkan terimakasih..

DAFTAR PUSTAKA

- [1] **Badragan, I and Sterian P.** (2009); *Space Phase Characteristic of A Typical I-125 Brachy Seed, Modelled By Monte Carlo Techniques. U.P.B Sci. Bull, Series A, Vol 71. 4. 81-88.*
- [2] **Baltas. D and Zamboglou. N.** (2006); *2D and 3D Planning in Brachytherapy, Springer, USA.*
- [3] **Stabin, M and Zaidi H.** (2003); *Monte Carlo for use in therapeutic nuclear medicine. Institute of Physics Publishing. 133-153.*
- [4] **Junios** (2013); *Pengaruh Jumlah Seed Terhadap Distribusi Dosis I.125 Brachyseed pada Model Kanker Prostat dengan Dose Volume Histogram. Vol. I No. 34. 83-92.2013.*

LAMPIRAN

Siklus Penelitian





Seminar Keselamatan Nuklir 2015

Lampiran Presentasi Pembicara Kunci





SAFETY EVALUATION AND LICENSING OF HTGR - SAMPLE CASE OF JAPANESE HTTR -

Liem Peng Hong

Nippon Advanced Information Service Co., Inc
liemph@nais.ne.jp

SAFETY EVALUATION AND
LICENSING OF HTGR
- SAMPLE CASE OF JAPANESE HTTR -

Liem Peng Hong
(Nippon Advanced Information Service Co., Inc)

August 13, 2015

Seminar Keselamatan Nuklir 2015
(Nuclear Safety Seminar 2015), BAPETEN, Jakarta

Contents (Part 1 - HTTR)

2

- Safety Features of **HTGRs**
- Brief introduction of **HTTR**
- Safety Design, Evaluation and **Licensing** of HTTR
- **Analytical Codes** for Safety Evaluation
- Anticipated Operational Occurrences (**AOO**)
- Accidents (**ACD**)
- Beyond Design Based Accident (**BDBA**)
- Summary

Contents (Part 2 – HTR Modul)

3

- Introduction of **HTR-Modul 200** (**Reference Design of BATAN EPR**)
- Research and Code Development Activities
- Impact of **In-Core Fuel Management** Strategy on Safety of HTR-Modul 200
- Anticipated Operational Occurrences (**AOO**)
- Accidents (**ACD**)
- Summary

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

4

PART 1

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

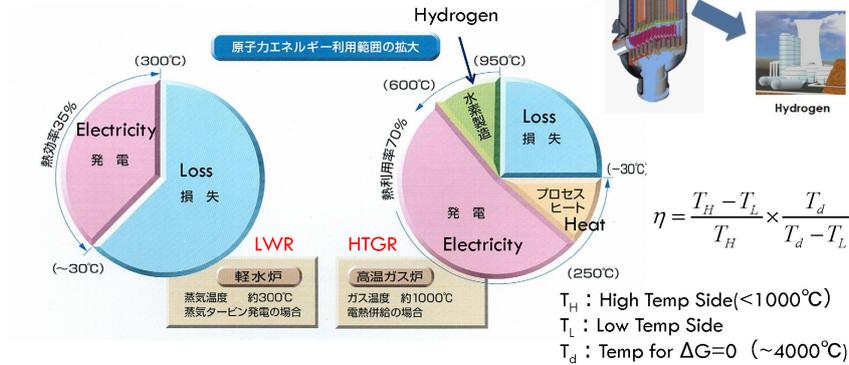
5

Safety Features of HTGRs

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

Features of HTGR (1)

- High temperature heat supply capability
- High thermal efficiency

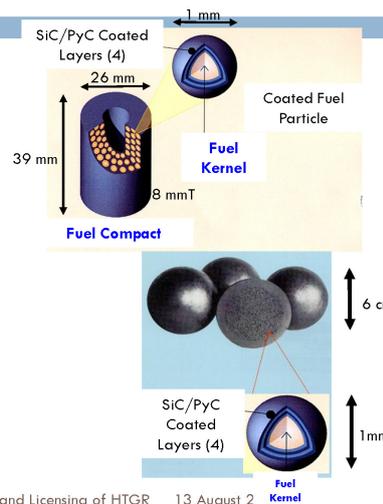


13 August 2015

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR

Features of HTGR (2)

- Fully ceramic refractory core
 - Coated Fuel Particle:
 - Robust
 - High burnup
 - High conversion ratio
 - Helium Coolant:
 - Chemically inert and non-corrosive coolant
 - Single-phase
 - Neutronically and optically transparent
 - Graphite Moderator and Reflector:
 - High thermal capacity

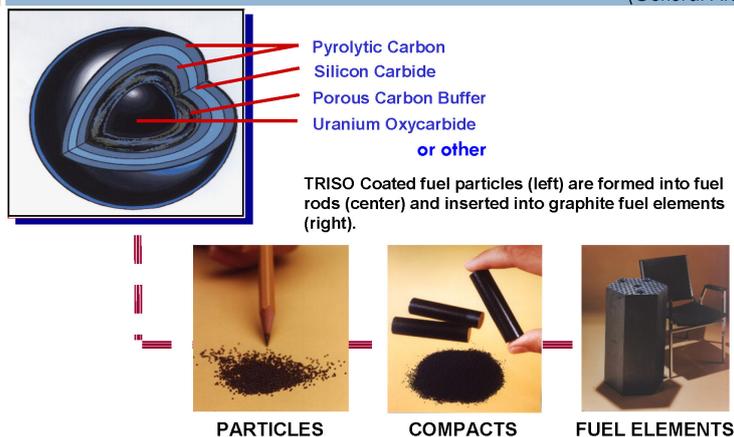


Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2

Features of HTGR (3)

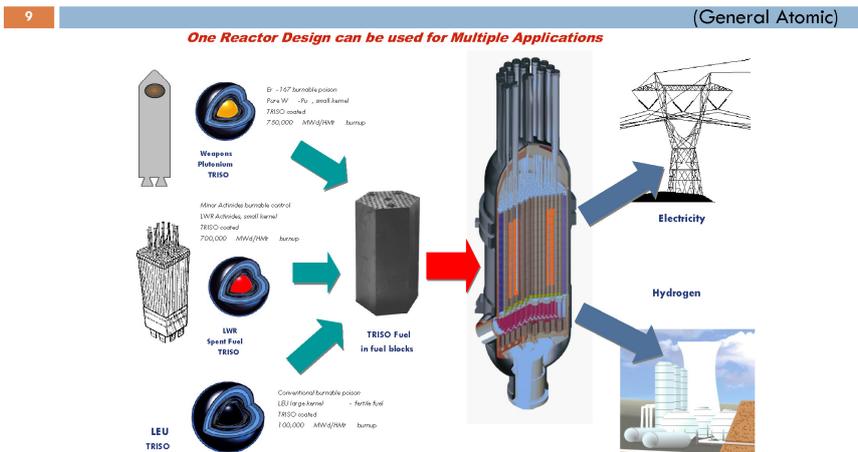
8

(General Atomic)



Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

Features of HTGR (4)



Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

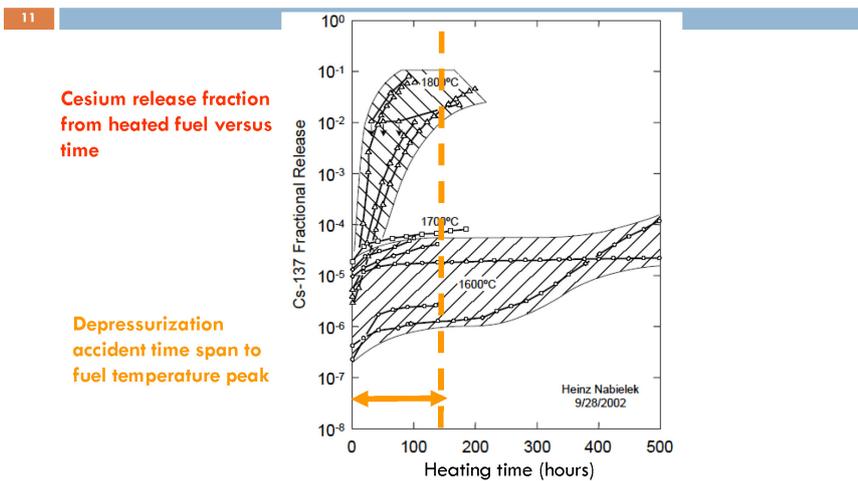
Features of HTGR (5)

10

- Safety Features
 - Inherent safety features (no FP release during severest depressurization accident)
 - Slow accident progression due to large heat capacity and low power density
 - Self stabilization of nuclear transients
- Fuel characteristics resistant to proliferation risk

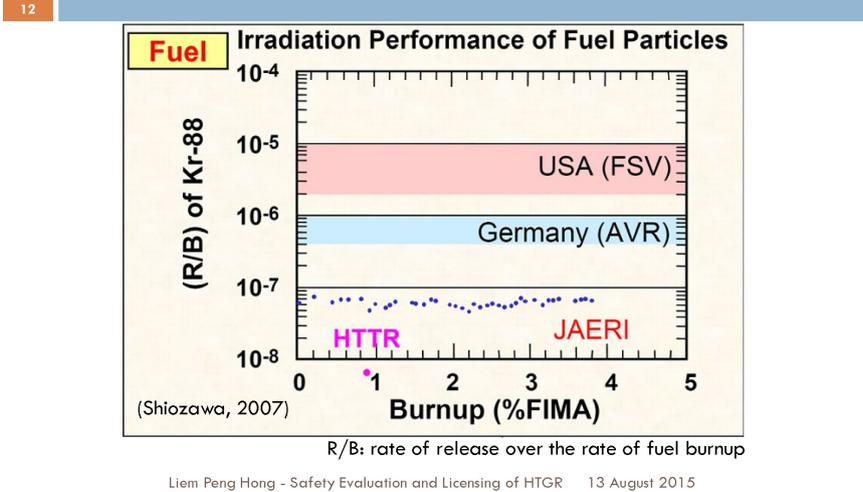
Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

Features of HTGR(6)



Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

HTGR Fuel Particle Performance

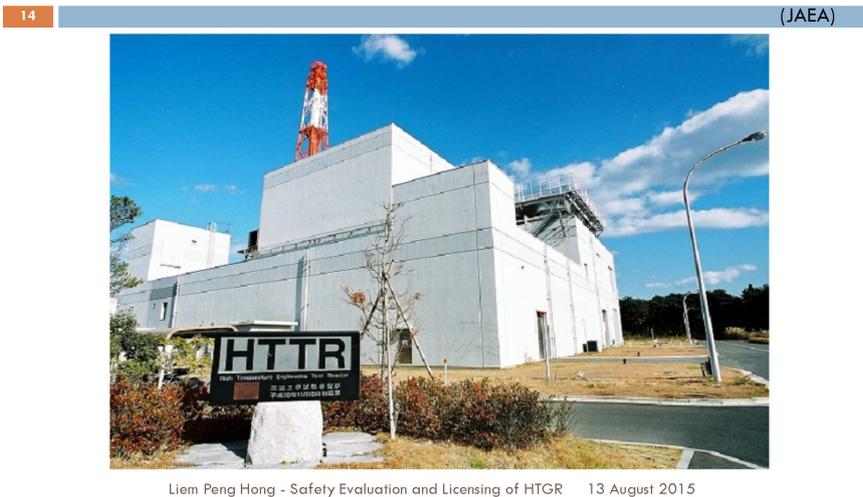


13

High Temperature Test Reactor (HTTR)

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

HTTR Building Exterior



HTTR Building Interior

15
(JAEA)

Crane, Air cooler, Refueling machine, Spent fuel storage pool, Reactor pressure vessel, Intermediate heat exchanger, Pressurized water cooler, Reactor containment vessel

1990/11 Installation permit
 1991/03 Construction started
 1998/07 First fuel loading started
 1998/11 First criticality
 1999/01 Full loaded core
 2001/12 Full power (single loaded) at 850 C
 2002/02 Full power (parallel loaded) at 850 C
 2002/03 Operation permit
 2003/03 Safety demonstration tests
 2004/04 High temp operation (single loaded) at 950 C
 2004/06 High temp operation (parallel loaded) at 950 C

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

HTTR General Data

16
(JAEA)

Thermal Power	30MW
Outlet coolant temperature	850°C/950°C
Inlet coolant temperature	395°C
Fuel	Low enriched UO ₂
Fuel element type	Prismatic block
Direction of coolant flow	Downward flow
Pressure vessel	Steel
Number of main cooling loop	1
Heat removal	Intermediate heat exchanger (IHX) Pressurized water cooler (PWC)
Primary coolant pressure	4MPa
Containment type	Steel containment
Plant lifetime	About 20 years

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

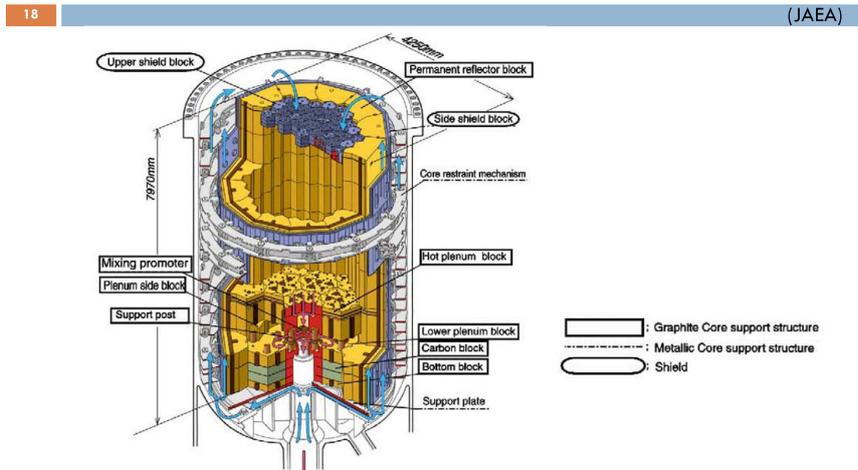
Vertical & Horizontal Cross Sections

17
(JAEA)

