

ISSN : 1412 - 3258

PROSIDING

SEMINAR KESELAMATAN NUKLIR

2013



Tema:
**“Dengan Semangat Kebersamaan
Kita Tingkatkan Sinergi Pengawasan Tenaga Nuklir”**

**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>

ISSN : 1412 - 3258

PROSIDING

SEMINAR KESELAMATAN NUKLIR

2013



Tema:
**“Dengan Semangat Kebersamaan
Kita Tingkatkan Sinergi Pengawasan Tenaga Nuklir”**

**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>

KATA PENGANTAR

Dengan rahmat Allah Yang Maha Kuasa, BAPETEN menyelenggarakan Seminar Keselamatan Nuklir pada tanggal 19 Juni 2013 dengan tema : **“Dengan Semangat Kebersamaan Kita Tingkatkan Sinergi Pengawasan Tenaga Nuklir”**

Berbeda dengan tema penyelenggaraan pada tahun sebelumnya, Seminar Keselamatan Nuklir pada tahun 2013 ini menitik beratkan semangat kebersamaan dalam meningkatkan sinergi pengawasan tenaga nuklir pada aspek keselamatan, keamanan dan seifgard instalasi nuklir, fasilitas radiasi dan zat radioaktif, bahan nuklir, lingkungan, dan keterkaitan dengan energi nuklir.

Seminar diisi dengan sidang pleno dan sidang poster. Pada sidang pleno akan disampaikan makalah undangan dari beberapa pembicara dalam dan luar negeri antara lain dari Kementerian ESDM, Perguruan Tinggi ITB, dan IAEA. Sedangkan pada sidang poster akan disajikan makalah yang masuk ke Panitia dan telah dilakukan penilaian oleh tim editor.

Pada seminar ini makalah yang masuk ke Panitia sebanyak 43 buah. Setelah diadakan penilaian oleh tim editor, diputuskan sebanyak 42 makalah dapat disajikan pada sidang oral 24 dan poster 18. Pada saat seminar berlangsung, ada beberapa pemakalah tidak mempresentasikan makalahnya yaitu 1 pemakalah oral dan 3 pemakalah poster.

Makalah yang disajikan dalam prosiding ini dibagi menjadi pemakalah oral dan poster sesuai kelompok sebagai berikut:

- a. Keselamatan dan Pengawasan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif (Kesehatan, Industri, Penelitian, Lingkungan), dan Keamanan Sumber Radioaktif.
- b. Keselamatan dan Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir (Reaktor Daya, Reaktor Riset, Penambangan Bahan Nuklir, Proses dan Pemanfaatan Bahan Nuklir, Pengelolaan Limbah Radioaktif, Introduksi PLTN) dan Keamanan Instalasi dan Bahan Nuklir.

Panitia mengucapkan terimakasih yang sebesar-besarnya kepada semua pihak yang telah ikut berpartisipasi dan mensukseskan penyelenggaraan Seminar Keselamatan Nuklir ini serta mohon maaf atas segala kekurangan penyelenggaraan. Semoga Prosiding ini dapat menjadi sumber informasi dan acuan yang bermanfaat.

Jakarta, 19 Juni 2013

Dr. Yus Rusdian Ahmad

DAFTAR ISI

	Halaman
KATA PENGANTAR	i
DAFTAR ISI	ii
SUSUNAN PANITIA	v
DAFTAR PENYAJI	
 <u>MAKALAH ORAL</u>	
KELOMPOK A : KESELAMATAN DAN PENGAWASAN FASILITAS RADIASI DAN ZAT RADIOAKTIF (KESEHATAN, INDUSTRI, PENELITIAN, LINGKUNGAN), DAN KEAMANAN SUMBER RADIOAKTIF.	
Integrasi Sistem Manajemen Dan Standar Mutu Pada Produksi Pesawat Sinar-X Radiologi Diagnostik	
<i>Anet Hayani*</i> , <i>EndangKunarsih*</i>	1
Analisis Kebutuhan Penguji Berkualifikasi Untuk Melakukan Uji Esesuaian Pesawat Sinar X Radiologi Diagnostik Dan Intervensional Di Indonesia <i>Diah Astuti Indarwati*</i> , <i>Haendra Subekti*</i>	14
Studi Karakteristik Pembacaan Ulang Dan Linieritas Tanggapan Hp(10) Dosimeter OSL Komersial Tipe XA <i>B.Y. Eko Budi Jumpeno, Huriyatil Afiah, dan Fendi Nugroho</i>	21
Optimasi Metoda Untuk Penentuan Plutonium Dari Sampel Lingkungan <i>Murdahayu Makmur</i>	32
Pengujian Alat Bantu Fiksasi Radiografi Anak Sebagai Penunjang Keselamatan Radiasi Dan Keselamatan Pasien <i>Siti Masrochah, Yeti Kartikasari, Ardi Soesilo Wibowo</i>	38
Kajian Potensi Kontaminasi Permukaan Pada Fasilitas Produksi Radioisotop Dan Radiofarmaka Dan Alternatif Solusinya <i>Suhaedi Muhammad*</i> , <i>Rr.Djarwanti Rahayu Pipin Soedjarwo**</i> , <i>Rimin Sumantri***</i> , <i>Farida Tusafariah</i>	50
Membangun Sistem <i>e-learning</i> untuk Pelajaran Proteksi Radiasi Sebagai Alat Bantu Ajar di STTN <i>Supriyono, Joko Susilo, Muhtadan</i>	57
Pengembangan Pengawasan Proteksi Dan Keselamatan Radiasi Terhadap Lensa Mata Personil Radiologi Intervensional <i>Titik Kartika*</i> , <i>Ishak**</i>	67
 KELOMPOK B : KESELAMATAN DAN PENGAWASAN INSTALASI DAN BAHAN NUKLIR (REAKTOR DAYA, REAKTOR RISET, PENAMBANGAN BAHAN NUKLIR, PROSES DAN PEMANFAATAN BAHAN NUKLIR, PENGELOLAAN LIMBAH RADIOAKTIF, INTRODUKSI PLTN) DAN KEAMANAN INSTALASI DAN BAHAN NUKLIR	
Kajian Pengawasan Pengelolaan Limbah Radioaktif Pada Operasi PLTN Daya 1000 MWe <i>Helen Raflis</i>	79

Kajian Arah Pengaturan Perizinan Bahan Nuklir di Indonesia <i>Bambang Riyono*</i> , <i>Yudi Pramono**</i>	83
Kajian Teoretik Teknik Pengukuran Fraksi Bakar Bahan Bakar Nuklir Dengan Spektroskopi Gamma <i>Diah Hidayanti S.</i>	89
Kajian Potensi Serangan Stuxnet Pada Instalasi Reaktor Non Daya Di Indonesia <i>Eko H. Riyadi</i>	98
Inspeksi Kesehatan Dan Keselamatan Kerja (K3) Sebagai Alat Evaluasi Penerapan Budaya Keselamatan Di Instalasi Elemen Bakar Eksperimental <i>*Eko Yuli R, **Mu'nisatun Sholikhah, ***Torowati, ****Ganisa K. Suryaman*****</i>	106
Kesiapan Pemegang Izin Terhadap Implementasi Pp Dan Perka Bapeten Mengenai Analisis Keselamatan Reaktor Nondaya (MT) <i>Endiah Puji Hastuti</i>	117
Penentuan Zona Tindakan Dalam Proses Penanganan Kedaruratan Nuklir/Radiologi <i>Ade Awalludin</i>	126
Faktor Kejadian Sebagai Pembelajaran Untuk Meningkatkan Budaya Keselamatan Di Instalasi Elemen Bakar Eksperimental <i>Heri Hardiyanti, Agus Sartono, Bambang Herutomo, AS. Latief</i>	135
Pengaruh Sosial Ekonomi Akibat Dekomisioning Reaktor Nuklir di PLTN Vandellòs I <i>Liliana Yetta Pandi</i>	145
Kriteria Penapisan Aspek Bahaya Gunungapi Dalam Evaluasi Tapak Pltn <i>Nur Siwhan</i>	157
Analisis <i>Counter Current Flow Limitation</i> Selama Proses Pendinginan Pada Celah Sempit Rektangular <i>Nur Rahmad Yusuf</i>	166
Evaluasi Radioaktivitas <i>Gross-</i> Udara Buang IEBE Periode 2007-2012 <i>Nudia Barenzani, Arca Datam Sugiarto dan Sri Wahyuningsih</i>	177
Peran Pengujian Mekanik Untuk Penelitian Dan Pengembangan Material Bejana Tekan PLTN <i>S. Nitiswati</i>	185
Survei Penerapan Budaya Keselamatan di Instalasi Elemen Bakar Eksperimental Tahun 2008 - 2012 <i>Torowati, Ganisa, K.S., Erilia Y. dan Nudia B.</i>	195
Tinjauan TSP Sebagai Salah Satu Aspek Keamanan Dalam Pengangkutan Bahan Nuklir <i>Wiryono</i>	202

MAKALAH POSTER

KELOMPOK A : KESELAMATAN DAN PENGAWASAN FASILITAS RADIASI DAN ZAT RADIOAKTIF (KESEHATAN, INDUSTRI, PENELITIAN, LINGKUNGAN), DAN KEAMANAN SUMBER RADIOAKTIF.

Rancangan Pedoman Sistem Manajemen & Standar Teknis Produksi Pesawat Sinar-X <i>Dyah Palupi*, Made Pramayuni**</i>	213
Standardisasi Medan Radiasi Acuan Beta ^{85}Kr Menggunakan Extrapolation Chamber <i>Nazaroh dan Fendinugroho</i>	225
Penguatan Pengawasan Barang Konsumen Melalui Harmonisasi Internasional <i>Yus Rusdian Akhmad</i>	233

KELOMPOK B : KESELAMATAN DAN PENGAWASAN INSTALASI DAN BAHAN NUKLIR (REAKTOR DAYA, REAKTOR RISET, PENAMBANGAN BAHAN NUKLIR, PROSES DAN PEMANFAATAN BAHAN NUKLIR, PENGELOLAAN LIMBAH RADIOAKTIF, INTRODUKSI PLTN) DAN KEAMANAN INSTALASI DAN BAHAN NUKLIR

Kajian Keselamatan Thermohidrolik Bulk Shielding Reaktor Kartini Menggunakan CFD Fluent <i>Agus Waluyo</i>	241
Kajian Teknis Konsep Pengawasan Aspek Geologi Untuk Penentuan Calon Tapak PLTN Di Indonesia <i>Akhmad Muktaf Haifani</i>	251
Analisis Akar Permasalahan (<i>Root Cause Analysis</i>) Terhadap Pekerja Radiasi Bidang Radiografi Yang Mendapat Dosis Melebihi NBD (Studi Kasus PT. XYZ) <i>Arifin M. Wibowo*, Fajariadi**, dan Aditia Ananta***</i>	257
Analisis Perilaku Thermal Udara Dalam Bungkusan Zat Radioaktif / Bahan Nuklir <i>Azizul Khakim</i>	263
Studi Efek Fraksi Pengepakan Bahan Bakar Pebel Terhadap Kritikalitas Reaktor Menggunakan Program VSOP-94 <i>Caesar Bayu Kusuma*, Sihana**, Andang Widi Harto***</i>	274
Kajian Pengaruh Kerapatan Moderator Terhadap Reaktivitas Reaktor RSG-GAS <i>Daddy Setyawan*, Budi Rohman**</i>	281
Pembelajaran Kecelakaan Fukushima Untuk Meningkatkan Kinerja Sistem Kesiapsiagaan Nuklir Nasional <i>Dewi Apriliani</i>	286
Implementasi Perka Bapeten Nomor 10 Tahun 2006 Pada Penyusunan Laporan Analisis Keselamatan Instalasi Produksi Elemen Bakar Reaktor Riset <i>Rr.Djarwanti Rahayu Pipin Soedjarwo*, Suhaedi Muhammad**</i>	297
Pengaruh Implementasi <i>Behavior Based Safety (BBS)</i> terhadap Peningkatan Budaya Keselamatan di IEBE <i>Mugiyono, Agus Sartono, AS.Latief</i>	304
Analisis Sensitivitas Pada Variabel Ketidakpastian Yang Mempengaruhi LUEC PLTN Dengan Pendekatan Probabilistik <i>Nuryanti*, Akhmad Hidayatno**, Erlinda Muslim***</i>	315
Perbandingan Tata Letak Dan Desain RKU APR1400 DENGAN Persyaratan EPRI <i>Suharyo Widagdo*, Darlis, Sigit Santoso**, T.J. Suryono***</i>	326
Analisis Plutonium Di Sedimen Perairan Laut Bangka <i>Murdahayu Makmur</i>	338