Stand pipe, Reactor pressure vessel, Control rod, Core, Core restraint mechanism, Support post, Main coolant outlet pipe, Auxiliary coolant outlet pipe, Permanent reflector, Replaceable reflector, Hot plenum block, Thermal insulator, Core support grid, Concrete, Control rods, Irradiation test column, Fuel zone (fuel column loading number), Reactor pressure vessel, Replaceable reflector, Permanent reflector

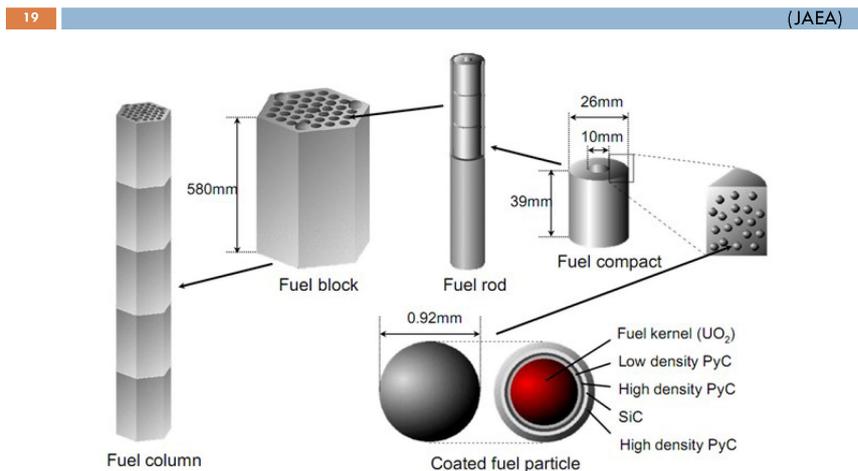
Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

Reactor Core Internals



Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

Fuel Configuration



Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

Reactor Cooling System

- 20
- **Main Cooling System (MCS)** x 1 (30 MWth, 97 % of rated power)
 - Normal operation
 - Residual heat removal (scram/shutdown)
 - **Auxiliary Cooling System (ACS)** x 1 (3.5 MWth)
 - Engineered safety feature
 - Residual heat removal (scram/shutdown)
 - Core restraint mechanism thermal protection by forced cooling (A00 and normal operation)
 - **Vessel Cooling System (VCS)** x 2 (0.6 MWth)
 - Engineered safety feature
 - Two independent systems
 - Backed up with a emergency power supply (small gas turbine-generator)
 - Core and RPV thermal protection (especially when ACS failed)

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

Cooling System of HTTR

21

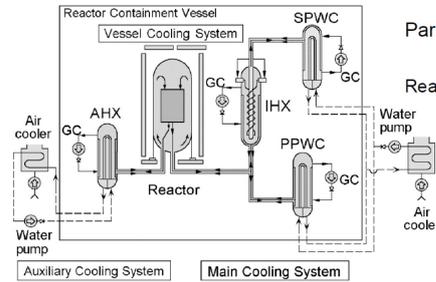
Takizuka (2004)

Loop operation modes:

Single loaded operation

 Reactor → PPWC
 30 MW

Parallel loaded operation

 Reactor → PPWC
 20 MW
 Reactor → IHX → SPWC
 10 MW


AHX: Auxiliary heat exchanger
 GC: Gas circulator
 IHX: Intermediate heat exchanger
 PPWC: Primary pressurized water cooler
 SPWC: Secondary pressurized water cooler

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

22

HTTR Safety Design, Evaluation and Licensing

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

HTTR Safety Guidelines and Licensing

23

- Japanese Nuclear Safety Committee (NSC) Guidelines:
 - Guidelines for Safety Evaluation of LWR Power Plant (Safety Evaluation Guidelines, NSC) + Specific design features of HTGR (HTTR)
 - Guidelines for Reactor Siting Evaluation (for Major and Hypothetical Accidents)
 - Single failure (malfunction, single operator error)
- Considered Events:
 - Anticipated Operational Occurrences (AOOs)
 - Accidents (ACDs)
 - Beyond Design Basis Accident (BDBA)
 - Major Accidents
 - Hypothetical Accidents

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

Safety Design, Evaluation and Licensing

24

- Unique characteristics of HTRs, different from LWRs: large heat capacity of the core and reflector, coated fuel particles, inert helium coolant etc.
- Procedure of safety design and safety evaluation
 - ▣ Selection of **evaluation items** from the standpoints of **acceptance criteria**
 - ▣ Selection of **events** to be evaluated for each evaluation item
 - ▣ Probabilistic evaluation is made to obtain **event frequency**
 - ▣ Classification of events into **AOO** (anticipated operational occurrence), **ACD** (accident) and **BDBA** (beyond design base accident)
 - ▣ Analysis of transient behavior of each evaluation item by **safety evaluation codes**
 - ▣ Confirmation that the result of each evaluation item meets the **acceptance criteria**
 - ▣ Review of the safety in all off-normal states by the **regulatory authority** (STA, then MEXT)
- Normal operation safety goal (dose) < **0.05 mSv/year**

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

Safety Design Principles

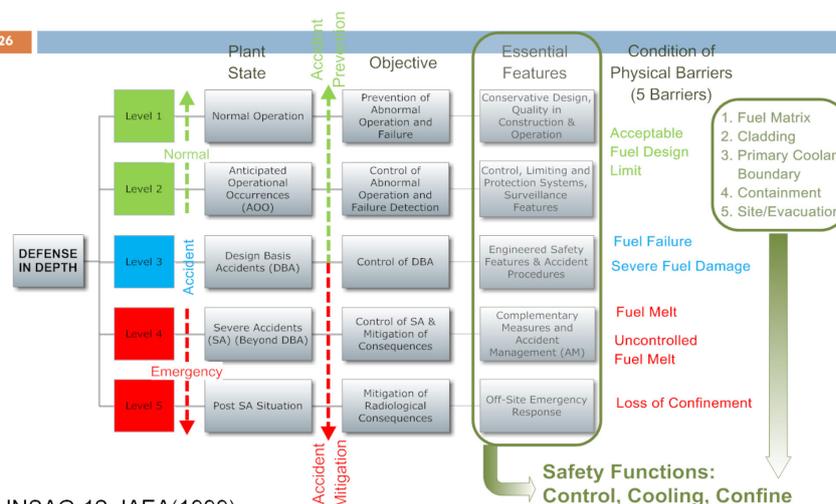
25

- Top level regulatory criteria
 - ▣ ALARA/ALAP
- Fundamental safety functions
 - ▣ Control of reactivity, removal of heat from core, confinement of radioactive material
- Defense in depth
 - ▣ Prevention, control and mitigation of off-normal events
- Safety classification
- Safety design criteria
 - ▣ Fuel, graphite structure, high-temperature metallic components, seismic design
- Quality assurance

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

Safety Philosophy Defense in Depth

26



INSAG-12, IAEA(1999)

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

27 Analytical Codes for Safety Evaluation

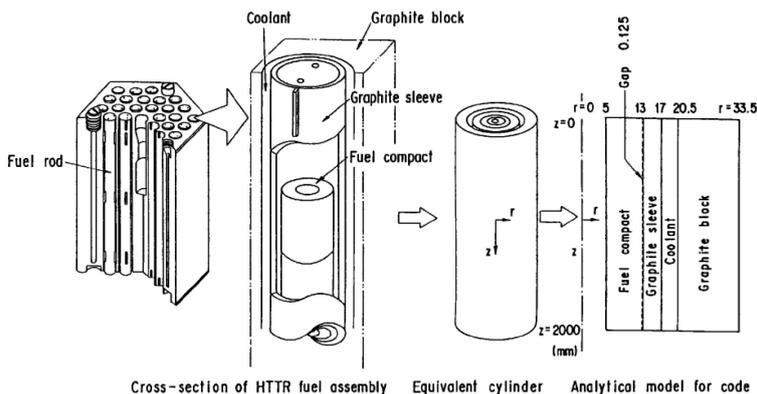
Analytical Codes for Safety Evaluation (1)

28

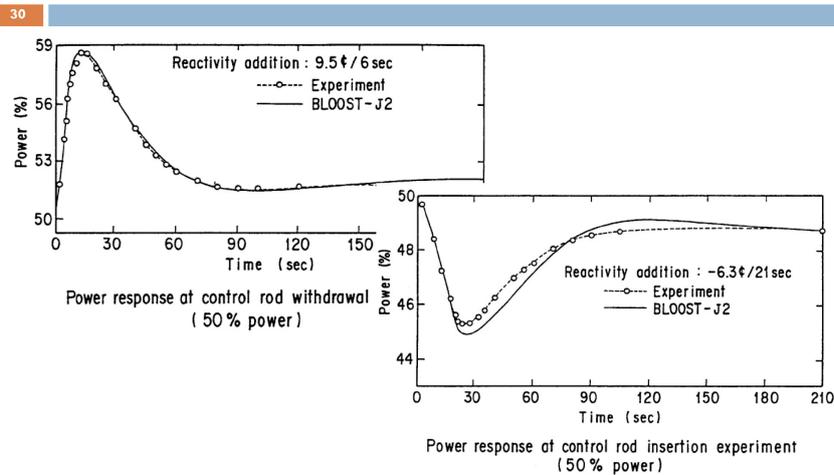
- **BLOOST-J2** (Nakagawa et al., 1989)
 - ▣ Effects of reactivity and flow rate change on reactor power and temperature
 - ▣ Modified from BLOOST5 code (Merril, 1965) to adopt the HTTR configuration
 - ▣ Validated by comparing with control rod withdrawal/insertion experiments in FSV at 50 % power
- **THYDE-HTGR** (Hirano and Hada, 1990)
 - ▣ Plant dynamics
 - ▣ Modified from THYDE code (Asahi et al., 1986) to treat helium gas behavior in transient conditions. The THYDE code itself was validated by comparing with various experiments such as LOFT (Hirano, 1982)
 - ▣ Validated by comparing with control rod withdrawal/insertion experiments in FSV at 50 % power and ERANS thermal-hydraulic experiments

BLOOST-J2 Code (1)

29



BLOOST-J2 Code (2)



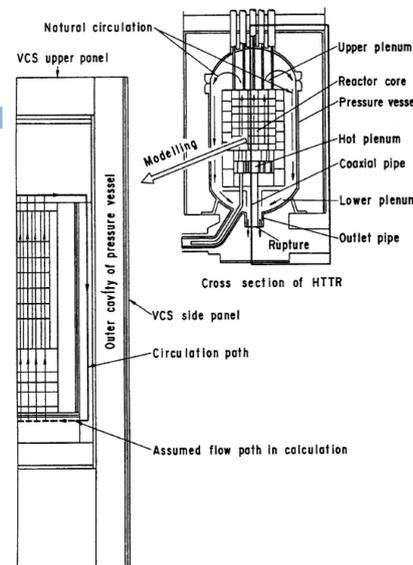
Analytical Codes for Safety Evaluation (2)

- 31
- **TAC-NC** (Kunitomi et al., 1989)
 - Transient core thermal-hydraulics during loss of forced cooling accident (such as depressurization accident)
 - Modified from TAC-2D code (Clark et al., 1965) to add natural circulation heat transfer in the core
 - Validated by comparing with an air ingress experiment (simulation of a rupture of the coaxial double primary pipes of the HTTR)
 - **RATSAM6 / COMPARE-MOD1**
 - RATSAM6 (Deremer et al., 1977)
 - Mass and energy released from the reactor into containment vessel (during a rupture of the coaxial double primary pipes)
 - Validated by comparison with experimental results (1/8 scaled apparatus simulating the PCS of the Calder Hall-type reactor)
 - COMPARE-MOD1 (Gido et al., 1978)
 - Pressures and temperatures in the containment vessel
 - Certified by US NRC as a safety analysis code

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

TAC-NC Code (1)

- 32
- Analytical model

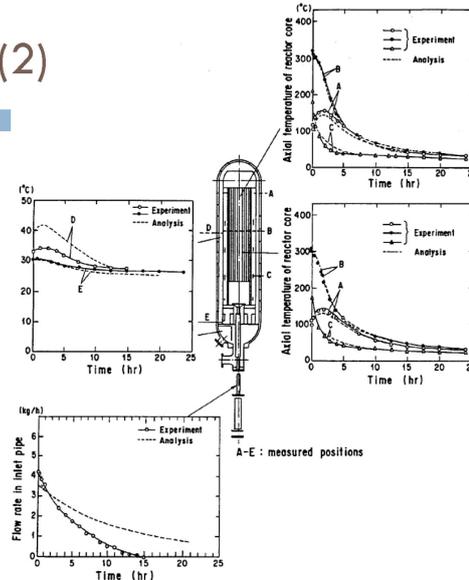


Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

TAC-NC Code (2)

33

Validation results



Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

Analytical Codes for Safety Evaluation (3)

34

GRACE / OXIDE-3F

GRACE (Kawakami, 1986)

- Space distributions of graphite material oxidation and concentration distribution of oxygen in a mixed gas of air and helium (air ingress accident: rupture of double coaxial pipes)
- Validated by comparing with a graphite oxidation experiment
- Mass transfer correlation based on heat transfer correlation

OXIDE-3F (Perominan, 1975)

- Oxidation reaction of graphite materials with steam (steam ingress accident: rupture of heat transfer tubes of PPWC)
- Similar calculational model with GRACE code