LAMPIRAN

CERAMAH UMUM / PLENO

Perkembangan Teknologi PLTN dan Aplikasinya di Indonesia: PLTN Generasi Maju <i>Prof. Dr. Zaki Su'ud M. Eng</i>	344
Rencana Litbang Pengolahan Mineral 2014 dan Kerjasama Penelitian Terkait Ekstraksi Logam Tanah Jarang Dari Mineral Mengandung Unsur Radioaktif <i>Muchtar Aziz</i>	402
<i>The New Dose Limit for The lens of The Eye</i> <i>Trevor Boal, IAEA-NSRW</i>	409

**SUSUNAN PANITIA SEMINAR KESELAMATAN NUKLIR TAHUN 2013
BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR**

- | | | | | |
|----|---|---|---|--|
| 1. | PEMBINA | : | Kepala BAPETEN | |
| 2. | PENGARAH | : | 1. Deputi PKN
2. Deputi PI
3. Sestama | |
| 3. | PENYELENGGARA | | | |
| | Ketua | : | Dr. Eng. Yus Rusdian Akhmad | P2STPFRZR |
| | Sekretaris | : | Dra. Leily Savitri | P2STPFRZR |
| | Sekretariat | : | 1. Eny Erawati, ST
2. Intanung Syafitri, S.Si
3. Ardiantoro SP, SST
4. Iswandarini | P2STPFRZR
P2STPFRZR
P2STPFRZR
BU |
| | Sie Persidangan | | | |
| | Koordinator | : | Drs. Togap Marpaung | P2STPFRZR |
| | Anggota | : | 1. Petit Wiringgalih, B.Eng
2. Lilis Susanti S.,ST
3. Zalfy Hendry Eka Putra, M.T
4. Putri Suryo Dinoto, ST
5. Liya Astuti, ST | BP
P2STPFRZR
P2STPFRZR
P2STPFRZR
P2STPFRZR |
| | Sie Dokumentasi Ilmiah
dan Prosiding | | | |
| | Koordinator | : | Akhmad Muktaf Haifani,ST,M.Sc,M.Si | BHO |
| | Anggota | : | 1. M. Alfian, ST
2. Gloria Doloressa, MKKK
3. Rusmanto, ST, M.Si.
4. Wawan Susanto, SST
5. Rini Setyaningsih, A.Md | P2STPFRZR
P2STPFRZR
P2STPFRZR
P2STPFRZR
BU |
| 4. | PENILAI MAKALAH | | | |
| | Koordinator | : | Drs. Heryudo Kusumo, M.S | BAPETEN |
| | Anggota | : | 1. Dr. Eng. Abdul Waris
2. Dr.Ing. Sihana
3. Prof. Dr. Djarwani S.
4. Dr. Syahrir
5. Prof. Eri Hiswara, M.Sc
6. Dr. Judi Pramono, M.Eng
7. Amin Zarkasi, PhD
8. Drs. Azhar, M.Sc
9. Dra. Novijanti Noor | ITB
UGM
UI
BATAN
BATAN
BAPETEN
BAPETEN
BAPETEN
BAPETEN |

**AGENDA TENTATIF
SEMINAR KESELAMATAN NUKLIR 2013
JAKARTA, 19 JUNI 2013**

WAKTU	AGENDA	KETERANGAN	
08.00 – 08.30	Registrasi	Panitia	
08.30 – 09.00	Pembukaan: 1. Laporan 2. Sambutan dan Pembukaan	1. Ketua Panitia 2. Kepala BAPETEN	
09.00 – 09.30	Pembicara Kunci	Dr. Ir. Idwan Suhardi Staf Ahli Menteri Negara RISTEK Bidang Energi dan Material Maju	
09.30 – 10.00	REHAT KOPI Presentasi POSTER sesi 1		
10.00 – 11.15	Pembicara Tamu 1 Pembicara Tamu 2 Pembicara Tamu 3	Mr. Trevor Boal, IAEA Ir. Muchtar J. Aziz Koordinator KP3 Teknologi Pengolahan dan Pemanfaatan Mineral Puslitbang Teknologi Mineral dan Batubara (<i>tekMIRA</i>) – Kementerian ESDM Prof. Dr. Zaki Su'ud, ITB Moderator : Drs. Azhar, M.Sc Sekretaris : Dra. Taruniyati Handayani, M.Sc	
11.15 - 12.00	DISKUSI		
12.00 – 13.00	ISHOMA		
13.00 – 15.30	OA01	OB01	Kelas I (OA01 - OA08) Moderator : Drs. Togap Marpaung, PGD Sekretaris : Indra Gunawan, SH
	OB09	OB10	
	OA02	OB02	Kelas II (OB01- OB08) Moderator : Dr. Judi Pramono, M.Eng Sekretaris : Haendra Subekti, MT
	OA03	OB03	
	OB11	OB12	
	OA04	OB04	Kelas II (OB09 - OB16) Moderator : Ir. Budi Rohman, M.Sc Sekretaris : Dr. Azizul Khakim, M.Eng
	OA05	OB05	
	OA06	OB06	
OB14	OB15		
OA07	OB07		
OA08	OB08	OB16	
15.30 – 16.00	REHAT KOPI Presentasi POSTER sesi 2		
16.00 – 16.15	Penutupan : 1. Perumusan 2. Penutupan	1. Ketua Panitia 2. Deputi Pengkajian Keselamatan Nuklir BAPETEN	



MAKALAH ORAL KELOMPOK A

INTEGRASI SISTEM MANAJEMEN DAN STANDAR MUTU PADA PRODUKSI PESAWAT SINAR-X RADIOLOGI DIAGNOSTIK

Anet Hayani*
Endang Kunarsih**

* Direktorat Perijinan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif, BAPETEN
**Direktorat Keteknikan dan Kesiapsiagaan Nuklir
Jl. Gajah Mada No.8 Jakarta Pusat
email : a.hayani@bapeten.go.id

ABSTRAK

INTEGRASI SISTEM MANAJEMEN DAN STANDAR MUTU PADA PRODUKSI PESAWAT SINAR-X RADIOLOGI DIAGNOSTIK. Pemanfaatan pesawat sinar-X memiliki potensi bahaya yang cukup tinggi bagi pasien, pekerja dan masyarakat umum. Untuk itu, pesawat sinar-X yang digunakan haruslah handal dan bermutu. Proses produksi dan/atau perakitan pesawat sinar-X di Indonesia hingga kini belum memiliki ketentuan yang jelas dalam hal menjamin mutu produk yang dihasilkan. Makalah ini menyajikan uraian beberapa ketentuan dan/atau peraturan yang harus diacu dan diintegrasikan dalam proses produksi pesawat sinar-X. Penyusunan makalah dilaksanakan melalui kajian beberapa pustaka.
Kata Kunci : Sistem manajemen, standar mutu, produksi pesawat sinar-X

ABSTRACT

*INTEGRATION OF MANAGEMENT SYSTEM AND QUALITY STANDARD IN INTERVENTIONAL AND RADIOLOGICAL X-RAY PRODUCTION. Utilization of Medical X-ray equipment have a high enough potensial hazard to patients, employees and the general public. Because of that, the best medial X-ray equipment used to be a reliable and high quality. Production processes and / or medical X-ray equipment assembly in Indonesia has a clear provision yet in terms of ensuring the quality of products produced. This paper presents a description of some of the requirement and / or regulations should be referred to and be integrated in the production process of medical X-ray equipement. This paper carried through the study of several references.
Keywords: management systems, quality standards, the production of X-ray equipment.*

PENDAHULUAN

Pemanfaatan pesawat sinar-X radiologi diagnostik di Indonesia dalam beberapa tahun terus berkembang. Hal ini ditandai dengan semakin meningkatnya izin pemanfaatan yang diterbitkan oleh Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) setiap tahunnya. Peningkatan jumlah pemanfaatan diiringi pula dengan tingginya ketergantungan Indonesia terhadap impor pesawat sinar-X radiologi diagnostik, yang pada akhirnya mendorong industri di

Indonesia untuk memproduksi dan/atau merakit pesawat sinar-X radiologi diagnostik.

Dalam memproduksi dan/atau merakit pesawat sinar-X radiologi diagnostik, standar mutu produk yang ditetapkan dan disetujui oleh badan pengawas harus menjadi pertimbangan utama dalam proses produksinya. Hal ini dikarenakan standar mutu akan memberikan kontribusi yang besar dalam pemenuhan terhadap ketentuan keselamatan. Standar mutu juga menjadi jaminan terhadap konsistensi mutu produk dan aspek keselamatan dari pesawat sinar-X

radiologi diagnostik secara teknis. Pengakuan atas penerapan standar mutu diwujudkan dalam bentuk sertifikasi produk.

Proses sertifikasi produk dilakukan berdasarkan pada Pedoman skema sertifikasi produk yang diterbitkan oleh Komite Akreditasi Nasional (KAN). Dalam pedoman tersebut direkomendasikan kepada pemanufaktur untuk menerapkan sistem manajemen mutu dalam proses produksinya, hal ini akan memberikan keuntungan bagi pemanufaktur dalam menjaga konsistensi mutu produk yang dihasilkan dan juga memberi kemudahan bagi pihak ketiga sebagai pelaksana sertifikasi untuk menilai kesesuaian produk dengan standar yang digunakan dan memastikan bahwa kesesuaian tersebut terpelihara.

Berdasarkan penjelasan tersebut maka dapat disimpulkan bahwa penerapan sistem manajemen menjadi sangat penting karena pada akhirnya akan berdampak pada keselamatan. Hal ini sejalan dengan ketentuan yang terdapat dalam peraturan yang diterbitkan oleh BAPETEN yaitu Perka BAPETEN Nomor 4 Tahun 2010 tentang Sistem Manajemen Fasilitas dan Kegiatan Pemanfaatan Tenaga Nuklir bahwa semua fasilitas dan kegiatan terkait pemanfaatan tenaga nuklir harus menerapkan sistem manajemen. Penerapan sistem manajemen pada pemanfaatan ketenaganukliran bertujuan untuk menjamin dan memelihara keselamatan dalam kerangka manajerial.

Pada kenyataannya, pemanufaktur pesawat sinar-X radiologi diagnostik lebih memilih menggunakan ISO 9001:2008 sebagai standar dalam menerapkan sistem manajemen mutu hal ini agar dapat meningkatkan daya saing di pasar global. Meskipun demikian, terdapat kekurangan dari penerapan ISO 9001:2008 yaitu ketentuan yang disyaratkan pada ISO 9001:2008 tidak mempertimbangkan aspek keselamatan terhadap proses dan produk yang dihasilkan seperti yang terdapat dalam Perka BAPETEN Nomor 4 Tahun 2010 dan juga ketentuan khusus dalam bidang

peralatan medis (ISO 1348:2003). Oleh karenanya apabila pemanufaktur pesawat sinar-X radiologi diagnostik menetapkan ISO 9001:2008 sebagai standar sistem manajemen yang akan digunakan maka harus mengintegrasikan persyaratan yang terdapat dalam Perka BAPETEN Nomor 4 Tahun 2010 dan juga ketentuan tambahan sistem manajemen untuk peralatan medis (ISO 13485:2003).

Berikut akan dijelaskan mengenai integrasi persyaratan ISO 9001:2008 dan ketentuan tambahan untuk sistem manajemen untuk peralatan medis dalam rangka mencapai mutu produk yang sesuai standar mutu produk pesawat sinar-X radiologi diagnostik.

LANDASAN TEORI

1. PERKA BAPETEN Nomor 4 Tahun 2010

Perka BAPETEN Nomor 4 Tahun 2010 adalah Peraturan yang diterbitkan oleh BAPETEN tentang Sistem Manajemen Fasilitas dan Kegiatan Pemanfaatan Tenaga Nuklir. Perka ini diterbitkan dalam rangka memenuhi Peraturan Pemerintah Nomor 33 Tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Zat Radioaktif. Sistem manajemen menitik beratkan pada aspek manajerial akan tetapi didalamnya tetap mencakup jaminan mutu dan kendali mutu. Penerapan sistem manajemen dapat memastikan bahwa seluruh kegiatan atau proses dilakukan secara sistematis dan terencana sehingga seluruh tujuan dan sasaran baik mutu dan keselamatan dapat tercapai.