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

Analytical Codes for Safety Evaluation (4)

35

FLOWNET / TRUMP (Maruyama et al., 1988)

- Temperatures in a fuel block during coolant channel blockage
- FLOWNET: 1-D flow network code
- TRUMP: 3-D heat conduction code
- Validated by comparing with multi-channel uniform/non-uniform power distribution (heating) tests at HENDLE (Helium Engineering Demonstration Loop)

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

AOO (2) – Acceptance Criteria

39

- Peak fuel temperature < 1600 C
- Pressure on reactor pressure boundary < 5.28 MPa (1.1 times of maximum pressure in service)
- Temperature of the reactor pressure vessel (RPV) < 500 C (2 ¼ Cr-1Mo steel limit)
- Temperature of the primary pressurized water cooler (PPWC) < 600 C (austenite stainless steel limit)
- Temperature of the intermediate heat exchanger (IHX) tube < 980 C (Hastelloy XR limit)

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

AOO (3) – Analytical Conditions

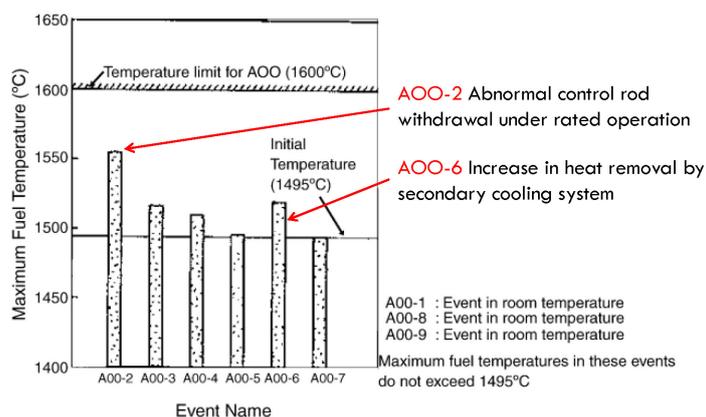
40

- Conservatism in the AOO analyses
 - 102.5 % power (power calibration error, measurement errors, temperature & pressure fluctuations)
 - +/- 17 C core outlet temperature
 - +/- 2 C core inlet temperature
 - +/- 0.15 MPa coolant pressure
 - 20 % deviation of the best-estimated reactivity temperature coefficients for fuel and moderator
 - 4.0 % dk/k total reactivity worth of control rods on scram (a control rod pair with maximum reactivity worth stuck)
 - Single failure of a safety system
 - 1495 C fuel temperature (calculated result based on conservative design parameters)
 - 1.2 x decay heat

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

AOO (4) – Analytical Results

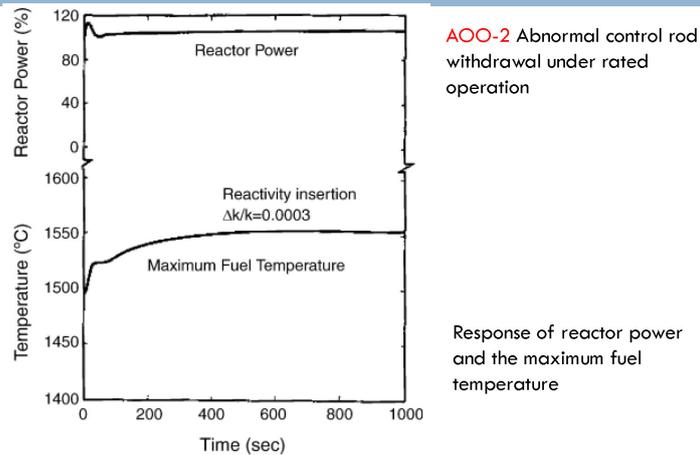
41



Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

AOO (5) – Analytical Results

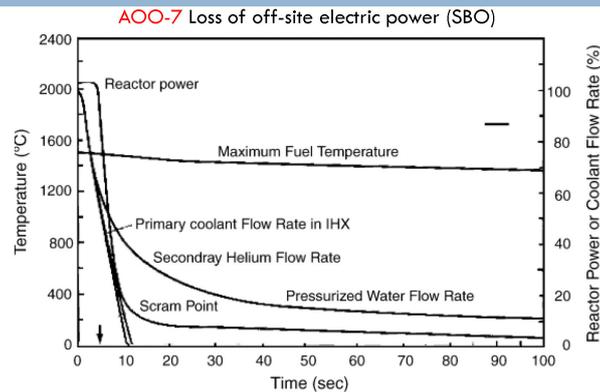
42



Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

AOO (6) – Analytical Results

43



Response of the fuel temperature and coolant flow rates during loss of off-site electric power

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

AOO (7) – Summary

44

- All parameters were within the limits in each event
- Maximum fuel temperature: 1555 C < 1600 C (AOO-2: abnormal control rod withdrawal during the rated operation)
- Maximum coolant pressure: 4.39 MPa < 5.28 MPa (AOO-4: increase in primary coolant flow rate)
- Maximum RPV temperature: around initial temperature
- Maximum PPWC heat transfer tube temperature: 358 C < 600 C (AOO-6: increase in heat removal by secondary system; AOO-9: abnormality during safety demonstration tests)
- Maximum IHX heat transfer tube temperature: 949 C < 980 C (AOO-4: increase in primary coolant flow rate)

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

45 Accidents

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

ACD (1) – Selected Events

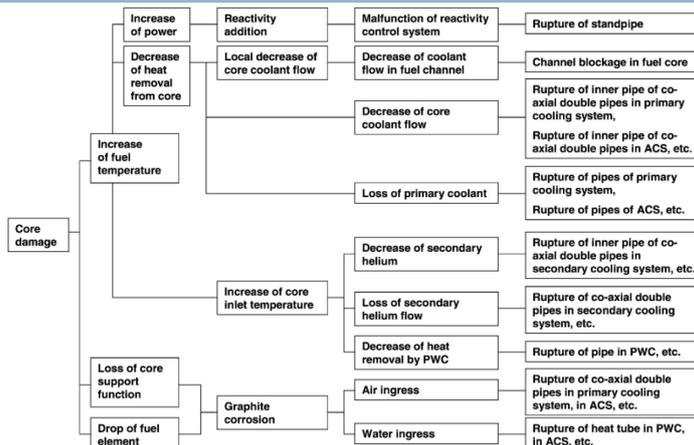
46

- ACD-1 Channel blockage in fuel block
- ACD-2 Rupture of inner pipe of coaxial double pipes in primary cooling system
- ACD-3 Rupture of inner pipe of coaxial double pipes in secondary cooling system
- ACD-4 Rupture of coaxial double pipes in secondary cooling system
- ACD-5 Rupture of pipe in pressurized water cooling system (PWCS)
- **ACD-6 Rupture of coaxial double pipes in primary cooling system (PCS)**
- ACD-7 Rupture of heat tube in pressurized water cooling system (PWCS)
- ACD-8 Rupture of pipe in primary coolant purification system
- ACD-9 Rupture of pipe in processing facilities of radioactive gaseous waste
- ACD-10 Rupture of sweep gas pipe in irradiation test facilities
- ACD-11 Rupture of standpipe

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

Example of Event Selection (ACD)

47



Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

ACD (2) – Acceptance Criteria

48

- Reactor core shall not be seriously damaged and can be cooled sufficiently
- **Maximum fuel temperature is not specified**
- Pressure on reactor pressure boundary < 5.75 MPa (1.2 times of maximum pressure in service)
- Temperature of the reactor pressure vessel (RPV) < 550 C (2¼Cr-1Mo steel limit)
- Temperature of the primary pressurized water cooler (PPWC) < 650 C (austenite stainless steel limit)
- Temperature of the intermediate heat exchanger (IHX) tube < 1000 C (Hastelloy XR limit)
- Pressure on containment boundary < 0.49 MPa (maximum service pressure)
- **No significant risk** of radiation exposure to public

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

ACD (3) – Analytical Conditions

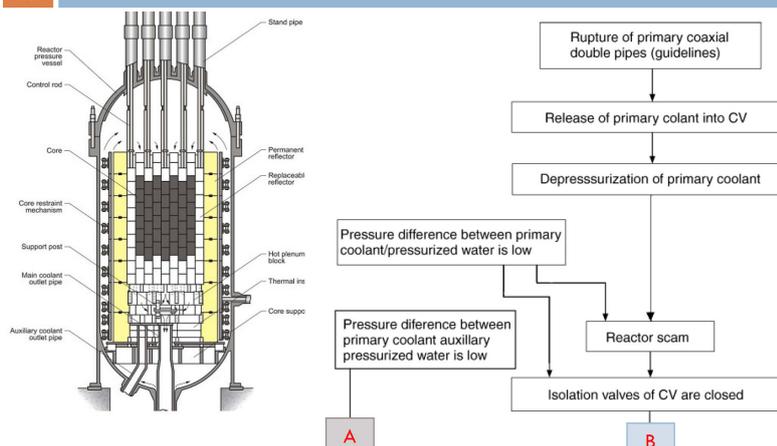
49

- Conservatism in the ACD analyses
 - ▣ AOO severest conditions adopted
 - ▣ Loss of off-site electricity assumed when the operation of engineered safety systems is anticipated
 - ▣ Emergency electric generation system (gas turbine generator) startup time 60 seconds delay

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

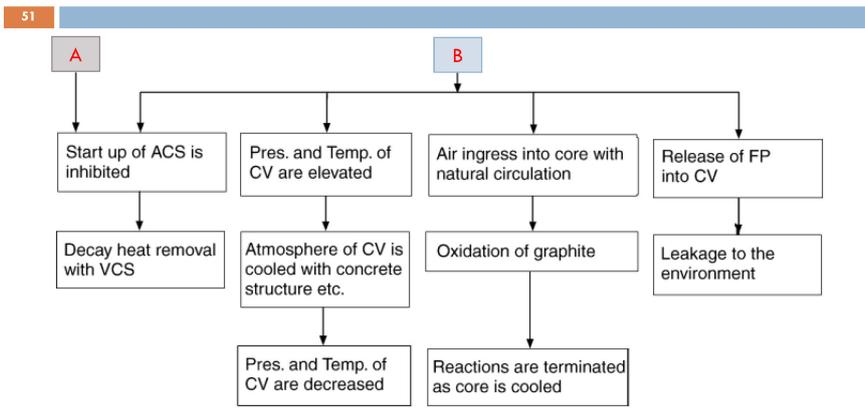
ACD (4) – ACD-6 (Depressurization Accident)

50



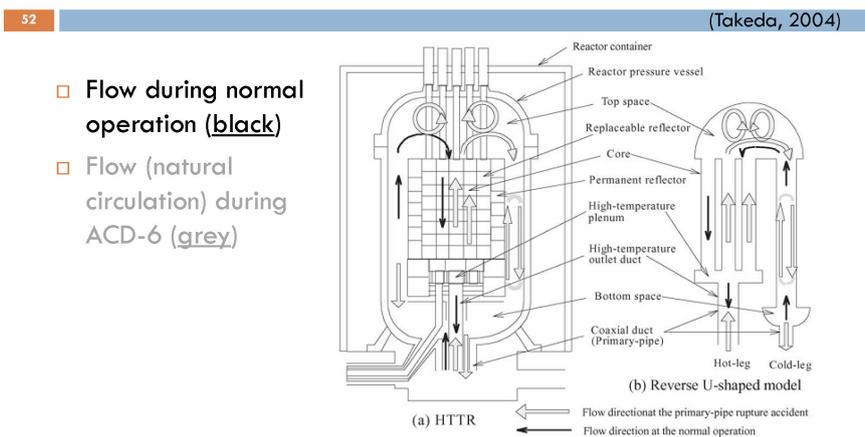
Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

ACD (5) – ACD-6 (Depressurization Accident)



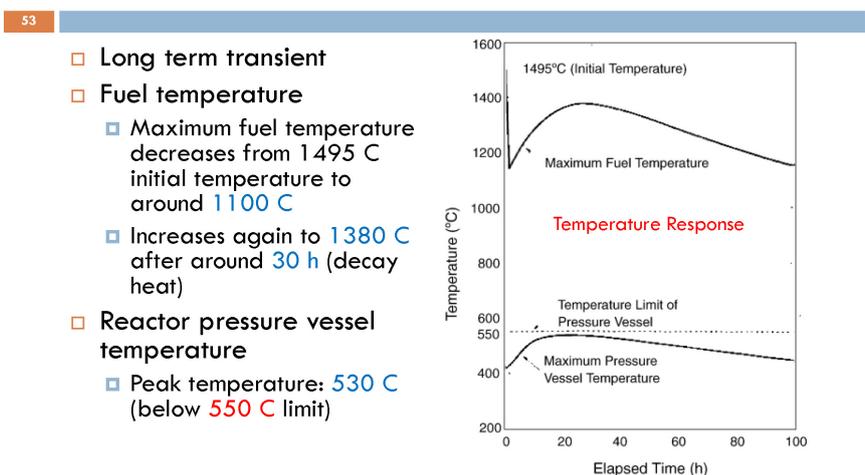
Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

ACD (6) – ACD-6 (Depressurization Accident)



Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

ACD (7) – ACD-6 (Depressurization Accident)



Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

Beyond Design Basis Accidents

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

BDBA (1) – Selected Events

- Basically are events identical to **depressurization accident** except for the source terms
- All of the FPs contained in the primary coolant are released into the CV immediately
- Release fractions of FP contained in the core are assumed the same with LWRs
 - **Major Accident**
 - 2 % noble gases
 - 1 % iodine
 - **Hypothetical Accident** (based on TID report, USAEC, 1962)
 - 100 % noble gases
 - 50 % iodine
- Time-dependent FP release scenario (in contrast with LWRs) is adopted (based on the largest oxidation rate of the core graphite components)
 - **Major Accident:** 100 h (linear)
 - **Hypothetical Accident:** 30 h (linear)
- In the future HTGR licensing, the FP release scenarios and parameters should be revisited