Perka BAPETEN Nomor 4 Tahun 2010 diadopsi dari Seri Keselamatan IAEA GS-R-3 (Management System Facilities and Activities). Namun demikian penerapannya harus diharmonisasikan dengan peraturan BAPETEN lainnya maupun peraturan perundangan yang berlaku. Dalam Perka BAPETEN Nomor 4 Tahun 2010 dijelaskan ketentuan yang harus dilakukan oleh

pemohon ijin dalam menetapkan, menerapkan, menilai dan meningkatkan sistem manajemen secara berkesinambungan 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 pada proses pemanfaatan tenaga nuklir. Berdasarkan uraian tersebut maka sistem manajemen yang terdapat dalam Perka BAPETEN Nomor 4 Tahun 2010 dapat disebut sebagai sistem manajemen terintegrasi.

Sistem manajemen terintegrasi hendaknya dilakukan dengan menyediakan suatu kerangka kerja untuk mengatur proses yang diperlukan guna mencapai tujuan organisasi. Tujuan organisasi dapat mencakup pertimbangan keselamatan, kesehatan, lingkungan, keamanan, mutu produk dan elemen-elemen ekonomi serta pertimbangan lain seperti tanggung jawab sosial. Untuk memenuhi Perka BAPETEN Nomor 4 Tahun 2010, organisasi pemanfaat tenaga nuklir harus memenuhi ketentuan sebagai berikut:

1. Persyaratan umum;
2. Budaya Keselamatan;
3. Pemingkatan;
4. Dokumentasi Sistem Manajemen;
5. Tanggung jawab manajemen yang terdiri dari komitmen manajemen, kepuasan pihak berkepentingan, kebijakan organisasi, perencanaan dan wewenang dan tanggung jawab manajemen;
6. Manajemen sumber daya yang terdiri atas penyediaan sumber daya, sumber daya manusia dan prasarana dan lingkungan kerja;
7. Pelaksanaan Proses yang terdiri dari kendali dokumen, kendali produk, kendali rekaman, pembelian, komunikasi, pengeloaan perubahan organisasi, pengembangan proses dan manajemen proses;

8. Pemantauan, Pengukuran, Penilaian dan Perbaikan yang terdiri dari Pemantauan, Pengukuran, Penilaian diri dan mandiri, Tinjauan sistem manajemen, Ketidaksesuaian, Tindakan korektif, Tindakan pencegahan dan Perbaikan. Sistem manajemen menitik beratkan aspek manajerial akan tetapi didalamnya tetap mencakup jaminan mutu dan kendali mutu. Penerapan sistem manajemen dapat memastikan bahwa seluruh kegiatan atau proses dilakukan secara sistematis dan terencana sehingga seluruh tujuan dan sasaran baik mutu dan keselamatan dapat tercapai.

2. ISO 9001:2008

ISO 9001:2008 merupakan standar internasional yang menetapkan persyaratan dan rekomendasi untuk desain dan penilaian suatu sistem manajemen mutu. Sistem ISO 9001:2008 menitikberatkan pada efektivitas proses *continual improvement* dengan pola berpikir PDCA (*Plan, Do, Check dan Act*), dimana dalam setiap proses dilakukan melalui perencanaan yang matang, implementasi yang terukur, evaluasi dan analisis data yang akurat serta tindakan perbaikan yang sesuai, juga memantau pelaksanaannya agar dapat menyelesaikan masalah yang terjadi di organisasi.

Standar ISO 9001:2008 terdiri atas 5 elemen utama, yaitu:

1. Sistem Manajemen Mutu terdiri dari persyaratan umum dan persyaratan dokumentasi;
2. Tanggung Jawab Manajemen terdiri dari komitmen manajemen, fokus terhadap pelanggan, kebijakan mutu, perencanaan, tanggung jawab, wewenang dan komunikasi serta tinjauan manajemen;
3. Manajemen Sumber Daya terdiri dari penyediaan sumber daya, sumber daya, manusia prasarana dan lingkungan kerja;

4. Realisasi Produk terdiri dari perencanaan realisasi produk, proses berkaitan dengan pelanggan, design dan pengembangan, pembelian, produksi dan penyediaan jasa, pengendalian alat pemantauan dan pengukuran;
5. Pengukuran, Analisa Dan Perbaikan terdiri dari pemantauan dan pengukuran, pengendalian produk tidak sesuai analisa data perbaikan

Standar ISO 9001:2008 tidak mencakup persyaratan khusus bagi sistem manajemen mutu lainnya, seperti manajemen lingkungan, manajemen kesehatan dan keselamatan kerja serta manajemen keuangan atau manajemen risiko. Namun standar ini memungkinkan suatu organisasi untuk menyelaraskan atau mengintegrasikan sistem manajemen mutu yang diterapkan sesuai dengan persyaratan sistem manajemen terkait.

Standar ISO 9001:2008 dapat digunakan oleh semua organisasi, tanpa menghiraukan jenis, ukuran, dan produk yang dihasilkan. Penerapan standar ini bertujuan meningkatkan kepuasan pelanggan melalui aplikasi sistem yang efektif, termasuk proses perbaikan sistem secara berkelanjutan dan jaminan terhadap kesesuaian persyaratan pelanggan dan peraturan perundangan yang berlaku. Standar ini dapat juga digunakan oleh pihak kedua guna menilai kemampuan organisasi dalam memenuhi persyaratan pelanggan dan peraturan perundangan yang berlaku.

3. ISO 13485:2003

ISO 13485:2003 merupakan standar internasional yang menjadi persyaratan bagi pamanufaktur dalam memproduksi alat kesehatan, termasuk juga pamanufaktur pesawat sinar-X diagnostik agar produk yang dihasilkan memiliki mutu yang konsisten sesuai spesifikasi yang ditetapkan. Secara umum persyaratan yang terdapat pada ISO 13485:2003 selaras dengan ISO 9001:2008, seperti Persyaratan Dokumentasi, Tanggung Jawab Manajemen, Manajemen Sumber

Daya, Realisasi Produk, dan Pengukuran, Analisis dan Perbaikan.

ISO 13485:2003 memberikan ketentuan tambahan dan petunjuk pelaksanaan penerapan ISO 9001:2008 pada industri alat kesehatan. Pada beberapa persyaratan ketentuan tambahan diberikan lebih rinci guna memastikan proses produksi terkendali seperti ketentuan mengenai desain dan pengembangan, produksi, instalasi dan layanan peralatan kesehatan. Standar ini juga fokus pada cara organisasi dalam menilai dan mengelola risiko, mengidentifikasi dan mengendalikan kemampotelusuran produk, serta mengendalikan kebersihan dan lingkungan kerja. Selain itu ISO 13485:2003 menetapkan bahwa kriteria keberterimaan harus mengacu pada standar internasional ataupun nasional.

Akan tetapi pada saat ini sertifikasi ISO 13485:2003 belum dapat dilakukan oleh Badan Sertifikasi di Indonesia.

4. Sertifikasi Produk

Sertifikasi produk merupakan penetapan dari pihak ketiga yang menyatakan bahwa suatu produk telah memenuhi standar mutu tertentu. Sertifikasi produk ditujukan untuk memberi jaminan kepastian mutu produk kepada konsumen bahwa produk yang digunakan telah sesuai dengan persyaratan dan spesifikasi teknik yang berlaku. Kegiatan sertifikasi produk dilakukan melalui sistem penilaian kesesuaian produk terhadap standar yang digunakan. Pihak ketiga yang melakukan penilaian kesesuaian produk dengan standar tertentu harus memiliki kompetensi untuk melakukan sertifikasi produk dengan menerapkan seluruh ketentuan yang ditetapkan oleh Komite Akreditasi Nasional (KAN) atau ditunjuk oleh Badan Pengawas. Dalam melakukan sertifikasi produk, pihak ketiga dapat menetapkan skema sertifikasi yang akan diberlakukan pada produk yang akan disertifikasi. Skema sertifikasi tergantung pada tingkat resiko dan biaya

yang terkait, akan tetapi seluruh skema sertifikasi akan mencakup fungsi berikut ini:

1. seleksi;

Lembaga sertifikasi melakukan pengumpulan informasi untuk melaksanakan penilaian kesesuaian terhadap persyaratan. Bila organisasi pemohon telah menerapkan sistem manajemen mutu, lembaga sertifikasi akan mereview dokumen yang terkait untuk mengetahui kesiapan dan kemampuan organisasi serta sejauh mana penerapan sistem manajemen mutu.

2. determinasi;

Tim asesmen lembaga sertifikasi menentukan materi yang perlu diinvestigasi pada fasilitas organisasi pemohon. Materi tersebut dapat sangat beragam, tergantung pada sejauh mana persyaratan sistem manajemen mutu digunakan dalam skema sertifikasi produk.

3. review dan penetapan;

Tim asesmen lembaga sertifikasi mereview penerapan sistem manajemen berdasarkan pada persyaratan spesifik dalam skema sertifikasi produk yang relevan.

Sertifikasi produk diselesaikan sesuai dengan skema yang dipergunakan, dan keberterimaan sistem manajemen mutu yang dimiliki organisasi pemohon untuk semua lingkup permohonan sertifikasi produk harus dimasukkan ke dalam dokumen sertifikasi.

4. surveilan:

Surveilan dilakukan selama masa berlaku sertifikat, yang dimaksudkan untuk memperoleh kepastian bahwa produk yang telah disertifikasi secara kontinyu tetap memenuhi persyaratan.

Skema sertifikasi produk dibedakan atas:

- a. Skema sertifikasi tanpa sistem manajemen mutu;
- b. Skema sertifikasi dengan menggunakan persyaratan sistem manajemen mutu

yang sangat terbatas dimana organisasi pemohon sertifikasi menerapkan skema dengan menggunakan laboratorium uji milik organisasi tersebut untuk mendapatkan sebagian atau seluruh data pengujian produk yang diperlukan guna menilai kesesuaian produk terhadap persyaratan yang diacu;

- c. skema sertifikasi dengan menggunakan banyak persyaratan sistem manajemen mutu dimana pemohon sertifikasi produk menggunakan persyaratan sistem manajemen mutu yang komprehensif.

Skema sertifikasi dengan menerapkan sistem manajemen yang sesuai dengan proses manufaktur lebih banyak digunakan meskipun dalam penerapannya sistem manajemen tidak mengharuskan adanya sertifikasi produk oleh lembaga sertifikasi.

PEMBAHASAN

Berdasarkan penjelasan diatas, pada proses produksi pesawat sinar-X radiologi diagnostik sertifikasi produk merupakan hal yang mutlak untuk menjamin bahwa produk yang dihasilkan sesuai dengan standar yang digunakan. Konsistensi dari produk terstandarisasi tersebut dapat tercapai dengan menerapkan sistem manajemen mutu. Penerapan sistem manajemen juga akan memberikan keuntungan bagi organisasi produksi dan juga kemudahan bagi pihak ketiga dalam melakukan sertifikasi produk dimana kesesuaian produk dengan standar yang digunakan dan kesesuaiannya terpelihara. Sistem Manajemen yang diterapkan hendaknya memenuhi sistem manajemen yang diatur oleh peraturan perundangan yang berlaku, dimana sistem manajemen tersebut harus menitikberatkan mutu produk dan keselamatan baik pada saat pemanfaatan produk, keselamatan pekerja, masyarakat dan juga lingkungan.

Dan dalam rangka produksi pesawat sinar-X radiologi diagnostik dan intervensional penerapan Perka BAPETEN No. 4 tahun 2010 perlu dilakukan. Hal ini

mengingat bahwa dalam produksinya, termasuk didalamnya proses desain hingga kendali mutu (QC), terutama pada saat proses pengujian pesawat sinar-X, harus mempertimbangkan aspek keselamatan baik pekerja, masyarakat dan juga lingkungan.

Oleh karena itu untuk integrasi penerapan Perka BAPETEN No.4 tahun 2010 kedalam ISO 9001:2008 diperlukan guna terpenuhinya aspek keselamatan didalam memproduksi pesawat sinar-X. Dalam menerapkan ISO 9001:2008 selain mengintegrasikan Perka BAPETEN No.4 tahun 2010, pemanufaktur hendaknya juga menerapkan ISO 13485:2003 yang memberikan petunjuk penerapan dan ketentuan tambahan dalam menerapkan ISO 9001:2008 sebagai standar sistem manajemen yang akan digunakan.