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

BDBA (2) – Analytical Conditions

- Site boundary (nearest): 280 m
- Stack height: 80 m
- FP release from stack and ground levels
- Atmospheric diffusion in 16 sectors

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

BDBA (3) – Analytical Results

60

- **Major Accident**
 - FP release amount
 - 7.2×10^{13} MeV Bq for noble gases
 - 2.4×10^{13} Bq for I-133 equivalent
 - Effective dose equivalents
 - 2.9 mSv for whole body (<0.25 Sv)
 - 0.052 mSv for thyroid of child (<1.5 Sv)
- **Hypothetical Accident**
 - Effective dose equivalents
 - 6.3 mSv for whole body (<0.25 Sv)
 - 1.3 mSv for thyroid of adult (<3.5 Sv)
 - 380 man Sv for whole population dose equivalent in the circle with its radius of 2200 km (<20,000 man Sv)

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

61

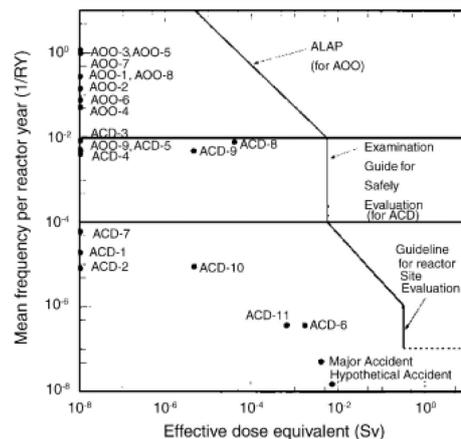
Summary

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

Safety Evaluation Summary

62

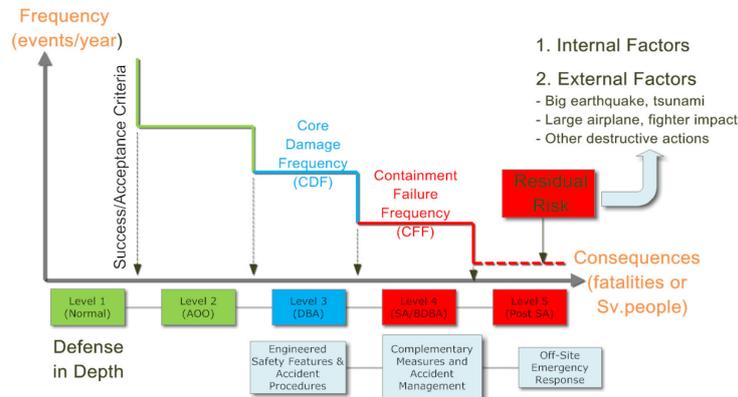
- **Depressurization Accident**
 - Coaxial double primary pipe rupture
 - Air ingress
 - Graphite oxidation
- **HTTR safety was evaluated as**
 - Integrities of the fuel and reactor coolant pressure boundary are maintained against all off-normal states
 - Accidents are well controlled and the release of radioactive materials is limited and well mitigated



Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

Safety Evaluation (IAEA)

63



Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

64

PART 2 (Personal Experience)

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

Safety Evaluation of HTR-Modul 200

65

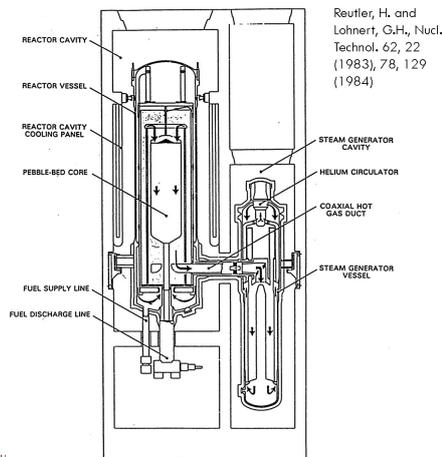
- Yukinori Hirose, Peng Hong Liem, Eiichi Suetomi, Tohru Obara, and Hiroshi Sekimoto, "Fuel Management Effects on Inherent Safety of Modular High Temperature Reactor", J. Nucl. Sci. Technol., 26[7] (1989), pp. 647-654.
 - OTTO and Multipass Fueling Scheme
 - Uranium and Thorium Fuel Cycle
 - 2-D Steady State & Transient In-Core Thermal-Hydraulics
- Liem, P.H., and Sekimoto, H., "Neutronic Modeling for Modular High Temperature Pebble-Bed Reactor during Reactivity Accident", J. Nucl. Sci. Technol., 29 (1992), pp. 805-812.
 - Spatial effects of neutron kinetics especially for fast reactivity transients or accidents
 - Point Reactor Model, Adiabatic Model
 - Quasi-static Model, Improved Quasi-Static Model
- Liem, P.H. and Sekimoto, H., "Review of the Safety Characteristics of OTTO Cycle HTR-Modul", Proceeding of the 2nd JAERI Symposium on HTGR Technologies, (October 21-23, 1992), JAERI-M 92-215 (1992), Oarai, Japan.
 - 2-D Few Group Neutron Diffusion (Static, Transient)
 - Coupled Neutronics-Thermal-Hydraulics (Primary Cooling System Disturbance Options)
 - Cross-Section Based Simulation

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

HTR-Modul 200 Description

66

Thermal Power (MWth)	200
Ave. Pow. Dens. (W/cc)	3
Core Diameter (m)	3
Core Height (m)	9.6
HM loading/ball (g)	7
Fissile Enrichment (%)	8
Coated Fuel Particle	TRISO
Fuel Cycle	Uranium
Fuel Burning Scheme	Multipass
Fuel Burnup (GWD/t)	80
Fuel Residence Time (day)	1020
He Temp (°C)	250/700
He Pressure (Mpa)	6
He Gas Flow (kg/s)	76



Reutler, H. and Lohner, G.H., Nucl. Technol. 62, 22 (1983), 78, 129 (1984)

Liem Peng Hong - Safety Eval

Postulated Events for AOOs

67

Ref. to HTTR

AOOs	Detail
(1) Abnormal change in the reactivity or power distribution in the core	<ol style="list-style-type: none"> 1. Abnormal CR withdrawal during subcritical condition 2. Abnormal CR withdrawal during rated power condition
(2) Abnormal change in heat generation or heat removal in the core (including abnormal change in pressure or inventory of primary coolant)	<ol style="list-style-type: none"> 1. Decrease in primary coolant flow rate 2. Increase in primary coolant flow rate 3. Decrease in heat removal by secondary cooling system 4. Increase in heat removal by secondary cooling system
(3) Loss of off-site electric power	
(4) Transient during irradiation test	
(5) Transient during safety demonstration test	

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

Postulated Events for Accidents

68

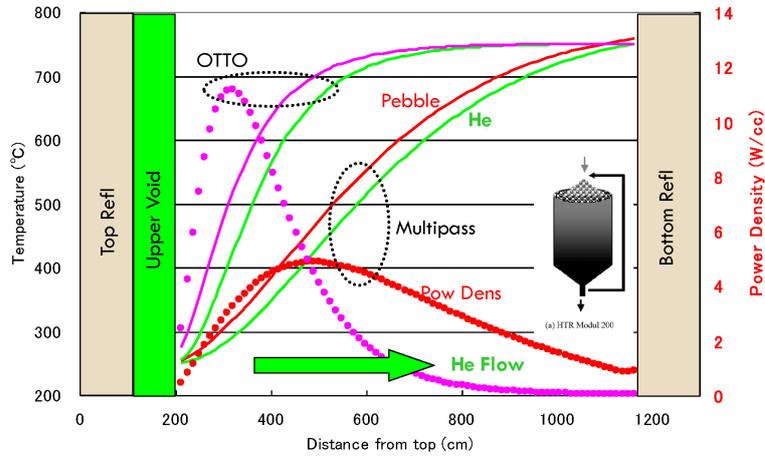
Ref. to HTTR

ACCIDENTS	
(1) Channel blockage in standard fuel element	(7) Failure of PPWC heat transfer tube
(2) Failure of inner pipe of the primary concentric hot gas duct	(8) Failure of primary helium purification system
(3) Failure of inner pipe of the secondary concentric hot gas duct	(9) Failure of gaseous radioactive waste treatment system
(4) Rupture of secondary concentric hot gas duct	(10) Failure of sweep gas pipe in irradiation test equipment
(5) Rupture of pipe in PWCS	(11) Channel blockage in fuel failure test specimen
(6) Rupture of primary concentric hot gas duct (depressurization accident)	(12) Rupture of stand pipe

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

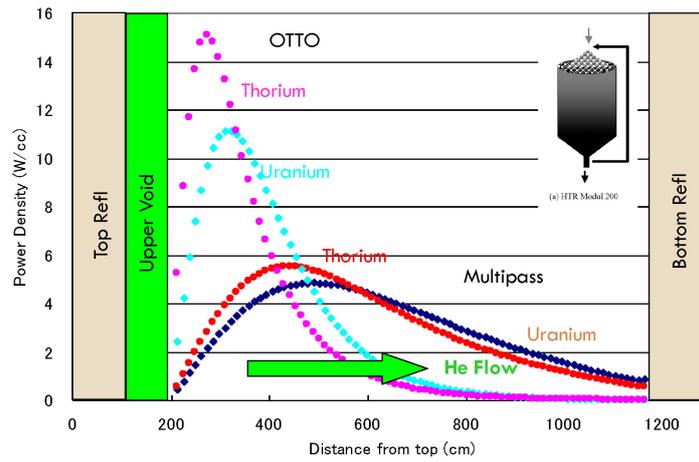
Neutronics, Burnup, Thermal-Hydraulics Analysis (Steady-State)- Uranium Fuel

69



Fuel Cycle Impact

70



AOO (Abnormal Primary Flow)

71

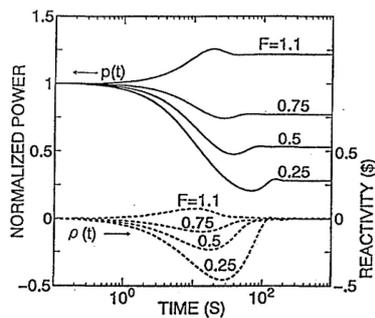


Figure 6. Power and reactivity transients for primary coolant system flow change events.

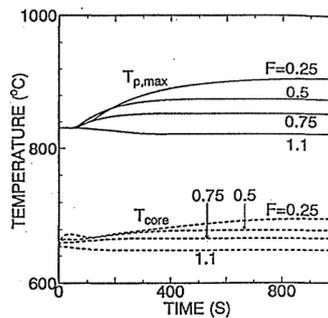


Figure 7. Core averaged and maximum pebble center temperature transients for primary coolant system flow change events.

AOO (Abnormal Inlet Temperature)

72

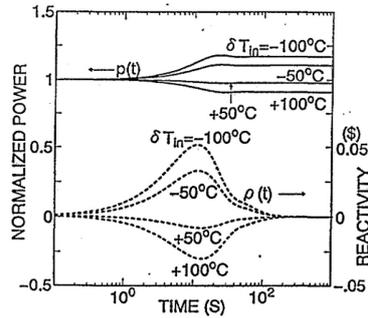


Figure 8. Power and reactivity transients for inlet coolant temperature change events.

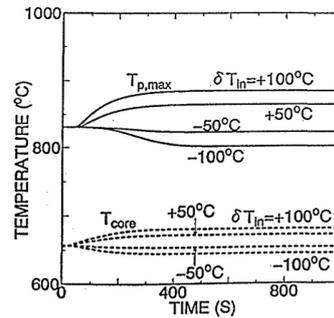


Figure 9. Core averaged and maximum pebble center temperature transients for inlet coolant temperature change events.

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

AOO (Abnormal Reactivity Change)

73

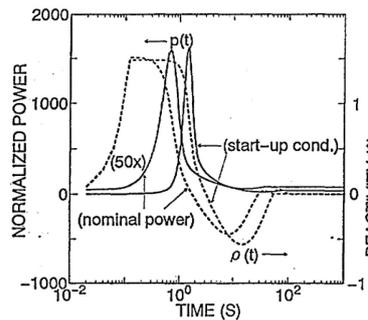


Figure 10. Power and reactivity transients for rods withdrawal accidents from nominal power and start-up condition.

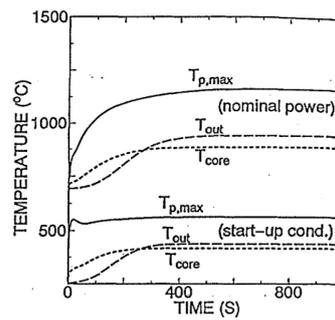


Figure 11. Core averaged, helium outlet and pebble center temperature transients for rods withdrawal accidents from nominal power and start-up condition.