Berikut ini adalah tabel persyaratan Perka BAPETEN Nomor 4 Tahun 2010 yang terintegrasi didalam ketentuan ISO 9001:2008 dan juga ketentuan tambahan dalam rangka kendali mutu produk pesawat sinar-X yang terdapat dalam ISO 13485:2003.

Tabel 1. Integrasi antara Perka BAPETEN Nomor 4 Tahun 2010 dan ISO 9001:2008

Perka BAPETEN no. 4/2010		ISO 9001:2008	
Pasal 4	Sistem manajemen umum	Klausul 4	Sistem Manajemen Umum
		Klausul 4.1	Persyaratan umum
Pasal 5	Budaya keselamatan		-
Pasal 6	Pemeringkatan		-
Pasal 7	Dokumentasi sistem manajemen	Klausul 4.2	Persyaratan dokumentasi
		Klausul 4.2.1	Umum
		Klausul 4.2.2	Pedoman Mutu
Pasal 8,9,10	Komitmen manajemen	Klausul 5.1	Komitmen Manajemen
Pasal 11	Kepuasan pihak berkepentingan	Klausul 5.2	Fokus Pada Pelanggan
Pasal 12	Kebijakan organisasi	Klausul 5.3	Kebijakan Mutu
Pasal 13	Perencanaan	Klausul 5.4	Perencanaan
		Klausul 5.4.1	Tujuan Mutu
		Klausul 5.4.2	Perencanaan Sistem Manajemen Mutu
Pasal 14	Wewenang dan tanggung jawab	Klausul 5.5	Tanggung jawab, Wewenang dan Komunikasi
		Klausul 5.5.1	Tanggung jawab dan Wewenang
		Klausul 5.5.2	Wakil Manajemen
		Klausul 5.5.3	Komunikasi Internal
Pasal 15	Penyediaan sumber daya	Klausul 6.1	Penyiapan Sumber Daya
Pasal 16	Sumber daya manusia	Klausul 6.2	Sumber Daya Manusia
Pasal 17	Prasarana dan lingkungan kerja	Klausul 6.3	Infrastruktur
		Klausul 6.4	Lingkungan kerja
Pasal 18	Kendali dokumen	Klausul 4.2.3.	Kendali Dokumen
Pasal 19,20,21,22	Kendali produk	Klausul 7.1.	Perencanaan Realisasi Produk
		Klausul 7.2.	Produk terkait pelanggan
		Klausul 7.3.	Desain dan Pengembangan
		Klausul 7.6.	Pengendalian peralatan pengawasan dan pengukuran
Pasal 23	Kendali rekaman	Klausul 4.2.4.	Kendali Rekaman
Pasal 24	Pembelian	Klausul 7.4	Pembelian
Pasal 25	Komunikasi	Klausul 5.5	Tanggung jawab,

			<i>Wewenang dan Komunikasi *)</i>
Pasal 26	Pengelolaan perubahan organisasi	-	-
Pasal 27,28	Pengembangan proses	Klausul 7.5	Kententuan Produksi dan Layanan
Pasal 29	Manajemen proses	-	-
Pasal 30	Pemantauan dan pengukuran	Klausul 8.2	Pemantauan dan Pengukuran
Pasal 31,32,33	Penilaian diri dan penilaian mandiri	Klausul 8.2.2.	Internal Audit
Pasal 34	Tinjauan sistem manajemen	Klausul 7.5	Manajemen Review
Pasal 35,36,37	Ketidaksesuaian, tindakan korektif, dan pencegahan	Klausul 8.3	Kendali ketidaksesuaian produk.
		Klausul 8.5.2	Tindakan korektif
		Klausul 8.5.3	Tindakan Pencegahan
Pasal 38	Perbaikan	Klausul 8.5.1	Perbaikan

Berdasarkan tabel di atas, berikut adalah keterangan tambahan yang dilengkapi dengan ketentuan yang terdapat dalam ISO 13485:2003 untuk masing-masing persyaratan:

1. Klausul 4.1 pada ISO 9001:2008 dapat memenuhi Pasal 4 pada Perka BAPETEN no.4 tahun 2010 dengan menambahkan penjelasan bahwa tujuan sistem manajemen mutu sesuai dengan peraturan dan standar terkait produksi pesawat sinar-X dan memastikan bahwa pesawat sinar-X secara konsisten aman dan efektif. Dan pada klausul 4.2.1. untuk persyaratan dokumentasi hendaknya menetapkan bahwa dokumentasi tidak hanya sebatas penetapan dan pemeliharaan dokumen terkait spesifikasi produk dan persyaratan sistem manajemen mutu akan tetapi juga dokumentasi seluruh proses manufaktur.
2. Ketentuan Pasal 5 dan 6 Perka BAPETEN Nomor 4 Tahun 2010 perlu ditambahkan pada penerapan sistem manajemen mutu ISO 9001:2008.
3. Klausul 4.2 pada ISO 9001:2008 dapat memenuhi Pasal 7 Perka BAPETEN Nomor 4 Tahun 2010 dengan menambahkan ketentuan dokumen lain yang diatur oleh peraturan perundangan.
4. Klausul 4.2.3 pada ISO 9001:2008 dapat memenuhi Pasal 18 Perka BAPETEN Nomor 4 Tahun 2010 dengan menetapkan bahwa sebelum diterbitkan dokumen harus direview dan disetujui. Review dan persetujuan dapat dilakukan oleh unit kerja yang menerbitkan dokumen maupun unit kerja yang melakukan desain. Unit kerja tersebut harus mengetahui latar belakang dalam mengambil keputusan terkait dokumen yang diterbitkan. Organisasi harus menetapkan jangka waktu penyimpanan dokumen, minimal satu salinan dari dokumen terkendali. Jangka waktu yang ditetapkan harus dapat memastikan bahwa pesawat sinar-X telah dimanufaktur dan diuji, jangka waktu tersebut minimal selama umur hidup pesawat sinar-X yang diproduksi.
5. Klausul 4.2.4 pada ISO 9001:2008 dapat memenuhi Pasal 23 Perka BAPETEN Nomor 4 Tahun 2010, keterangan tambahan adalah mengenai periode dokumen yang disimpan sebagai rekaman. Periode rekaman setidaknya ekuivalen dengan umur hidup pesawat sinar-X tersebut dan hal tersebut ditetapkan oleh organisasi. Akan tetapi tidak boleh kurang dari 2 (dua) tahun setelah tanggal produk tersebut siap digunakan atau terdapat peraturan pemerintah lainnya yang mengatur mengenai hal tersebut.
6. Klausul 5.1 pada ISO 9001:2008 dapat memenuhi Pasal 8, 9 dan 10 Perka BAPETEN Nomor 4 Tahun 2010, akan tetapi komitmen tidak hanya pada penerapan sistem manajemen pada produksi pesawat sinar-X akan tetapi komitmen untuk memenuhi peraturan perundangan yang berlaku dan juga menghasilkan produk yang aman dan efektif.
7. Klausul 5.2 pada ISO 9001:2008 dapat memenuhi Pasal 11 Perka BAPETEN Nomor 4 Tahun 2010, akan tetapi pada untuk dapat memenuhi Perka BAPETEN Nomor 4 Tahun 2010, organisasi harus mengidentifikasi tidak hanya pada kepuasan dan harapan pelanggan akan tetapi pihak berkepentingan lainnya yang terkait dengan produk pesawat sinar-X ini.

8. Klausul 5.3 pada ISO 9001:2008 dapat memenuhi Pasal 12 Perka BAPETEN Nomor 4 Tahun 2010, hanya kebijakan mutu dijelaskan bahwa komitmen manajemen sesuai dengan peraturan perundangan yang berlaku.
9. Klausul 5.4 pada ISO 9001:2008 dapat memenuhi Pasal 13 Perka BAPETEN Nomor 4 Tahun 2010 tanpa keterangan tambahan.
10. Klausul 5.5 pada ISO 9001:2008 dapat memenuhi Pasal 14 dan Pasal 25 Perka BAPETEN Nomor 4 Tahun 2010, keterangan tambahan adalah bahwa manajemen puncak harus menetapkan hubungan antar personil siapa yang mengelola, mengerjakan dan memverifikasi pekerjaan yang berdampak pada mutu produk dan memastikan independensi dan juga kewenangan untuk melaksanakan pekerjaan tersebut. Dan untuk memenuhi Pasal 25 Perka BAPETEN Nomor 4 Tahun 2010, organisasi juga harus menetapkan dan mengidentifikasi komunikasi tidak hanya untuk internal akan tetapi komunikasi terhadap pihak berkepentingan lainnya baik terkait mutu produk, keselamatan, kesehatan dan lain-lain. Selain itu penetapan kualifikasi personil yang bekerja dalam proses produksi pesawat sinar-X harus sesuai dengan peraturan perundangan yang berlaku.
11. Klausul 6.1 pada ISO 9001:2008 dapat memenuhi Pasal 15 Perka BAPETEN Nomor 4 Tahun 2010, tidak ada persyaratan tambahan hanya organisasi hendaknya menyediakan sumber daya untuk penerapan sistem manajemen dan sumber daya yang memenuhi persyaratan pelanggan dan badan pengawas.
12. Klausul 6.2 pada ISO 9001:2008 dapat memenuhi Pasal 16 Perka BAPETEN Nomor 4 Tahun 2010 tanpa keterangan tambahan.
13. Klausul 6.3 dan 6.4 pada ISO 9001:2008 dapat memenuhi Pasal 17 Perka BAPETEN Nomor 4 Tahun 2010, penjelasan untuk kegiatan pemeliharaan termasuk frekuensi kegiatan pemeliharaan yang dilakukan dan atau kegiatan terkait mutu harus ditetapkan sesuai persyaratan yang terdokumentasi. Persyaratan tambahan mengenai lingkungan kerja adalah bahwa organisasi harus menerapkan
 - a. Organisasi Manufaktur hendaknya menetapkan persyaratan kesehatan, kebersihan, dan kondisi lingkungan kerja yang berpengaruh pada mutu produk.
 - b. Jika kondisi lingkungan dapat memengaruhi mutu, organisasi hendaknya menetapkan persyaratan kondisi lingkungan kerja, prosedur dan instruksi kerja yang terdokumentasi untuk memantau dan mengendalikan kondisi lingkungan kerja ini.
 - c. Tinjauan hendaknya memastikan bahwa personil yang bekerja di dalam kondisi lingkungan yang khusus hendaknya memperoleh pelatihan yang memadai atau diawasi oleh personil yang terlatih.
14. Klausul 7.1, 7.2, 7.3 dan 7.6 pada ISO 9001:2008 dapat memenuhi Pasal 19, 20, 21 dan 22 Perka BAPETEN Nomor 4 Tahun 2010, tambahan dari penerapan Pasal-Pasal tersebut adalah dengan menguraikan proses produksi yang dilakukan mulai dari penentuan persyaratan pelanggan dan peraturan perundangan yang berlaku, desain dan

pengembangan, pembelian, produksi dan layanan juga kendali terhadap pengukuran dan pemantauan pesawat sinar-X yang diproduksi. Pada setiap proses yang dilakukan organisasi hendaknya menetapkan manajemen resiko dan juga menetapkan metode dalam menetapkan umur hidup pesawat sinar-X yang diproduksi.

Pada proses pelaksanaan desain dan pengembangan seluruh tahapan harus ditetapkan dan didokumentasikan, untuk itu beberapa ketentuan yang terdapat pada ISO 9001:2008 harus diintegrasikan dengan ketentuan pada ISO 13485:2003 seperti pada persyaratan berikut ini:

- a. *Perencanaan Desain dan pengembangan*, ketentuan tambahan adalah bahwa selama proses perencanaan desain harus direview, diverifikasi, divalidasi dan kegiatan ditransfer dengan benar untuk setiap tahapan desain.
 - b. *Masukan Desain dan Pengembangan*, ketentuan tambahan adalah masukan desain termasuk persyaratan fungsi alat, unjuk kerja alat dan keselamatan ketika digunakan dan keluaran dari resiko manajemen.
 - c. *Keluaran Desain dan Pengembangan*, ketentuan tambahan adalah bahwa seluruh keluaran desain harus dipelihara dan didokumentasikan. Hal yang penting pada ketentuan ini adalah keluaran desain harus berisi kriteria keberterimaan. Kriteria keberterimaan harus mengaju pada standar yang ditetapkan dan disetujui oleh Badan Pengawas. Ketentuan kriteria keberterimaan pesawat sinar-X yang dapat digunakan adalah ketentuan yang terdapat pada standar yang diterbitkan IEC yaitu salah satunya IEC 60601.
 - d. *Review Desain dan Pengembangan*, ketentuan tambahan bahwa semua orang yang terlibat dalam proses review desain harus merupakan orang yang pakar dibidangnya.
 - e. *Verifikasi Desain dan Pengembangan*, tidak ada ketentuan tambahan seluruh ketentuan yang terdapat dalam ISO 9001:2008 dapat digunakan.
 - f. *Validasi Desain dan Pengembangan*, ketentuan tambahan untuk validasi dilakukan sesuai pengaturan yang telah direncanakan untuk memastikan bahwa produk yang dihasilkan mampu memenuhi persyaratan yang ditetapkan, hendaknya juga melaksanakan evaluasi klinik dan/atau evaluasi unjuk kerja pesawat sinar-X sebagaimana ditetapkan oleh regulasi.
 - g. *Kendali terhadap Perubahan Desain dan Pengembangan*, tidak ada ketentuan tambahan seluruh ketentuan yang terdapat dalam ISO 9001:2008 dapat digunakan.
15. Klausul 7.4 pada ISO 9001:2008 dapat memenuhi Pasal 24 Perka BAPETEN Nomor 4 Tahun 2010, tidak ada ketentuan tambahan hanya perlu menambahkan ketetapan organisasi dalam memastikan ketertelusuran barang yang dibeli.
 16. Dalam memenuhi Pasal 26 Perka BAPETEN Nomor 4 Tahun 2010 mengenai Kendali perubahan organisasi, organisasi harus menambahkan ke dalam persyaratan ISO 9001:2008.
 17. Dalam memenuhi Pasal 29 Perka BAPETEN Nomor 4 Tahun 2010 mengenai Manajemen proses, organisasi harus menambahkan ketentuan tersebut dengan menetapkan personil yang bertanggung jawab pada masing-masing proses pada unit kerja yang ada.

18. Klausul 7.5 pada ISO 9001:2008 dapat memenuhi Pasal 27 dan 28 Perka BAPETEN Nomor 4 Tahun 2010, ketentuan tambahan adalah organisasi harus menetapkan prosedur, persyaratan terdokumentasi, intruksi kerja, referensi material dan prosedur pengukuran serta menerapkan sistem *labelling* dan pengemasan dalam proses produksi. Kegiatan perakitan harus sesuai dengan kriteria keberterimaan yang telah ditetapkan. Perlu juga melakukan identifikasi terhadap bahaya yang mungkin ditimbulkan dan menetapkan alir proses dan interaksi dari masing-masing proses produksi pesawat sinar-X.

19. Klausul 7.5, 8.2, 8.3, 8.5 pada ISO 9001:2008 dapat memenuhi Pasal 30 hingga Pasal 38 Perka BAPETEN Nomor 4 Tahun 2010, ketentuan tambahan adalah mengenai penilaian mandiri yang dilakukan oleh pihak luar dalam hal ini antara lain penilaian yang dilakukan oleh badan pengawas.

Apabila sistem manajemen telah diterapkan, maka pengajuan atas sertifikasi produk dapat dilakukan. Sertifikasi produk hendaknya dilakukan pada komponen utama dari pesawat sinar-X dengan mengikuti standar yang disetujui oleh Badan Pengawas. Hingga kini standar yang banyak digunakan di beberapa negara dan diakui secara internasional adalah standar yang diterbitkan oleh *International Electirical Committee (IEC)*. Untuk standar terkait peralatan elektrik medis dibagi menjadi 3 (tiga) grup yaitu:

1. Standar Keselamatan (*essensial performance*): yang berisi persyaratan dan metoda pengujian kesesuaian;
2. Standar Jaminan Mutu : metode pengujian untuk peralatan ketika beroperasi;
3. Standar Kinerja (*Performance*): definisi dan metode pengukuran untuk

mengetahui karakteristik peralatan medis.

Berikut ini adalah standar IEC terkait radiologi diagnostik:

Performan ce	Radiografi	Intervension al Radiografi
X-ray tube assemblies	60336	60336
	60613	60613
	60552	60522
	60806	60806
High voltage cables	60526	60526
Quantum efficiency	622220-1	

Performance	Radiografi	Intervensional Radiografi
General standard	60601-1	60601-1
Radiation Protection	60601-1-3	60601-1-3
X-ray generator	60601-2-7	60601-2-7
Examination devices	60601-2- 32	60601-2-32
X-ray tube assembly	60601-2- 28	60601-2-28
Particular standards	60601-2- 54	60601-2-45

Performance	Radiografi	Intervensional Radiografi
Quality Assurance	61223-3-1 61223-3-4	61223-3-2

KESIMPULAN

Berdasarkan penjelasan diatas maka beberapa yang perlu dilakukan oleh pemanufaktur adalah:

1. Memastikan standar sistem manajemen yang akan digunakan, apabila menggunakan standar sistem manajemen ISO 9001:2008 maka perlu mengintegrasikan Perka BAPETEN no.4 tahun 2010 dan ketentuan tambahan yang terdapat pada ISO 13285:2003;
2. Menetapkan kriteria keberterimaan sesuai standar IEC;
3. Melakukan sertifikasi produk terhadap mutu yang ditetapkan sesuai standar yang disetujui oleh Badan Pengawas.

DAFTAR PUSTAKA

1. Badan Pengawas Tenaga Nuklir, Sistem Manajemen Fasilitas dan Kegiatan Pemanfaatan Tenaga Nuklir, Peraturan Kepala No 4 Tahun 2010, Jakarta, 2010
2. International Atomic Energy Agency, The Management System for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GS-R-3, IAEA, Vienna (2006).
3. International Atomic Energy Agency, Application of The Management System for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GS-G-3.1, IAEA, Vienna (2006).
4. ISO 9001:2008
5. ISO 13485
6. Tamas Porubszky, Janos Barsai, *IEC/EN standards relating to diagnostic radiology equipment, and testing according to these standard*, Journal Medical Physics Engineering Budapest Hongaria (2008).
7. Badan Standarisasi Nasional, Pedoman Standarisasi Nasional 401:2000, Penilaian kesesuaian, Pedoman Pelaksanaan Sertifikasi Produk oleh Pihak Ketiga.

**ANALISIS KEBUTUHAN PENGUJI BERKUALIFIKASI
UNTUK MELAKUKAN UJI KESESUAIAN PESAWAT SINAR X
RADIOLOGI DIAGNOSTIK DAN INTERVENSIONAL DI INDONESIA**

Diah Astuti Indarwati*, Haendra Subekti*

* Direktorat Keteknikan dan Kesiapsiagaan Nuklir BAPETEN

ABSTRAK

Telah dilakukan analisis kebutuhan Penguji Berkualifikasi dengan melakukan perhitungan jumlah tim uji untuk melakukan uji kesesuaian pesawat sinar X radiologi diagnostik dan intervensional. Analisis ini dilakukan dalam rangka memetakan kebutuhan Penguji Berkualifikasi di Indonesia. Mengingat sertifikat uji kesesuaian akan digunakan pada proses perizinan, maka ketersediaan Penguji akan sangat berpengaruh pada keberlangsungan dan kelancaran proses perizinan. Dengan demikian maka sangatlah penting untuk mengetahui jumlah kebutuhan tim uji di Indonesia. Hasil perhitungan menunjukkan jumlah tim uji yang dibutuhkan saat ini sebanyak 49 tim, sedangkan ketersediaan tim uji adalah 7 tim uji. Dengan demikian masih terdapat *gap* yang cukup besar antara kebutuhan dan ketersediaan tim uji untuk melaksanakan uji kesesuaian. Untuk wilayah Indonesia tengah dan timur kebutuhan Penguji untuk lingkup pengujian CT Scan, Mammografi, dan Fluoroskopi baru dapat dipenuhi oleh Penguji yang berada di Pulau Jawa.

Kata kunci: uji kesesuaian, tim uji, lingkup pengujian, sebaran pesawat Sinar-X

Analysis of the need of Qualified Tester by calculating the number of test team to perform conformance test of diagnostic and interventional X-ray equipment has been done. This analysis was conducted in order to map the needs of Qualified Testers in Indonesia. As the conformance test certificate will be used in the licensing process, the availability of Tester will greatly affect the continuity and smoothness of the licensing process. The result shows the number of required test team is currently as much as 49 teams, while the availability of the test team is 7 test team. Thus there is still a large gap between the need and availability of the test team to perform conformance test. For the central and eastern of Indonesia on the scope of CT Scan, Mammography, Fluoroscopy and can only be met by tester in Java.

Key words: conformance test, test team, test scope, population X-ray equipment

i. Pendahuluan dan Latar Belakang Masalah

Uji kesesuaian pesawat sinar X radiologi diagnostik dan intervensional, yang selanjutnya disebut uji kesesuaian pesawat sinar X, merupakan salah satu bentuk penerapan proteksi radiasi dalam mengupayakan agar dosis yang diterima pasien serendah mungkin. Hal ini sesuai dengan amanah Peraturan Pemerintah (PP) No. 33 Tahun 2007 tentang Keselamatan

Radiasi Pengion dalam Pemanfaatan Sumber Radioaktif pasal 40 yang mewajibkan pelaksanaan uji kesesuaian terhadap pesawat sinar X untuk memastikan kepatuhan terhadap Tingkat Panduan untuk Paparan Medik. Berdasarkan pasal tersebut, pelaksanaan uji kesesuaian dilakukan oleh Penguji Berkualifikasi. Dalam Ketentuan Peralihan PP No. 33 Tahun 2007 disebutkan bahwa ketentuan untuk melaksanakan uji kesesuaian pada pesawat

sinar X akan mulai berlaku sejak bulan Juni 2012 atau lima tahun sejak terbitnya PP.

Sebagai tindak lanjut pelaksanaan PP 33 Tahun 2007 tersebut, maka terbit Peraturan Kepala (Perka) BAPETEN No. IX Tahun 2011 tentang Uji Kesesuaian Pesawat Sinar X Radiologi Diagnostik dan Intervensial. Perka ini mengatur tentang persyaratan dan tata cara Uji Kesesuaian Pesawat Sinar X. Berdasarkan Perka tersebut, uji kesesuaian bertujuan untuk mewujudkan pengoperasian pesawat sinar X yang andal dan aman bagi pasien, pekerja, dan masyarakat. Ruang lingkup pengujian pesawat sinar X meliputi Radiografi Umum, Radiografi *Mobile*, CT Scan, Fluoroskopi, Mammografi, dan Pesawat Gigi. Berdasarkan Perka ini yang dimaksud Penguji Berkualifikasi, yang selanjutnya disebut Penguji, adalah badan hukum yang memperoleh ketetapan dari Kepala BAPETEN untuk melaksanakan Uji Kesesuaian. Hasil pengujian yang dilakukan oleh Penguji selanjutnya dievaluasi dan dinilai oleh Tenaga Ahli. Tenaga Ahli menyatakan bahwa pesawat sinar X yang diuji andal, andal dengan perbaikan, atau tidak andal. Sertifikat keandalan pesawat Sinar X hasil uji kesesuaian kemudian akan digunakan oleh Pemegang Izin sebagai salah satu persyaratan dalam mengajukan izin baru atau memperpanjang izin pemanfaatan sinar X.

Sebagaimana telah disebutkan di atas bahwa uji kesesuaian mulai diberlakukan sejak Juni 2012 dan mengingat bahwa sertifikat hasil uji kesesuaian akan digunakan Pemegang Izin untuk melakukan permohonan atau memperpanjang izin, maka sangatlah penting untuk menganalisis dan menghitung kebutuhan jumlah Penguji demi keberlangsungan pelaksanaan uji kesesuaian. Dengan demikian proses perizinan pemanfaatan sinar X akan berjalan dengan lancar. Mengingat pemanfaatan sinar X menyebar di seluruh Indonesia, maka perhitungan jumlah

Penguji akan dihitung per wilayah pada 6 (enam) wilayah/pulau besar di Indonesia.