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

AOO (Abnormal Reactivity Change)

74

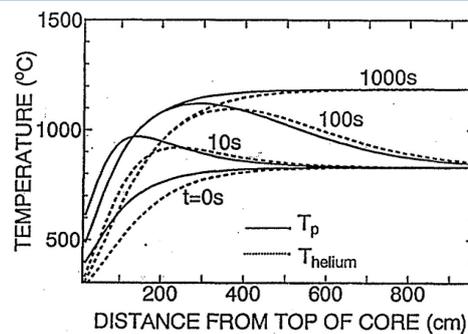
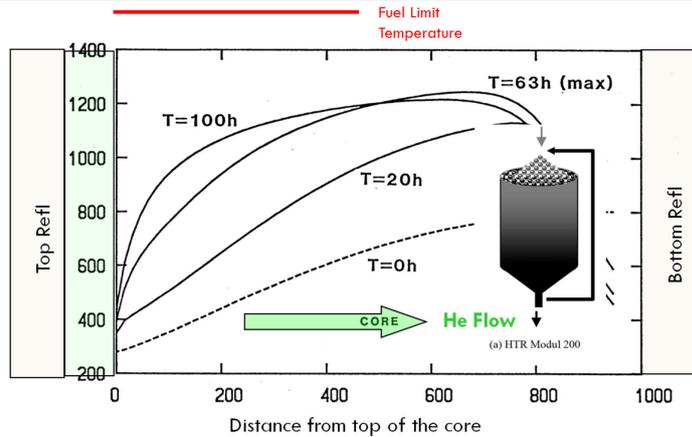


Figure 12. Axial pebble center and helium temperature distributions for rods withdrawal accident from nominal power condition.

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

Accident (Depressurization, Multipass)

75

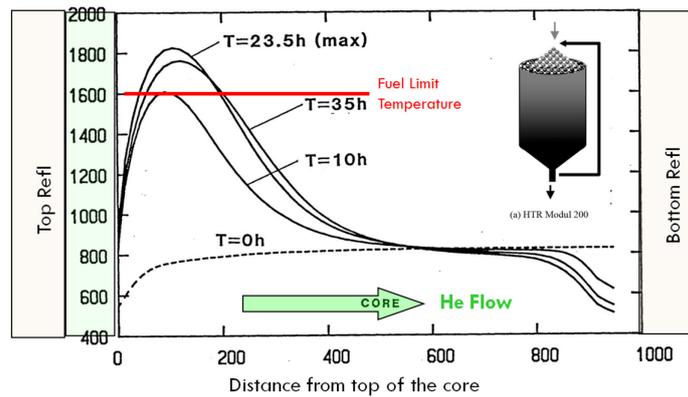


Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

☐ ☐ ☐ ☐

Accident (Depressurization, OTTO)

76



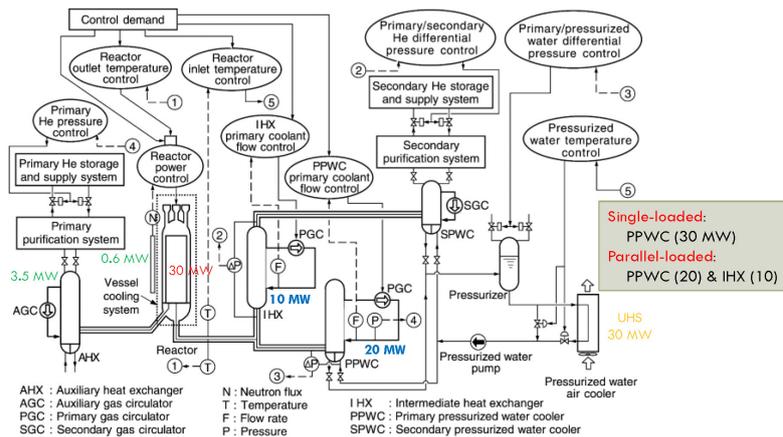
Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

☐ ☐ ☐ ☐

Cooling System and Plant Control Device

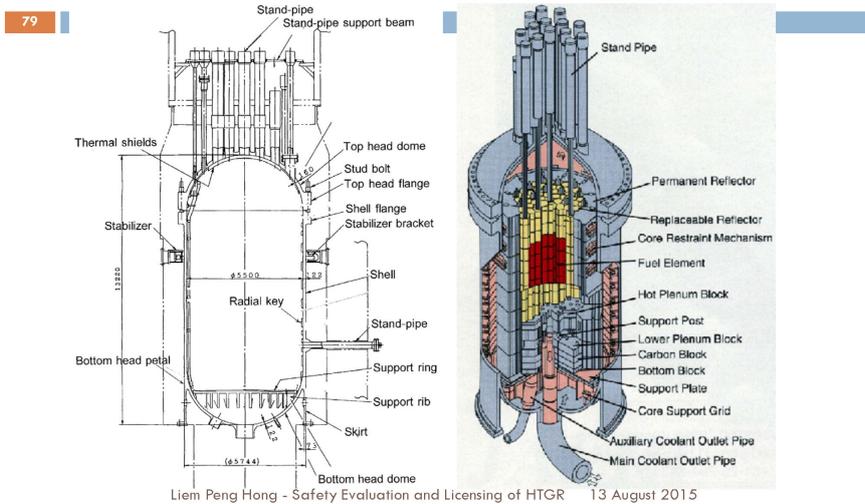
78

(Tachibana, 2003)



Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

Reactor Pressure Vessel (RPV)



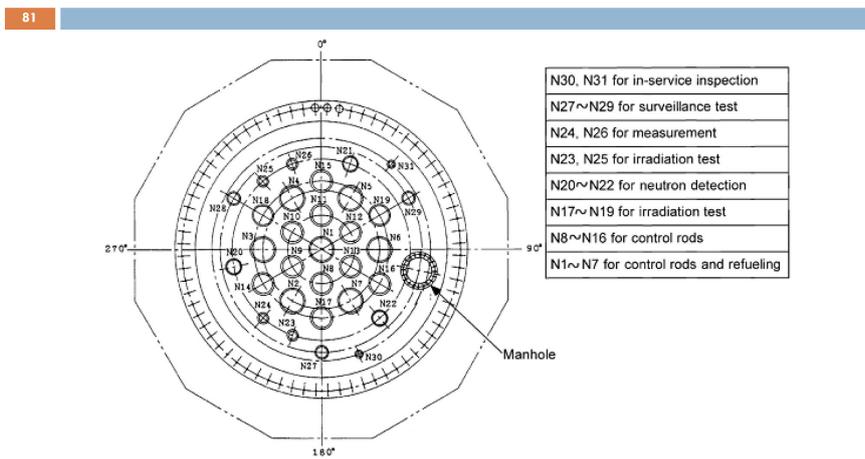
Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

RPV Specifications

Design Pressure (MPa)	4.7 [gauge]
Design Temperature (°C)	440
Normal Operating Pressure (MPa)	3.9 [gauge]
Inlet Coolant Temperature (°C)	395
Inside Diameter (m)	5.5
Height (m)	13.2
Thickness of Cylindrical Shell and Bottom Head Dome (mm)	122 (minimum)
Thickness of Top Head Dome (mm)	160 (minimum)
Number of Standpipes	34
Material	2-1/4Cr-1Mo steel (normalized and tempered)

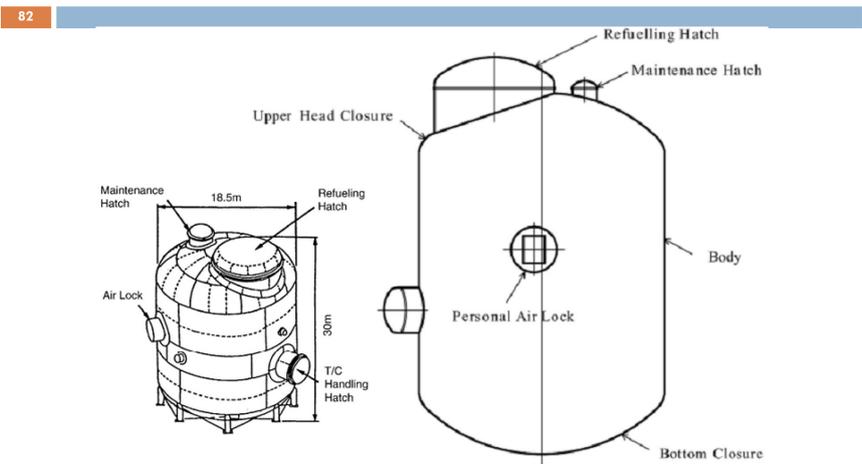
Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

RPV Standpipes



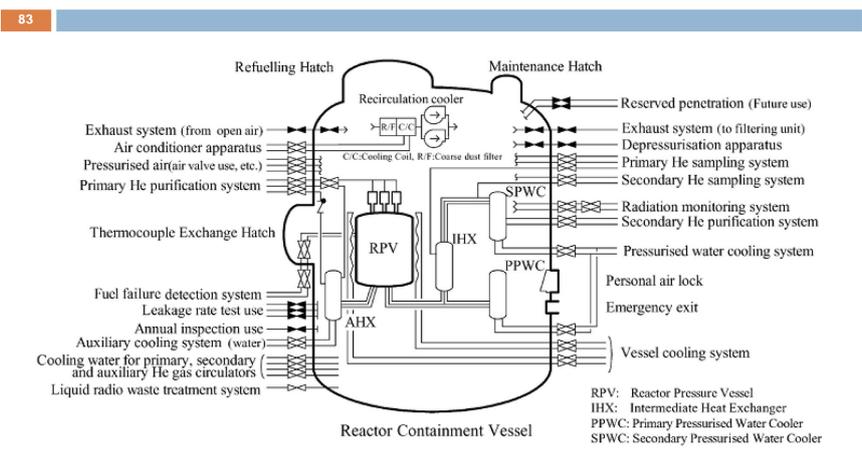
Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

Reactor Containment Vessel (RCV)



Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

RCV Penetration



Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

RCV Specification

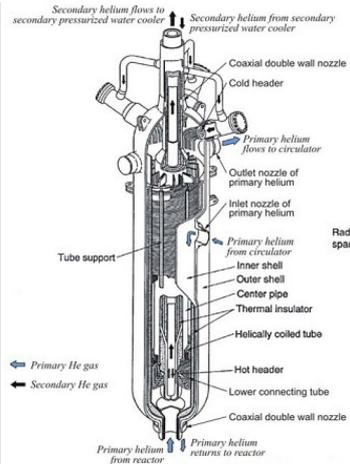
Containment Type	Steel
Maximum Pressure in Service (MPa)	0.4
Maximum Temperature in Service (°C)	150
Major Size	
Inner Diameter (m)	18,5
Overall Height (m)	30,3
Body Thickness (mm)	30
Upper Head Closure Thickness (mm)	38
Refueling Hatch Diameter (m)	8,5
Maintenance Hatch Diameter (m)	2,4
Personal Air Lock Diameter (m)	2,5
Free Volume (m³)	2800
Material	Carbon Steel
Leakage Rate	Less than 0.1 %/d at the room temperature and 0.9 times the maximum pressure of 0.4 MPa

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

Intermediate Heat Exchanger (IHX)

85

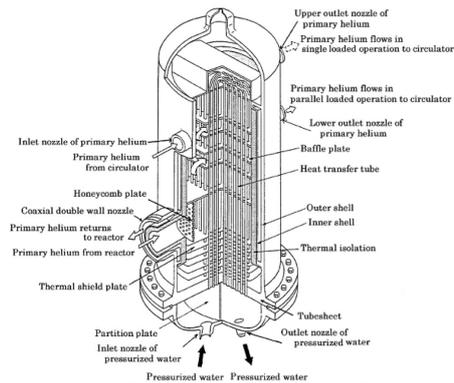
Type		Vertical Helically-Coiled Counter Flow	
Design Pressure			
Outer Shell (MPa)	4.7		
Heat Transfer Tube (MPa)	0.29 (differential pressure)		
Design Temperature			
Outer Shell (°C)	430		
Heat Transfer Tube (°C)	955		
Operating Condition			
	Rated Operation	High Temperature	
Flow Rate of Primary Helium Gas (t/h)	14.9 (max)	12.2 (max)	
Inlet Temperature of Primary Helium Gas (°C)	850	950	
Outlet Temperature of Primary Helium Gas (°C)	395	395	
Flow Rate of Secondary Helium Gas (t/h)	12.8	10.8	
Inlet Temperature of Secondary Helium Gas (°C)	244	237	
Outlet Temperature of Secondary Helium Gas (°C)	175	174	
Heat Capacity (MW)	10		
Heat Transfer Tube			
Number	96		
Number of Coil Layers	6		
Pitch (mm)	47		
Outer Diameter (mm)	31.8		
Thickness (mm)	3.5		
Length (m)	30		
Outer Diameter of Shell (m)	1.9		
Total Height (m)	10		
Radiation Plate Thickness (mm)	5		
Material			
Outer and Inner Shell	SCMV4-2NTQ-14Cr-1Mo Steel		
Heat Transfer Tube	Hastelloy XR		
Hot Header and Center Pipe	Hastelloy XR		



Primary Pressurized Water Cooler (PPWC)

86

Type		Vertical U-Bend Tube	
Design Pressure			
Outer Shell (MPa)	4.7		
Heat Transfer Tube (MPa)	4.7		
Design Temperature			
Outer Shell (°C)	430		
Heat Transfer Tube (°C)	380		
Operating Condition			
	Rated Operation	High Temperature	
Flow Rate of Primary Helium Gas (t/h)			
Single Loaded Operation (max)	45.2	37.0	
Parallel Loaded Operation (max)	29.7	24.3	
Inlet Temperature of Primary Helium Gas (°C)	850	950	
Outlet Temperature of Primary Helium Gas (°C)	395	395	
Flow Rate of Pressurized Water (t/h)			
Single Loaded Operation	625	618	
Parallel Loaded Operation	413	410	
Inlet Temperature of Pressurized Water (°C)	135	134	
Outlet Temperature of Pressurized Water (°C)	175	174	
Heat Capacity (MW)			
Single Loaded Operation	30		
Parallel Loaded Operation	20		
Heat Transfer Tube			
Number	136		
Outer Diameter (mm)	25.4		
Thickness (mm)	2.6		
Length (m)	10		
Outer Diameter of Shell (m)	2.1		
Total Height (m)	7.5		
Material			
Outer and Inner Shell	SCMV4-2NTQ-14Cr-1Mo Steel		
Heat Transfer Tube	SUS321TB		
Tubesheet	SFVA F22B(2-14Cr-1Mo Steel)		