Makalah ini bertujuan untuk melakukan perhitungan jumlah Penguji berdasarkan ruang lingkup jenis pesawat pada 6 (enam) wilayah di Indonesia serta melakukan analisa *gap* kebutuhan Penguji dengan ketersediaan Penguji di Indonesia saat ini.

Dalam melakukan perhitungan jumlah tim uji ada beberapa variabel yang mempengaruhi hasil perhitungan, di antaranya adalah jumlah pesawat sinar-X berdasarkan jenis dan populasinya pada 6 (enam) wilayah di Indonesia, banyaknya pengujian yang dilakukan selama 1 tahun, dan masa berlaku sertifikat uji kesesuaian. Makalah ini tidak memperhitungkan lingkup wilayah kerja Penguji. Misalnya Penguji A hanya boleh melakukan pengujian di wilayah Sumatera dan Jawa saja. Meskipun hal ini akan sangat mempengaruhi hasil perhitungan, namun Penulis tidak dapat memasukkan dalam parameter perhitungan karena masalah ini belum diatur oleh Badan Pengawas.

ii. Metode

Data yang diperoleh dalam perhitungan ini didapatkan dengan teknik *non probability sampling*. Pengambilan sampel dengan metode ini dilakukan dengan tidak acak di mana masing-masing anggota tidak memiliki peluang yang sama untuk terpilih sebagai anggota sampel⁽³⁾. Dalam hal ini sampel yang diambil adalah data pesawat sinar X pada 5 (lima) pulau besar di Indonesia. Jenis data yang diperoleh adalah data sekunder yang diperoleh dari Perizinan Fasilitas Kesehatan BAPETEN.

Berikut adalah tahapan metode yang dilakukan:

1. Mengumpulkan data sebaran pesawat sinar X berdasarkan 6 (enam) wilayah/pulau besar.
2. Mengumpulkan data populasi sinar X berdasarkan 6 (enam) jenis pesawat:
 - a) Radiologi Umum yang selanjutnya disingkat RU;

- b) Radiologi Mobile yang selanjutnya disingkat RM;
 - c) CT Scan yang selanjutnya disingkat CT;
 - d) Mammografi yang selanjutnya disingkat MM;
 - e) Pesawat Gigi yang selanjutnya disingkat DT;
 - f) Fluoroskopi yang selanjutnya disingkat FL.
3. Melakukan perhitungan jumlah tim uji yang diperlukan dengan memasukkan variabel-variabel berikut ini:
 - a) Jumlah pesawat sinar-X berdasarkan jenis dan sebaran pesawat sinar X (langkah 1 dan 2);
 - b) Banyaknya uji yang dapat dilakukan oleh tim uji dalam waktu 1 tahun;
 - c) Masa berlaku sertifikat uji kesesuaian.
 4. Mengumpulkan data Penguji yang telah mendapat Penetapan, terdiri dari:
 - a) Jumlah personel penguji dan pendukung;
 - b) Jumlah peralatan (set alat);
 - c) Lingkup pengujian pesawat (RU, RM, DT, FL, MM, CT).
 5. Melakukan *gap analysis* berdasarkan data yang diperoleh pada langkah 3 dan 4.

iii. Hasil dan Pembahasan

1. Data Sebaran Pesawat Sinar X Wilayah

Tabel 1 berikut adalah data perbandingan sebaran pesawat sinar X di 6 (enam) wilayah/pulau besar di Indonesia.

Tabel 1. Data perbandingan sebaran pesawat Sinar-X

Distribusi Pesawat		n	%
1	Jawa	4970	69,9
2	Sumatera	1085	15,3
3	Kalimantan	425	6,0
4	Sulawesi	282	4,0
5	Bali - NT	277	3,9
6	Maluku - Papua	67	0,9
TOTAL		7106	100

Sumber: Data Fasilitas Kesehatan Perizinan FRZR-BAPETEN, 2013

2. Data Populasi Sinar X Berdasarkan Jenis Pesawat

Indonesia yang akan habis masa berlakunya pada Agustus 2013.

Tabel 2 berikut adalah data perbandingan jumlah pesawat sinar X berdasarkan jenis pesawatnya. Data ini adalah data pesawat sinar X di seluruh

Tabel 2. Data perbandingan jumlah pesawat sinar-X berdasarkan jenis pesawatnya

Perbandingan jenis pesawat (sampel)			
No	Jenis pesawat	n	%
1	Radiografi	406	38,0%
2	Mobile	242	22,7%
3	Dental	206	19,3%
4	Fluoroscopi	102	9,6%
5	Mammografi	27	2,5%
6	CT-Scan	85	8,0%
	TOTAL	1068	100%

Sumber: Data Fasilitas Kesehatan Perizinan FRZR-BAPETEN, 2013

3. Perhitungan Jumlah Tim Uji

Perhitungan jumlah tim uji berdasarkan rumusan berikut ini:

$$P_x = \frac{N_x}{T \cdot F} \quad 1)$$

dengan P_x = jumlah tim yang dibutuhkan untuk suatu jenis pesawat; N_x = jumlah pesawat untuk jenis tertentu; T = masa berlaku sertifikat uji kesesuaian;

F = frekuensi tim melakukan pengujian per tahun.

Berdasarkan rumus 1) maka variabel-variabel yang diperhitungkan adalah sebagai berikut:

a) Jumlah sebaran pesawat sinar X per jenis pesawat pada 6 (enam) wilayah. Berdasarkan Tabel 1 dan Tabel 2 maka diperoleh data yang disajikan dalam Tabel 3.

Tabel 3. Jumlah sebaran pesawat sinar-X per jenis pesawat pada 6 (enam) wilayah

No.	Jumlah per jenis pesawat	Jawa	Sumatera	Kalimantan	Sulawesi	Bali - NT	Maluku - Papua
1	Radiografi	1889	405	162	115	105	25
2	Mobile	1128	242	96	58	63	15
3	Dental	959	206	82	58	53	13
4	Fluoroscopi	477	102	41	29	27	6
5	Mammografi	124	27	11	8	7	2
6	CT Scan	398	85	34	24	22	5

b) Frekuensi pengujian yang dilakukan dalam 1 (satu) tahun.

Asumsi yang dipakai untuk menghitung frekuensi pengujian adalah sebagai berikut:

- Waktu kerja efektif dalam setahun adalah 40 minggu
 Frekuensi pengujian yang dilakukan dalam 1 minggu adalah 2 (dua) kali pengujian.
 Maka, frekuensi pengujian dalam setahun adalah 80 pengujian.
- c) Masa berlaku sertifikat uji kesesuaian.
 Masa berlaku sertifikat adalah 4 (empat) tahun, kecuali untuk

pesawat Mammografi selama 3 (tiga) tahun.

Berdasarkan rumus 1) dengan menggunakan nilai-nilai yang diperoleh pada variabel-variabel a), b) dan c) maka diperoleh hasil perhitungan jumlah tim uji yang dibutuhkan. Hasil perhitungan tersebut disajikan dalam Tabel 4.

Tabel 4. Jumlah tim uji yang dibutuhkan pada 6 (enam) wilayah di Indonesia.

No.	Jumlah per jenis pesawat	Jawa	Sumatera	Kalimantan	Sulawesi	Bali - NT	Maluku - Papua	
1	Radiografi	6	2	1	1	1	1	T O T A L
2	Mobile	4	1	1	1	1	1	
3	Dental	3	1	1	1	1	1	
4	Fluoroskopi	2	1	1	1	1	1	
5	Mammografi	1	1	1	1	1	1	
6	CT Scan	2	1	1	1	1	1	
Jumlah tim per wilayah		18	7	6	6	6	6	49

Jumlah total tim uji yang dibutuhkan berdasarkan tabel di atas adalah 49 tim.

4. Data Penguji yang Telah Mendapat Penetapan

Data berikut ini adalah ketersediaan tim uji yang telah mendapat Penetapan dari BAPETEN.

Tabel 5. Data Penguji yang telah mendapat Penetapan dari BAPETEN

No.	Penguji	Lokasi Penguji	Jumlah alat (set)	Jumlah personil penguji	Lingkup pengujian
1.	Penguji A	Jawa	2	4	RU, RM, DT, FL,
2.	Penguji B	Jawa	2	4	RU, RM, DT, FL,
3.	Penguji C	Sulawesi	2	7	RU, RM, DT
4.	Penguji D	Sumatera	1	6	RU, RM, DT

Data pada Tabel 5 diasumsikan bahwa 1 set alat digunakan oleh 1 tim dan bersifat independen, sehingga:

Penguji A bisa melakukan 2 pengujian atau mempunyai 2 tim uji.

Penguji B bisa melakukan 2 pengujian atau mempunyai 2 tim uji.
Penguji C bisa melakukan 2 pengujian atau mempunyai 2 tim uji.
Penguji D bisa melakukan 1 pengujian atau mempunyai 1 tim uji.
Dari data di atas, maka jumlah ketersediaan tim saat ini adalah 7 tim uji.

Berdasarkan data tentang ketersediaan tim pada Tabel 5 dapat terlihat bahwa pada masing-masing Penguji belum terlihat adanya keseimbangan antara jumlah set alat yang dimiliki dengan jumlah personil penguji serta ruang lingkup pengujian yang telah disetujui oleh BAPETEN. Penguji A dan Penguji B memiliki 2 set alat dan 4 personil penguji. Jika dilihat dari komposisi personil dan alat yang dimiliki, dengan asumsi pengujian ideal dilakukan oleh 2 (dua) orang personil, maka kedua Penguji dapat dikatakan memiliki komposisi yang ideal. Dilihat dari sudut pandang kompetensi, sebenarnya kedua Penguji mampu melakukan pengujian pada keenam ruang lingkup. Namun dilihat dari ketersediaan alat dan personil penguji, maka sebenarnya pada saat yang bersamaan keduanya hanya dapat melakukan 2 lingkup pengujian.

Penguji C memiliki jumlah alat sebanyak 2 set, 7 personil penguji, dan 3 lingkup pengujian. Seperti penjelasan sebelumnya pada Penguji A dan Penguji B, maka Penguji C hanya dapat melakukan 2 pengujian pada saat yang bersamaan. Penguji D memiliki jumlah alat sebanyak 1 set, 6 personil penguji, dan 3 lingkup pengujian sehingga Penguji D hanya dapat melakukan 1 pengujian pada saat bersamaan. Dari segi komposisi jumlah personil dan alat yang dimiliki, Penguji D dapat dikatakan memiliki komposisi yang sangat tidak seimbang.

Berdasarkan hasil perhitungan, maka diperoleh jumlah tim uji yang dibutuhkan adalah 49 tim, sedangkan ketersediaan tim saat ini hanya 7 tim uji. Dengan demikian maka kekurangan jumlah tim uji masih cukup banyak yaitu 42 tim. Secara keseluruhan, sebaran Penguji sebagian besar ada di wilayah Indonesia bagian barat yaitu Penguji D, Penguji A, dan

Penguji B. Kebutuhan tim uji terbanyak ada di Jawa. Jika diasumsikan bahwa kebutuhan tim dipenuhi oleh Penguji A dan Penguji B, maka jumlah kekurangan tim uji di Jawa adalah 14 tim uji. Untuk wilayah Sumatera, dengan asumsi bahwa pemegang izin di seluruh Sumatera memilih Penguji D sebagai Penguji, maka jumlah kekurangan tim untuk wilayah Sumatera sebanyak 6 tim. Untuk wilayah Indonesia tengah dan timur saat ini membutuhkan 36 tim uji. Dengan asumsi bahwa Pemegang Izin memilih Penguji B dan Penguji C sebagai Penguji, maka kebutuhan di Indonesia tengah dan timur hanya dapat dipenuhi 4 tim uji. Kebutuhan Penguji di Indonesia tengah dan timur untuk lingkup pengujian CT Scan, Fluoroskopi, dan Mammografi juga belum dapat dipenuhi karena di Penguji C belum bisa melakukan 3 lingkup pengujian tersebut. Pemegang Izin hanya dapat melakukan pengujian pada Penguji A ataupun Penguji B.

iv. Kesimpulan dan saran

iv.1. Kesimpulan

Berdasarkan uraian di atas maka dapat ditarik kesimpulan sebagai berikut:

1. Kebutuhan tim uji yang belum terpenuhi untuk melakukan uji kesesuaian di 6 (enam) wilayah di Indonesia sebanyak 42 tim uji.
2. Penguji yang tersedia saat ini belum memiliki komposisi jumlah alat, jumlah personil penguji dan lingkup pengujian yang seimbang.
3. Kebutuhan Penguji di wilayah Indonesia tengah dan timur untuk lingkup pengujian CT Scan, Mammografi, dan Fluoroskopi baru dapat dipenuhi oleh Penguji A dan Penguji B.

iv.2. Saran

Hasil perhitungan dan analisa dapat digunakan sebagai dasar pertimbangan BAPETEN sebagai pihak yang berwenang untuk melakukan penetapan Penguji Berkualifikasi dalam melakukan sosialisasi untuk memenuhi ketersediaan Penguji serta menyusun tindak lanjut terkait dengan kebutuhan pelatihan personil Penguji dan kebutuhan tenaga ahli.

v. Daftar Pustaka

1. Peraturan Pemerintah No. 33 Tahun 2007 tentang *Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif*.
2. Peraturan Kepala BAPETEN No. 9 Tahun 2011 tentang *Uji Kesesuaian Pesawat Sinar X Radiologi Diagnostik dan Intervensional*.
3. Sampel (statistika), [http://id.wikipedia.org/wiki/Sampel_\(statistika\)](http://id.wikipedia.org/wiki/Sampel_(statistika)), diunduh tanggal 4 Maret 2013.