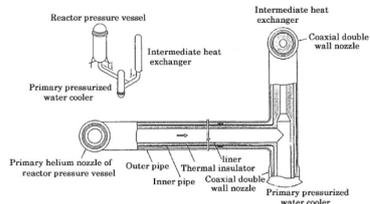
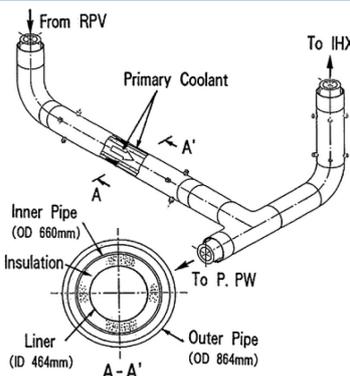


Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

Primary Concentric Hot Gas Duct

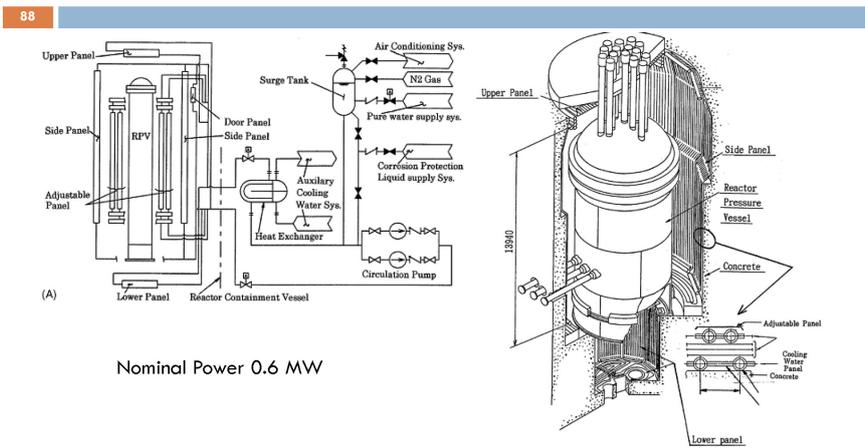
87

Design Pressure (MPa)		
Outer Pipe	4.7	
Design Temperature (°C)		
Outer Pipe	430	
Dimension of Outer Pipe (mm)		
Outer Diameter	863.6	
Thickness	42	
Dimension of Inner Pipe (mm)		
Outer Diameter	660.4	
Thickness	15	
Thickness of Thermal Insulator (mm)		
	90	
Material		
Outer Pipe	SCMV4-2NT (2-14Cr-1Mo Steel)	
Inner Pipe	SFVA F22B (2-14Cr-1Mo Steel)	
Liner	SCMV4-2NT (2-14Cr-1Mo Steel)	
	Hastelloy XR	



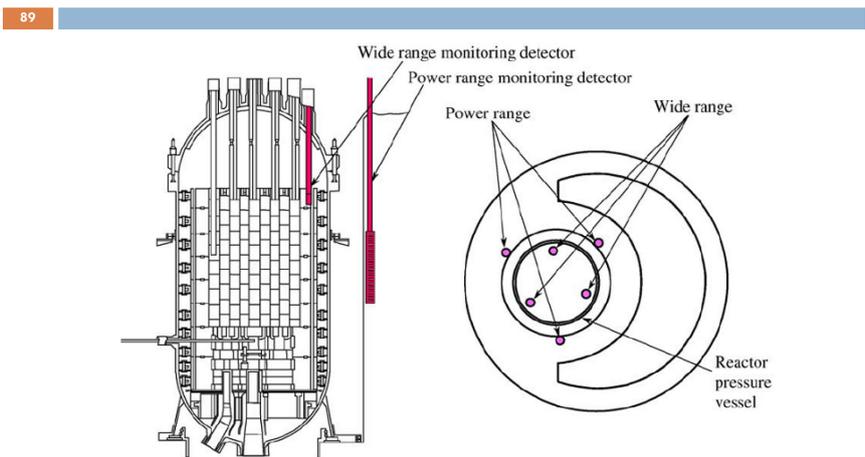
Licensing of HTGR 13 August 2015

Vessel Cooling System (VCS)



Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

Neutron Detection Arrangement



Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015

77

Additional Information (HTTR)

Liem Peng Hong - Safety Evaluation and Licensing of HTGR 13 August 2015



PENERIMAAN DOSIS BERLEBIH UNTUK RADIOGRAFI INDUSTRI

Syahrir

Ketua APRI

ssyahrir@gmail.com

BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

SEMINAR KESELAMATAN NUKLIR 2015

Penerimaan Dosis Berlebih Untuk Radiografi Industri

Jakarta, 13 Agustus 2015

Syahrir
Ketua APRI
ssyahrir@gmail.com

1

BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

Riwayat Hidup

Nama Lengkap : Dr. Syahrir

No.	Tingkat pendidikan Bidang pendidikan	Perguruan Tinggi
1.	Sarjana Muda Fisika	1982, Universitas Indonesia
2.	S1 Fisika	1984, Universitas Indonesia
3.	S2 Radiation and Environmental Protection	1992, University of Surrey
4.	S3 Nuclear and Radiological Engineering	2005, University of Cincinnati

2



BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

PENGALAMAN KERJA

1	Ka. P2STPPFRZR, BAPETEN	2015 - Sekarang
2	Anggota Asian Nuclear Safety Network Radioactive Waste Management-Topical Group	2015 - Sekarang
3	Ka Bid. Pemantauan Dosis Personil dan Lingkungan, BATAN	2014 - 2015
4	Ketua Revisi Perencanaan Kedaruratan Serpong dan Lepas Kawasan	2014 - 2015
5	Ketua Asosiasi Proteksi Radiasi Indonesia	2013 - Sekarang
6	Ka Bid. Keselamatan dan Lingkungan, BATAN	2006-2014
7	Pengkaji radiologi dalam <i>Clean up of TENORM Contaminated Areas at Total E&P Indonesia East Kalimantan</i>	2011
8	Anggota RS&RWM FNCA project leader	2006-2012



- 
- BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR**
Nuclear Energy Regulatory Agency
- ## Outline
- Dose Distributions (UNSCEAR 2008)
 - Dose Distributions in Industrial Radiography in Europe
 - Industrial Radiography, ISEMIR Survey
 - Overview of Industrial Radiography Sources and Accidents
 - Status Keselamatan Fasilitas Radiografi Industri
- 



BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

SOURCES AND EFFECTS OF IONIZING RADIATION

United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation

UNSCEAR 2008
Report to the General Assembly
with Scientific Annexes

ANNEX B

EXPOSURES OF THE PUBLIC AND WORKERS FROM VARIOUS SOURCES OF RADIATION





BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

Practices

Category of practice	Practice
Exposure to natural sources of radiation	Civilian aviation Coal mining Other mineral mining Oil and natural gas industries Workplace exposure to radon other than in mines
Nuclear fuel cycle	Uranium mining Uranium milling Uranium enrichment and conversion Fuel fabrication Reactor operation Decommissioning Fuel reprocessing Research in the nuclear fuel cycle Waste management
Medical uses	Diagnostic radiology Dental radiology Nuclear medicine Radiotherapy All other medical uses
Industrial uses	Industrial irradiation Industrial radiography Luminizing Radioisotope production Well logging Accelerator operation All other industrial uses
Miscellaneous	Educational establishments Veterinary medicine Other occupations
Military activities	All military activities



BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

Table 55. Doses received by workers in zircon milling plants [I41]

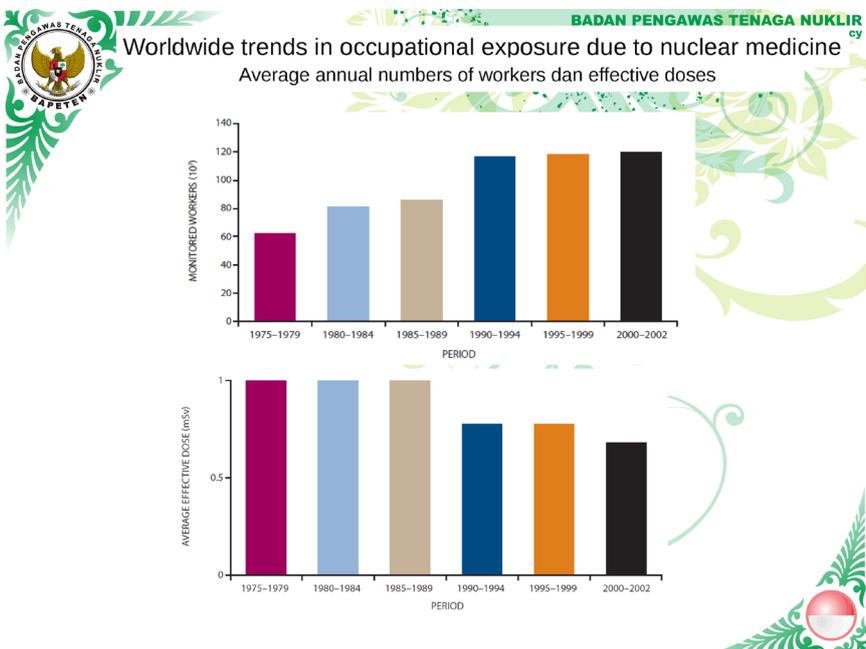
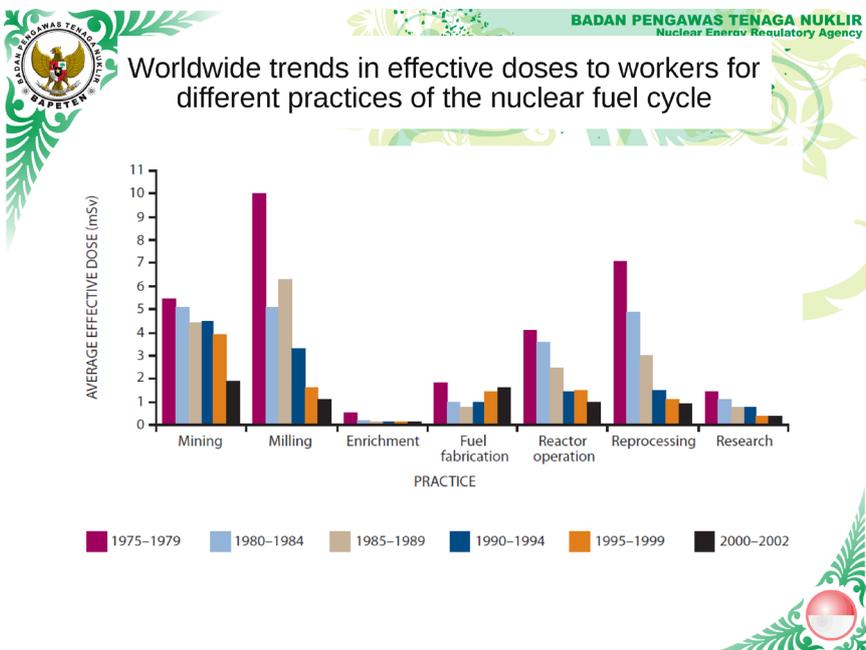
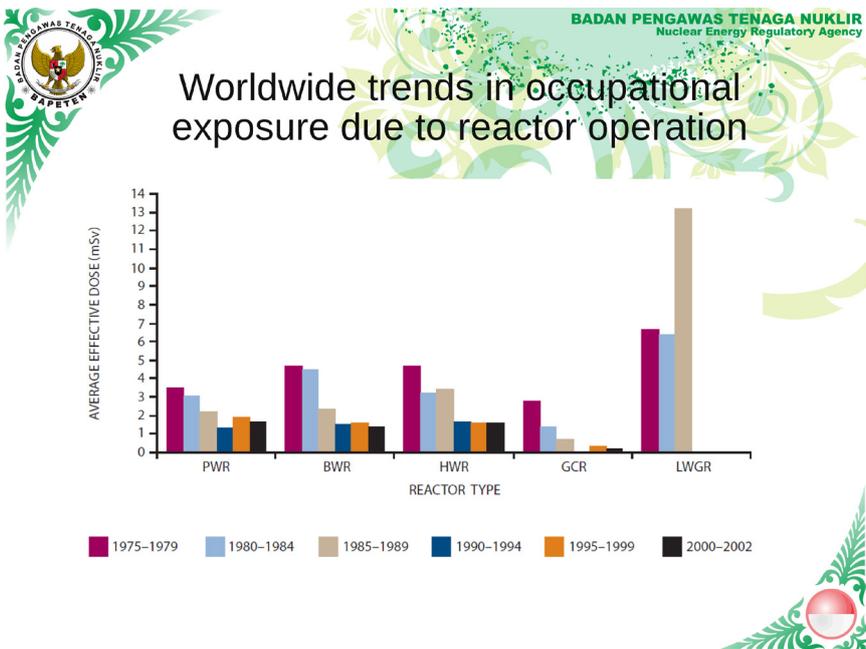
Location	Annual effective dose (mSv)		
	Gamma radiation	Dust inhalation ^a	Total
Australia			
— New autogenous mill, dust extraction, enclosed bagging, good industrial hygiene	0.4	0.27	0.67
— Old roller mill, no special dust extraction during bagging	0.3	0.73	1.03
— Old ball mill, no special dust extraction	0.1	0.56	0.66
— Old ball mill, semi-automatic bagging, no special dust extraction	0.4	0.56	0.96
Netherlands			0.8
United Kingdom		0.5	
United States: bagger operator (respiratory protection mandatory)			
— Without respiratory protection ^b	0.2	1.9	2.1
— With respiratory protection			<1



BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

Table 66. Summary of worldwide exposures due to reactor operations

Period	PWR	BWR	HWR	GCR	LWGR	All
Average number of monitored workers (10³)						
1975–1979	63	59	7	13	5	147
1980–1984	140	102	14	25	10	291
1985–1989	230	139	18	31	13	431
1990–1994	310	160	20	30		530
1995–1999	265	144	18	21		448
2000–2002	283	113	23	18		437
Average annual effective dose to monitored workers (mSv)						
1975–1979	3.5	4.7	4.8	2.8	6.6	4.1
1980–1984	3.1	4.5	3.2	1.4	6.4	3.6
1985–1989	2.2	2.4	3.4	0.8	13.2	2.5
1990–1994	1.3	1.6	1.7	0.5		1.4
1995–1999	1.9	1.7	1.6	0.3		1.5
2000–2002	1.7	1.4	1.6	0.2		1.0

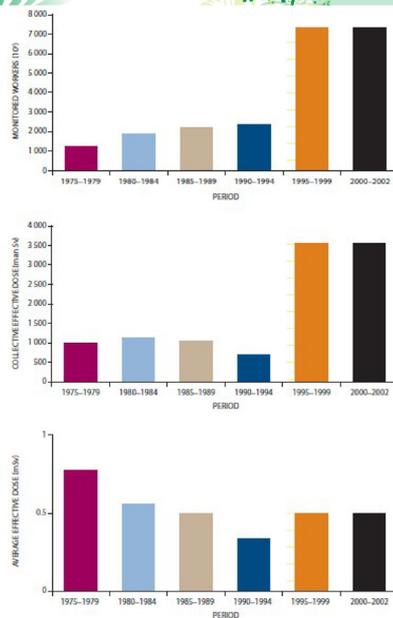




BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

Table 85. Worldwide levels of occupational exposure in nuclear medicine
Data from the UNSCEAR Global Survey of Occupational Radiation Exposures

Period	Monitored workers (10 ³)	Measurably exposed workers (10 ³)	Annual collective effective dose (man Sv)	Average annual effective dose (mSv)	
				Monitored workers	Measurably exposed workers
1975–1979	61		62	1.0	
1980–1984	81		85	1.0	
1985–1989	90		85	1.0	
1990–1994	115	65	90	0.8	1.4
1995–1999	117		89	0.8	
2000–2002	120		87	0.7	



BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

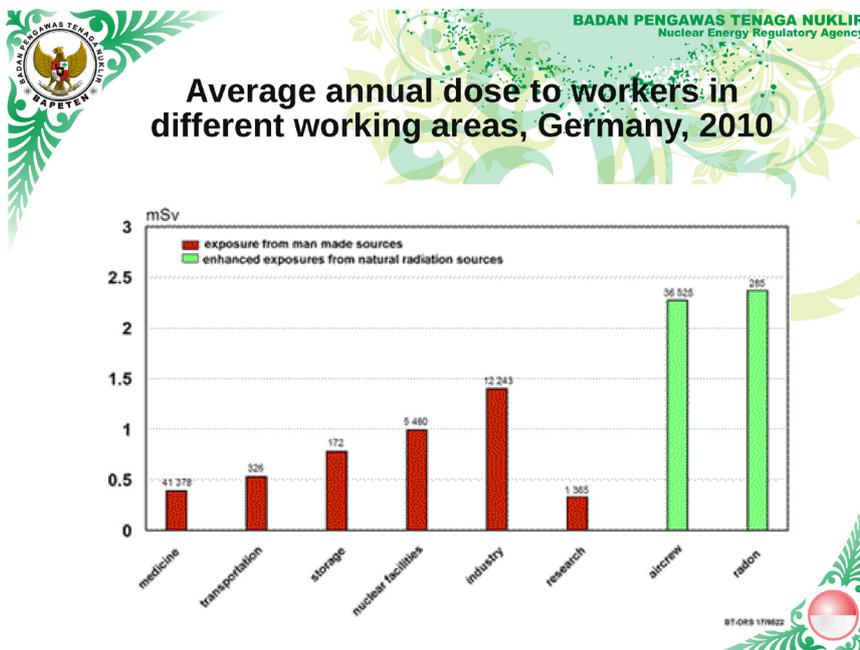
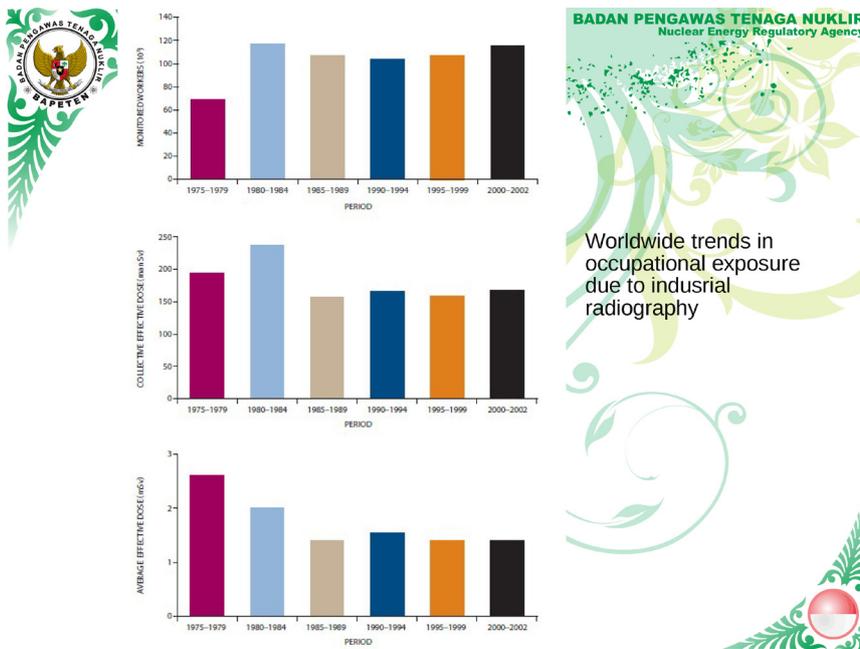
Worldwide trends in occupational exposure due to all medical uses of radiation



BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

Table 89. Occupational exposure in industrial radiography in the United States [U29, U30, U31, U32, U33, U34, U36, U37]

Year	Multiple-location					Single-location				
	Monitored workers	Measurably exposed workers	Annual collective effective dose (man Sv)	Average annual effective dose (mSv)		Monitored workers	Measurably exposed workers	Annual collective effective dose (man Sv)	Average annual effective dose (mSv)	
				Monitored workers	Measurably exposed workers				Monitored workers	Measurably exposed workers
1995	3 245	2 404	13.32	4.10	5.54	285	61	0.06	0.21	0.99
1996	3 340	2 477	13.75	4.12	5.55	291	60	0.10	0.35	1.67
1997	3 140	2 370	12.81	4.08	5.40	286	84	0.10	0.34	1.19
1998	4 571	3 355	18.51	4.05	5.52	389	84	0.08	0.22	0.95
1999	3 571	2 777	15.44	4.32	5.56	286	50	0.07	0.26	1.41
2000	3 029	2 399	14.80	4.89	6.17	258	78	0.08	0.31	1.01
2001	3 522	3 082	21.05	5.88	6.83	256	79	0.06	0.23	0.75
2002	3 292	2 773	17.19	5.22	6.20	112	55	0.04	0.40	0.81
1985–1989	3 573	2 677	14.77	4.13	5.51	301	68	0.08	0.28	1.24
2000–2002	3 281	2 751	17.88	5.38	6.40	209	71	0.06	0.31	0.86



Dose Distributions in Industrial Radiography in Europe

Gerhard Frasch
Bundesamt für Strahlenschutz
Germany

5th European ALARA Network
Workshop Rome 17 -19.10.2001



Work sectors and sub-categories

GENERAL INDUSTRY

- industrial radiography
 - fixed units
 - mobile units
- transport
- radiochemical manufacture
- industrial irradiation
- accelerator operation
- chemical industry
- luminising
- other use in general industry (specified)

5th European ALARA Network
Workshop Rome 17 -19.10.2001



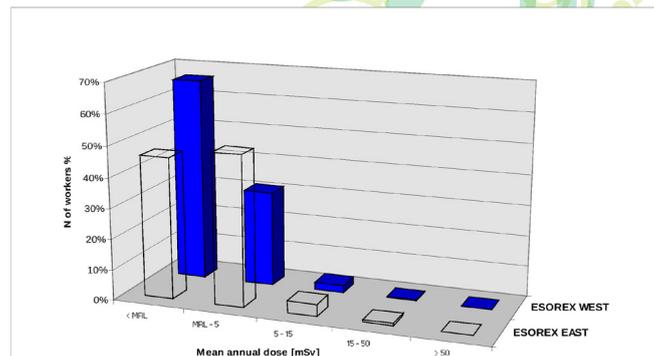
Occupational Radiation Exposure in Europe

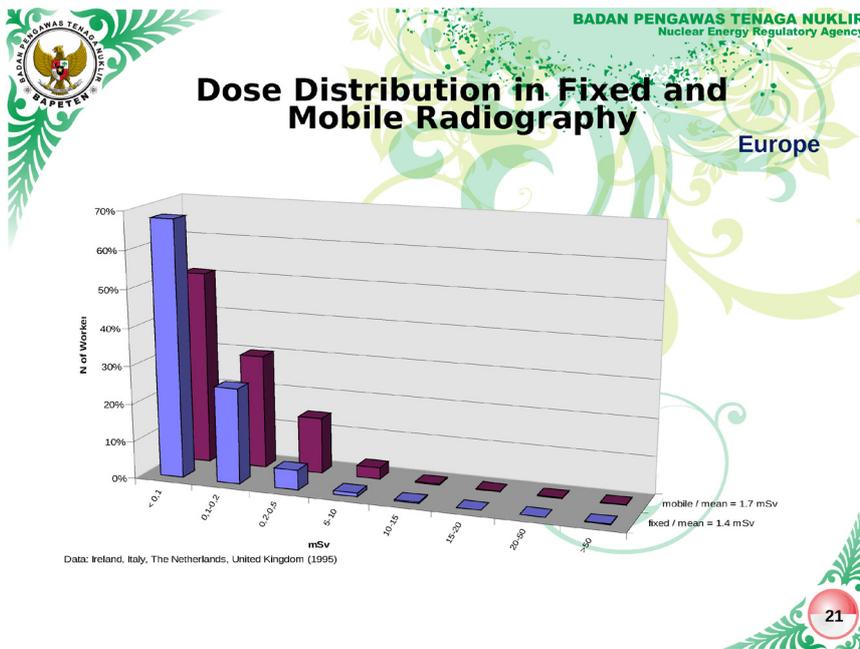
	Monitored Workers	Workers with Doses > MRL	Mean Dose [mSv/a]	Exceeds [> 50 mSv/a]
All Occupations	≈ 1 Mio.	32 %	1.5	1 / 10,000
General Industry	≈ 200,000	19 %	1.4	1 / 10,000
Industrial Radiography	≈ 20,000	37 %	1.7	3 / 10,000

MRL = Minimum recorded level, mainly 0.1 mSv, in some countries between 0.2 and 0.5 mSv



Dose distribution in Industrial Radiography Europe





BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

Differences in average dose per person

Single disciplinary technicians (RT)	Multi disciplinary technicians (RT, UT, .)
Only RT technicians included	Non RT technicians included
High workload (# films, # hours)	Low workload (# films, # hours)
"Mobile" radiography (less shielding)	"Fixed" Radiography (more shielding)
Thick objects tested	Thin objects tested
High source strength	Low source strength
High production requirement	Low production requirement
Exposure due to accident	Normal exposure

21

BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

Objectives of WISEMIR

Keeping ALARA:

1. the dose due to normal exposure
 - if normal exposure is justified!
2. the risk of exposure due to accidents
 - (risk= chance X consequence of accident)

21



Qualifications and training of radiographers in radiation protection

- Initial radiation protection training appears to be well accepted and established
 - 98% of operators had received RP training
- Refresher training was less well established
 - 70% of RBs required refresher training
 - 80% (60%) of companies offered refresher (practical) RP training
- Emergency response training is also less established
 - 87% of operators had received emergency response training
 - only 65% of operators had been involved in practical exercises



Learning from incidents

Rate of occurrence of incidents in IR:

	Operator responses		Company responses	
	# per operator per 5 year	# per company per 5 year	# per operator per 5 year	# per company per 5 year
Accidents	0.04	4.0	0.03	1.1
Near Misses	0.1	6.2	0.05	1.8
Deviations	0.6	29.3	0.05	1.8

- Level of dissemination of lessons learned appears to be low
 - 40% of NDT companies do not share learning with other organizations



Subjects of compliance inspections

Subject	Company	Regulatory Body
Proper wearing of passive individual dosimeters	95%	98%
Proper wearing and use of active individual dosimeters	93%	90%
Proper use of survey meters	95%	96%
Proper use of collimators	90%	88%
Proper warning system at the work site	93%	98%
Dose rate at the boundary of the work site within the limits set	92%	90%
Proper use of alarm systems	86%	96%
Proper training and qualifications of radiographers	91%	100%
Operator knowledge of procedures	88%	96%
Pre-operation specific equipment checks	82%	86%
Equipment condition	85%	98%
Emergency preparedness	74%	96%



BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

Most common shortcomings

Company compliance inspections	RB compliance inspections
<ol style="list-style-type: none"> 1. No proper use of collimators 2. Dose rate at the boundary of the work site above limits set 3. No proper use of survey meters 4. No pre-operation specific equipment checks being performed 5. Poor operator knowledge of procedures 	<ol style="list-style-type: none"> 1. No proper use of survey meters 2. No proper warning system to prevent entry to the work site 3. Poor emergency preparedness 4. No proper use of alarm systems 5. Dose rate at the boundary for the work site not within limits set

- Results of the shortcomings perhaps reflect a different focus
 - Company perhaps focusing on company procedures
 - Regulatory body may have a focus on public protection



BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

Emergency preparedness and response

- Radiation sources used for industrial radiography purposes have high radiation outputs and are potentially very hazardous
- It is essential that systems are in place for emergency preparedness and response
 - in particular an emergency plan for incidents with gamma radiography sources



BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

Implementation of emergency plans

- Almost all regulatory bodies (98%) stated that they require NDT companies to have an emergency plan;
- 95% of NDT companies stated that they had an emergency plan; and
- over 90% of radiographers stated that their NDT company had an emergency plan for site radiography



BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

Emergency response equipment

Only three-quarters of regulatory bodies required NDT companies to have emergency equipment

- However 90% of NDT companies stated that they had emergency equipment for site radiography
 - primarily long tongs, shielding material, and an emergency or rescue container.



BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

Individual monitoring

- All RBs required personal monitoring with passive dosimeters
 - 80% of RBs also required active dosimeters
 - With at least audible alarms
- All Companies provided passive dosimeters
 - 94% provided active dosimeters
 - Almost all with at least audible alarms
 - About two thirds also with visual alarms

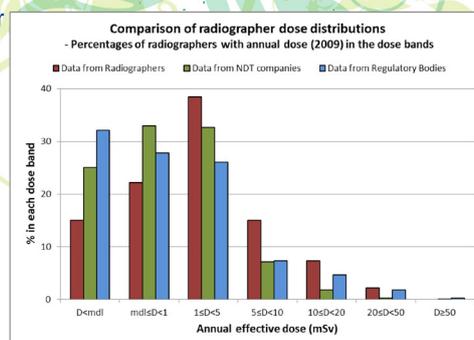


BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

Dose distribution

The radiographer data are for 234 radiographers, the NDT company data are for nearly 3500 radiographers, and the regulatory body data are for over 16,000 radiographers

- Average dose
 - Radiographer data: 3.4 mSv
 - RB data: 2.9 mSv

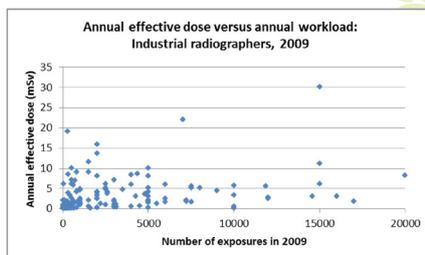




BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

Dose versus workload

- No correlation found
 - Radiation protection in industrial radiography is not being effectively optimized
- Mean occupational dose per radiographic exposure
 - $4.8 \pm 2.3 \mu\text{Sv}$ for all operators
 - $2.9 \pm 1.2 \mu\text{Sv}$ for operators with workload > 100 exposures
 - No effect on dose per exposure found with:
 - level of NDT training
 - type of sources being used,
 - activity of sources,
 - use of collimation, or
 - incidence of events
- But limited data numbers



33



BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

Conclusions (1 of 3)

- Initial radiation protection training for radiographers is reasonably well established, but there is room for improvement especially with respect to refresher training and practical emergency response training
- The frequency of occurrence of incidents (accidents, near missed and deviations) is not trivial, and methods such as better incident reporting, analysis, feedback and sharing lessons learned need to be better utilized



BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

Conclusions (2 of 3)

- Collimators and diaphragms are not being used as often as they should be
- Survey meters are not as widely available as they should be
- Individual monitoring, as reported, is well established, with passive and, usually, active dosimeters. The establishment and use of investigation levels needs to be improve
- Warning systems to prevent entry to the work area during site radiography were not always as effective as desired. Better communication at the site is indicated



Conclusions (3 of 3)

- Emergency plans were widely prevalent, but there seemed to be some issues regarding specific training for radiographers with respect to emergencies
- Occupational doses received by radiographers varied considerably, with no correlation with radiographic workload

There is considerable scope for improvement in radiation protection



Overview of Industrial Radiography Sources and Accidents



Types of Industrial Radiography Equipment

Common

- gamma source projectors
- directional x-ray
- panoramic x-ray
- x-ray crawlers
- gamma crawlers
- crawler control sources

Uncommon

- betatron
- linear accelerator
- neutron radiography
- torch devices
- fluoroscopy





BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

X-ray Equipment

Has three main components:

- x-ray tube assembly;
- x-ray control panel;
- high tension (HT) cables.



39



BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

Betatron

Special Considerations

- survey meters with appropriate response
- operator training
- shielding



40



BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

Gamma crawler equipment

Special applications

- on-shore pipelines
- off-shore pipelines (on a barge)
- remotely controlled with a separate 'control' source, typically ^{137}Cs .



41



Industrial Radiography Accidents

- 48 industrial radiography accidents¹ were reported to the US Nuclear Regulatory Commission between 1971 and 1980.
- Severe injuries and a number of deaths have since been reported and investigated.

¹involving doses greater than 50 mGy to the whole body or 750 mGy to a part of the body. (Ref: NUREG/BR-0024). Many accidents may go unreported because those responsible fear the legal consequences.

42



Industrial Radiography Accidents (cont)

Severe injuries to a non-radiation worker resulting from the radiography worker failing to use a survey meter to confirm the source had been returned to the shielded container.

- 185 GBq ¹⁹²Ir in shirt pocket for 90 minutes
- estimated skin dose of 30 Gy; whole body as 2-5 Gy



43



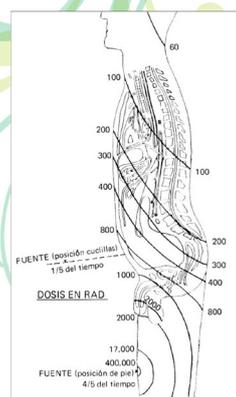
Industrial Radiography Accidents (cont)

Poor source security leading to severe injuries and death

Doses

- 17000 Gy (localized)
- 1 - 8 Gy (internal organs)
- 0.6 Gy (head)

¹³⁷Cs industrial radiography source; Argentina 1968



44

BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

Consequences of Accidents

- Severe deterministic effects
 - death, loss of limbs, erythema
- Increased stochastic risk
 - fatal cancer
- Environmental contamination
- Social & economic consequences

45

BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

Causes of Accidents

• Causes identified as contributing to accidents:

- Lack of or inadequate regulatory framework
 - authorization
 - inspection
 - enforcement
- Lack of or inadequate safety culture
 - management
 - quality control
- training and qualifications of workers

46

BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

Causes of Accidents (cont)

```
graph TD; A[Failure to use survey meter] --> C[ACCIDENT]; B[Equipment failure] --> C; D[Safety procedures not followed] --> C; E[Regulatory control lacking or inadequate] --> C; F[Inadequate or lack of training] --> C; G[Lack of safety program] --> C;
```

47

BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

Causes of Accidents (cont)

Regulatory control lacking or inadequate

ACCIDENT

The Regulatory Authority has inadequate:-

- authorization processes;
- field inspections;
- inspection follow up.

48

BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

Causes of Accidents (cont)

ACCIDENT

Inadequate or lack of training

Lack of training (and ongoing training) results in:-

- unqualified and poorly instructed workers;
- poor or no understanding of emergency procedures

49

BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

Causes of Accidents (cont)

ACCIDENT

No safety program

- inadequate management
- lack of safety culture

Lack of safety program

50



BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

Causes of Accidents (cont)

Safety procedures not followed indicates:-

- lack of safety culture
- inadequate supervision
- lack of training

ACCIDENT

Safety procedures not followed

51



BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

Causes of Accidents (cont)

Equipment failure

ACCIDENT

Equipment failure indicates:-

- lack of manufacturer's recommended maintenance;
- poor use of equipment;
- equipment being used beyond design limits

52



BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

Causes of Accidents (cont)

Failure to use survey meter

ACCIDENT

Failure to use survey meter indicates-

- insufficient and/or non-functioning meters;
- inadequate user safety training;
- hurrying to complete the work (employer pressure);
- lack of safety culture.

53

BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

Safe use of Radiation Sources

Radiation Sources:

- are widely used;
- provide substantial benefits; but
- can cause harmful effects (injury or death).

Safe operation requires:

- training;
- maintenance;
- control.

SAFETY CULTURE

54

BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

Safe use of Radiation Sources (cont)



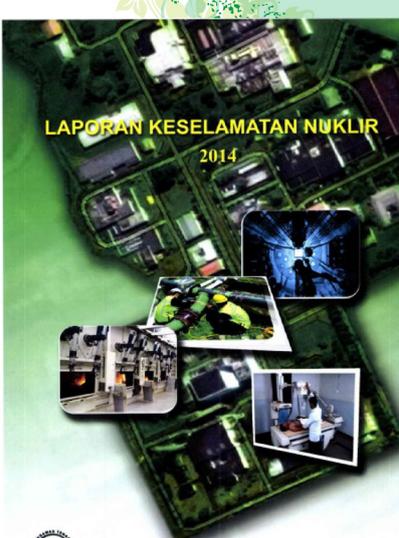
BENEFITS
should outweigh

the
RISKS

55

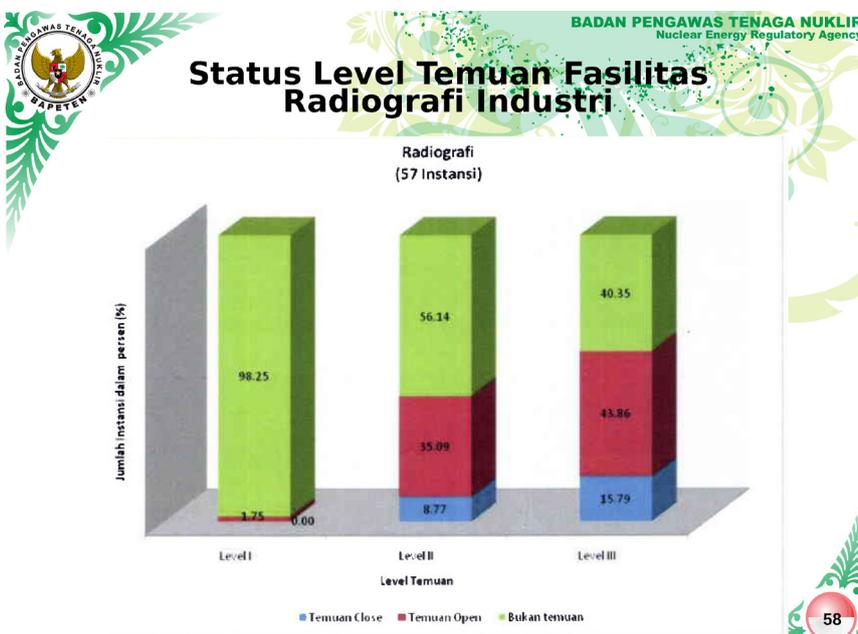
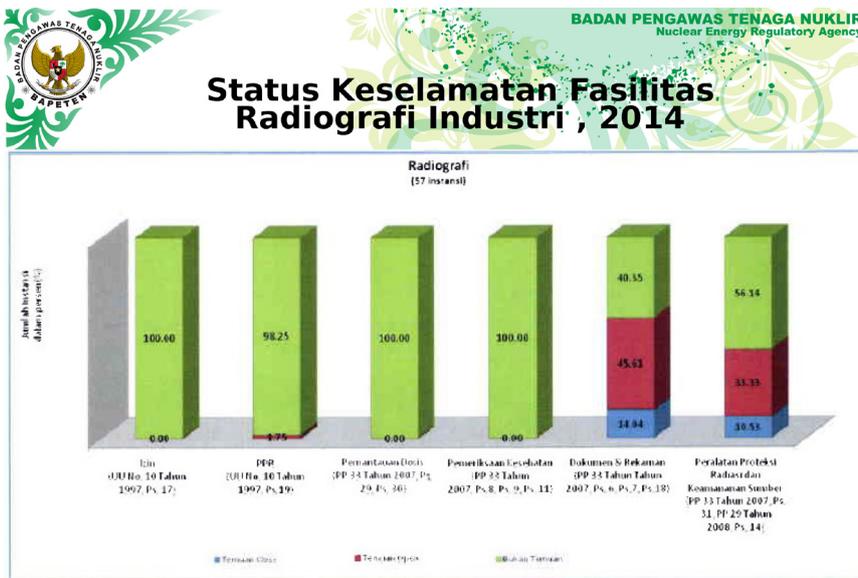
BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

LAPORAN KESELAMATAN NUKLIR 2014



BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
NUCLEAR ENERGY REGULATORY AGENCY

56



BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

Perhitungan Indeks Keselamatan dan Keamanan Fasilitas RI

NO.	PARAMETER KESELAMATAN DAN/ATAU KEAMANAN	% PEMENUHAN	BOBOT (%)	IKK
1.	Kesesuaian kondisi izin*	100,0	30	30,00
2.	Ketersediaan SDM berkompeten/PPR	98,3	25	24,60
3.	Pelaksanaan Pemantauan Dosis Radiasi	100,0	10	10,00
4.	Penyelenggaraan Pemeriksaan Kesehatan Pekerja Radiasi	100,0	10	10,00
5.	Ketersediaan Peralatan Keselamatan Radiasi dan Keamanan	56,1	10	5,61
6.	Paparan daerah kerja aman (di bawah ketentuan yang berlaku)	100,0	10	10,00
7.	Ketersediaan dan Kesesuaian Dokumen & Rekaman Keselamatan dan Keamanan	40,4	5	2,02
INDEKS KESELAMATAN DAN KEAMANAN (IKK)				92,21



BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
Nuclear Energy Regulatory Agency

Terimakasih