STUDI KARAKTERISTIK PEMBACAAN ULANG DAN LINIERITAS TANGGAPAN Hp(10) DOSIMETER OSL KOMERSIAL TIPE XA

B.Y. Eko Budi Jumpeno, Huriyatil Afiah, dan Fendi Nugroho

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi (PTKMR) – BATAN

Email: eko_jumpeno@yahoo.com

Abstrak

STUDI KARAKTERISTIK PEMBACAAN ULANG DAN LINIERITAS TANGGAPAN Hp(10) DOSIMETER OSL TIPE XA. Studi karakteristik pembacaan ulang dan linieritas tanggapan Hp(10) dosimeter OSL komersial tipe XA sudah dilakukan. Studi ini dimaksudkan untuk memastikan bahwa dosimeter tersebut memiliki kemampuan tanggapan dosis yang tidak berbeda dengan dosimeter TL Harshaw dan BARC. Hasil studi akan menjadi acuan dan pertimbangan sebelum dosimeter OSL digunakan sebagai dosimeter personal di PTKMR bersama dosimeter TL Harshaw dan BARC. Duapuluh lima dosimeter OSL di-annealing dengan annealer Lampu TL 2x20 Watt Portabel, kemudian dievaluasi menggunakan *portable reader MicrostarTM* (alat baca dosimeter OSL). Proses annealing diulang hingga hasil evaluasi Hp(10) menunjukkan nilai 0. Dua dosimeter digunakan sebagai dosimeter kontrol, sedangkan 23 dosimeter yang lain dibagi menjadi 6 kelompok, masing-masing terdiri dari 4 atau 3 dosimeter kemudian dirangkai untuk disinari radiasi gamma yang berasal dari Cs-137 pada dosis 10 mrem, 250 mrem, 500 mrem, 1000 mrem, 1500 mrem, dan 2000 mrem. Dosimeter OSL hasil penyinaran dievaluasi sebanyak 10 kali. Hasil evaluasi dan analisis Hp(10) menunjukkan bahwa nilai deviasi hasil pembacaan ulang dosimeter OSL berada pada kisaran 0 – 4,615%. Sedangkan hubungan antara Hp(10) terhadap dosis penyinaran adalah linier dengan persamaan linieritas $y=1,014x-17,22$ dan koefisien korelasi 0,998. Untuk melengkapi data karakteristik dosimeter OSL komersial tipe XA yang digunakan di PTKMR maka perlu dilakukan studi lanjutan yang mencakup karakteristik pemudaran dosimeter (*fading*) dan uji banding tanggapan Hp(10) dengan dosimeter TL Harshaw dan BARC menggunakan sumber radioaktif Cs-137.

Kata kunci: dosimeter, OSL, pembacaan ulang, linieritas, Hp(10)

Abstract

STUDY ON THE RE-READING CHARACTERISTICS AND LINEARITY RESPONSE OF HP (10) OSL DOSIMETER TYPE XA. The study on re-reading characteristics and response linearity of Hp (10) commercial OSL dosimeter type XA has been done. This study is intended to ensure that it has the ability for dosimeter dose response which was not different from the BARC and Harshaw TL.. The results of the study will be the reference and consideration before OSL dosimeters used as a personnel dosimeter in PTKMR as well as BARC and Harshaw TL dosimeters. Twenty-five OSL dosimeters were annealed with annealer 2x20 Watt Portable Tube Lamp, then evaluated using a portable reader MicrostarTM (OSL dosimeter reader). Annealing process is repeated until the results of the evaluation of Hp (10) indicate a value of 0. Two dosimeters used as a control dosimeter, while 23 dosimeters were divided into 6 groups, each of them was consisting of 4 or 3 dosimeters irradiated by gamma radiation from Cs-137 at a dose of 10 mrem, 250 mrem, 500 mrem, 1000 mrem, 1500 mrem, and 2000 mrem respectively. Post-irradiation OSL dosimeters are evaluated for 10 times. The results of the evaluation and analysis of Hp (10) show that the deviation results of Hp (10) readback are in the range of 0 to 4.615%. While, the relationship between Hp (10) of the radiation dose is linear with equation $y = 1.014x-17,22$ and correlation coefisien of 0.998. To complement the OSL dosimeters characteristic data used in PTKMR, it is necessary to follow-up study including dosimeter fading and test responses versus Hp (10) with a Harshaw and BARC TL dosimeters using Cs-137 radioactive source.

Keywords: dosimeter, OSL, re-reading, linearity, Hp (10)

PENDAHULUAN

Dosimeter OSL (*optically stimulated luminescence*) adalah alat ukur dosis radiasi pengion yang memanfaatkan prinsip induksi optis untuk melepaskan elektron yang terperangkap dalam bahan dosimeter. Bahan dosimeter OSL adalah $\text{Al}_2\text{O}_3:\text{C}$. Dosimeter OSL terbuat dari aluminium oksida (Al_2O_3) kemurnian tinggi yang dilebur pada suhu tinggi, kemudian dikristalkan untuk mendapatkan *dopan* (*carbon*) dan kekosongan oksigen. Kristal yang terbentuk memiliki struktur unik yang mampu menjebak elektron yang dihasilkan oleh paparan radiasi pengion. Induksi optis pada dosimeter OSL dilakukan menggunakan cahaya yang diemisikan oleh LED (*light emitting diode*). Besarnya sinyal OSL yang dilepaskan oleh dosimeter setelah diinduksi sebanding dengan muatan elektron yang terperangkap di dalam material (*hole*) [1]. Muatan elektron yang terperangkap berasal dari interaksi radiasi pengion dengan bahan dosimeter OSL.

Sensitivitas dosimeter OSL terhadap radiasi relatif tinggi dibandingkan dengan sensitivitas dosimeter TL (*thermo luminescence*) karena pada dosimeter OSL induksi optis tidak menggunakan stimulasi panas sebagaimana dilakukan pada dosimeter OSL sehingga pengaruh

stimulasi terhadap perubahan struktur bahan dosimeter tidak signifikan [2].

Dosimeter OSL memiliki karakteristik seperti dosimeter film artinya pembacaan dosis dapat dilakukan secara berulang tanpa mengalami perbedaan secara signifikan. Menurut *Ford* dan *Hanify*, setiap pembacaan dosimeter akan melepaskan kurang dari 0,4% sinyal OSL yang tersimpan[3]. Sementara itu pengukuran yang dilakukan oleh *Schembri* dan *Heijmen*, menunjukkan bahwa tanggapan OSL terhadap dosis penyinaran kurang dari 2000 mGy membentuk kurva linier[4]. Nilai koefisien korelasi (r^2) hasil evaluasi linieritas tersebut adalah 0,9997. Pemanfaatan dosimeter OSL sebagai alat ukur dosis personel memiliki beberapa keunggulan dibandingkan dengan dosimeter TL yaitu:

1. tidak memerlukan pemanasan dan gas nitrogen pada saat proses evaluasi
2. sensitivitas dosimeter OSL tidak berubah karena evaluasi dilakukan pada suhu kamar
3. dosis pada dosimeter OSL dapat dibaca ulang seperti pada film karena ketika dievaluasi dosimeter OSL hanya mengemisikan kurang dari 0,4% sinyal OSL yang disimpan

4. ketika akan digunakan kembali untuk mengukur dosis, dosimeter OSL tidak memerlukan *annealing* secara penuh, cukup dengan mengoreksi hasil bacaan sebelumnya.

Sistem dosimeter OSL dengan *portabel reader MicrostarTM* juga dapat digunakan sebagai perangkat evaluasi dosis personel dalam kegiatan penanggulangan keadaan darurat nuklir/radiasi secara *in situ*. Sejak tahun 2011, PTKMR-BATAN memiliki fasilitas evaluasi dosis personil menggunakan dosimeter OSL komersial tipe XA buatan Landauer. Untuk memastikan bahwa dosimeter ini memiliki kemampuan tanggapan dosis yang tidak berbeda dengan dosimeter personil yang lebih dulu digunakan yaitu dosimeter TL Harshaw dan BARC, maka dipandang perlu untuk melakukan studi karakteristik dosimeter OSL. Hasil studi karakteristik dosimeter OSL ini akan menjadi acuan dan pertimbangan penggunaan dosimeter OSL bersama dosimeter TL jenis Harshaw dan BARC.

Dalam tulisan ini, dipaparkan hasil studi karakteristik dosimeter OSL yang meliputi pembacaan ulang (*re-reading*) dan linieritas tanggapan dosis untuk besaran Hp(10). Dosimeter OSL yang dikaji adalah tipe XA yang digunakan sebagai pemantau dosis personil seluruh

tubuh. Sumber radiasi yang digunakan untuk penyinaran adalah Cs-137 (OB 85) milik Fasilitas Kalibrasi Alat Ukur Radiasi Gamma, PTKMR-BATAN di Pasar Jumat, Jakarta. Hasil studi ini diharapkan dapat memberikan pengetahuan apakah pembacaan ulang/evaluasi ulang memberikan perubahan tanggapan dosis secara signifikan dan memberikan gambaran tingkat akurasi tanggapan dosis hasil evaluasi terhadap dosis paparan pada dosimeter.

TINJAUAN PUSTAKA

Dosimeter OSL Komersial Tipe XA

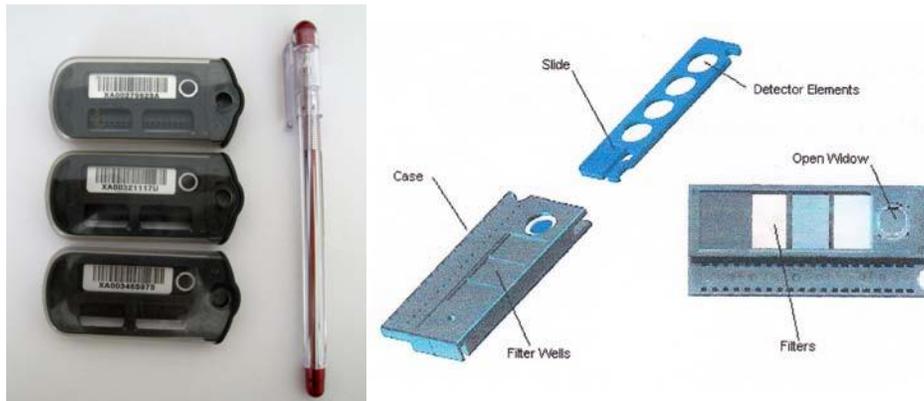
Dosimeter OSL komersial tipe XA atau *InLight Wholebody* adalah dosimeter OSL buatan Landauer yang didesain untuk pemantauan dosis perorangan seluruh tubuh. Dosimeter ini terdiri dari *holder* plastik yang dapat ditutup dengan digeser untuk menjepit elemen dosimeter. Elemen dosimeter menjepit logam/plastik *absorber* dan plastik geser yang mengandung elemen detektor. Elemen detektor adalah lapisan Al₂O₃ di antara 2 lapisan poliester dengan ketebalan 0,3 mm.

Holder plastik berukuran 6,3 cm x 3,8 cm x 0,9 cm, sedangkan elemen dosimeter berdimensi 5 cm x 2,4 cm x 0,6 cm. Ketebalan absorber pada elemen

dosimeter termasuk *holder* adalah sebagai berikut:

Tabel 1. Ketebalan *absorber* pada elemen dosimeter *OSL Inlight XA*

No.	Absorber (termasuk holder plastik)	Ketebalan (mg/cm^2)	
		Posisi Depan	Posisi Belakang
1	Jendela plastik	18,2	36,8
2	Kertas, filter plastik	403,2	403,2
3	Kertas, filter Cu	673,4	673,4
4	Kertas, filter Pb	1110,9	1110,9



Gambar 1. Paket dosimeter OSL komersial tipe XA



Gambar 2. Portable reader *Microstar™* untuk pembacaan dosis OSL (sistem *InLight MicroStar*)

Dosimeter OSL *InLight XA* mampu mendeteksi dan mengukur sinar-X

dan sinar gamma dengan energi di atas 15 keV pada nominal dosis 5 mrem s.d. 1000

rem. Disamping itu mampu mengukur partikel beta dengan energi di atas 150 keV pada nominal dosis 20 mrem s.d. 1000 rem.

Sistem InLight

Sistem InLight (*InLight System*) adalah sistem otomatis untuk pengukuran dosis menggunakan teknologi Landauer's OSL. Dosimeter mengukur paparan radiasi menggunakan detektor $\text{Al}_2\text{O}_3:\text{C}$ dan teknologi OSL. Proses pembacaan dosis menggunakan susunan LED (*light emitting diode*) untuk menstimulasi detektor $\text{Al}_2\text{O}_3:\text{C}$. Cahaya yang dipancarkan oleh material OSL dideteksi dan diukur oleh PMT (*photomultiplier tube*) menggunakan sistem pencacah foton sensitivitas tinggi. Jumlah cahaya yang dipancarkan sebanding dengan dosis radiasi yang diterima dosimeter.

Sementara itu sistem *InLight MicroStar* menyediakan fasilitas untuk evaluasi dosimeter OSL. Fasilitas tersebut meliputi alat baca dosimeter OSL portabel beserta asesorisnya, komputer (perangkat keras) dan program evaluasi dosimeter OSL (program *MicroStar*).

Sebelum digunakan alat baca dosimeter OSL diuji stabilitasnya dan dikalibrasi menggunakan dosimeter OSL standar yang sudah disiapkan oleh pabrikan.

Besaran Hp(10)

Besaran Hp(10) atau *deep dose* adalah dosis seluruh tubuh yang diterima dari paparan eksterna pada kedalaman 1 cm di bawah permukaan kulit. Paparan eksterna berasal dari sinar-X, sinar gamma dan partikel neutron. Dosis Hp(10) ditujukan pada semua organ internal kecuali kulit dan lensa mata. HP(10) biasanya dihitung dari bacaan film badge atau dosimeter OSL/TL badge.

Dosis untuk kulit dikenal dengan Hp(0,07) atau *shallow dose*. Dosis ini diterima oleh seluruh tubuh pada kedalaman 70 μm di bawah permukaan kulit yang pada umumnya berasal dari radiasi yang daya tembusnya rendah misalnya negatron, positron dan foton energi rendah. *Shallow dose* biasanya dibagi menjadi 2 yaitu *whole body dose* yang dihitung dari dosimeter film/TL/OSL badge dan *extremities dose* yang dihitung dari dosimeter cincin [5].

Sementara itu, dosis pada lensa mata dikenal dengan Hp(3) atau *lens dose*. Dosis ini diterima oleh mata yang lensanya berada pada kedalaman 3 mm. Besaran Hp(3) biasanya dihitung dari dosimeter film/TL/OSL badge.

BAHAN DAN PERALATAN

Bahan dan peralatan yang digunakan dalam studi karakteristik pembacaan ulang dan linieritas tanggapan Hp(10) terhadap dosis penyinaran pada dosimeter OSL komersial tipe XA adalah sebagai berikut:

1. 25 (dua puluh lima) buah dosimeter OSL beserta *holder*
2. Perangkat *portable reader MicrostarTM* dosimeter OSL
3. Dosimeter OSL Annealer Lampu TL 2x20 Watt Portabel
4. Kalibrator Cs-137 OB 85

METODE

1. Persiapan

Tahap pertama; dua puluh lima dosimeter OSL disiapkan. Semua dosimeter OSL di-*annealing* selama 5-15 menit menggunakan Annealer Lampu TL 2x20 Watt Portabel, kemudian dibaca/dievaluasi menggunakan *portable reader MicrostarTM*. Apabila dosis belum menunjukkan nilai 0, maka dilakukan *annealing* kembali hingga mencapai nilai 0.

Tahap kedua; semua dosimeter yang telah di-*annealing* dimasukkan ke dalam *holdernya*. Dari 25 dosimeter OSL, 2 dosimeter digunakan sebagai dosimeter kontrol dan 23 dosimeter lainnya dibagi menjadi 6 kelompok, masing-masing kelompok terdiri dari 4 atau 3 dosimeter. Masing-masing kelompok dirangkai membentuk formasi sebagaimana terlihat pada Gambar 3.

2. Penyinaran Dosis

Enam kelompok dosimeter yang sudah disiapkan, disinari dengan radiasi gamma menggunakan sumber Cs-137 (kalibrator OB 85). Masing-masing kelompok dosimeter disinari radiasi gamma pada nilai dosis berturut-turut 10 mrem, 250 mrem, 500 mrem, 1000 mrem, 150 mrem, dan 2000 mrem. Setelah disinari, dosimeter OSL dibiarkan dalam waktu semalam sebelum dievaluasi menggunakan *portable reader MicrostarTM*.



Gambar 3. Rangkaian formasi dosimeter OSL yang dipasang pada fantom dan siap mendapat penyinaran radiasi



Gambar 4. Kontainer kalibrator Cs-137 OB 85 di Fasilitas Kalibrasi AUR Gamma PTKMR BATAN

2. Evaluasi/Pembacaan Dosis

Semua dosimeter OSL dievaluasi/dibaca menggunakan *portable reader MicrostarTM*. Hasil evaluasi Hp(10) dicatat. Evaluasi/pembacaan Hp(10) diulang sampai 10 kali. Hasil pembacaan dianalisis.

3. Analisis Data Dosis

Tahap pertama; semua data Hp(10) hasil evaluasi dosis dikurangi

data Hp(10) dosimeter kontrol. Hasilnya dicatat.

Tahap kedua; dilakukan analisis perubahan nilai Hp(10) hasil pembacaan/evaluasi ulang

Tahap ketiga; dilakukan analisis linieritas tanggapan Hp(10) hasil evaluasi pada penyinaran 10 mrem, 250 mrem, 500 mrem, 1000 mrem, 150 mrem, dan 2000 mrem.

HASIL DAN PEMBAHASAN

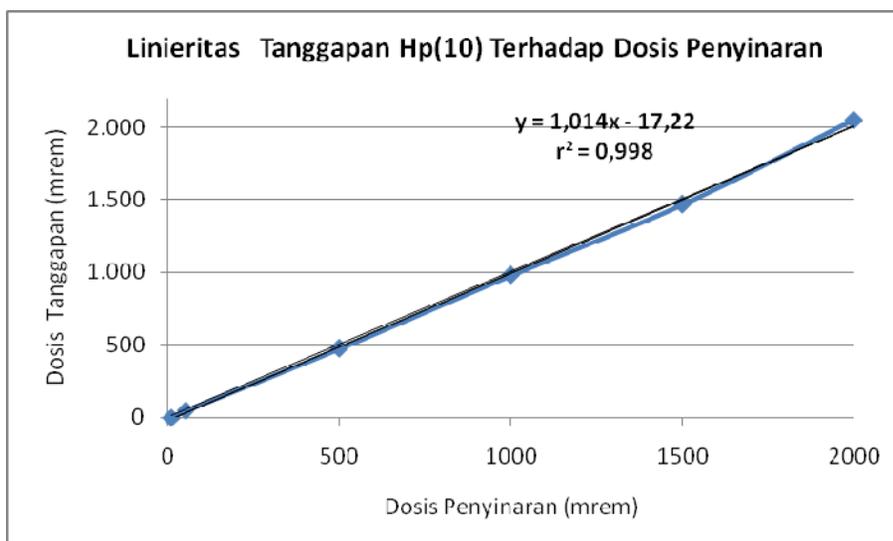
Nilai Hp(10) hasil pembacaan ulang pada kegiatan studi karakteristik dosimeter OSL disajikan pada Tabel 2. Sementara itu kurva tanggapan Hp(10) terhadap dosis penyinaran disajikan pada Gambar 5 dan Gambar 6.

Hasil evaluasi Hp(10) yang tercantum pada Tabel 2 menunjukkan bahwa nilai deviasi hasil pembacaan ulang dosimeter OSL berada pada kisaran 0 – 4,615%.

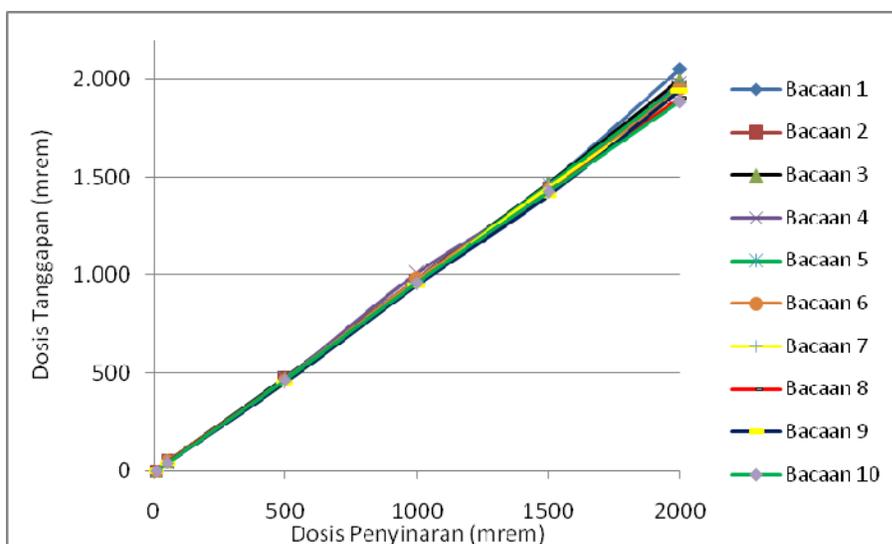
Nilai deviasi pembacaan ulang Hp(10) memberikan gambaran bahwa 10 kali pembacaan ulang dosimeter OSL tidak memberikan adanya perbedaan hasil bacaan/evaluasi secara signifikan. Hal ini mengindikasikan bahwa dosimeter OSL memiliki karakteristik yang tidak berbeda dengan dosimeter film. Pada kedua jenis dosimeter tersebut, informasi dosis yang tersimpan dapat dibaca kembali jika diperlukan.

Tabel 2. Nilai besaran Hp(10) hasil pembacaan ulang pada dosimeter OSL

Dosis Penyinaran (mRem)	Bacaan 1 Hp(10) (mRem)	Bacaan 2 Hp(10) (mRem)	Bacaan 3 Hp(10) (mRem)	Bacaan 4 Hp(10) (mRem)	Bacaan 5 Hp(10) (mRem)	Bacaan 6 Hp(10) (mRem)	Bacaan 7 Hp(10) (mRem)	Bacaan 8 Hp(10) (mRem)	Bacaan 9 Hp(10) (mRem)	Bacaan 10 Hp(10) (mRem)	% Deviasi Bacaan Dosis
10	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
50	44,000	47,000	47,000	41,000	44,000	47,000	47,000	50,000	45,000	43,000	4,615
	45,000	47,000	46,000	43,000	45,000	40,000	44,000	45,000	40,000	44,000	3,964
	47,000	47,000	45,000	46,000	50,000	48,000	45,000	45,000	48,000	44,000	3,226
500	466,000	480,000	467,000	452,000	464,000	463,000	445,000	447,000	446,000	461,000	2,021
	466,000	465,000	464,000	455,000	460,000	469,000	448,000	453,000	451,000	459,000	1,264
	471,000	464,000	476,000	470,000	470,000	450,000	457,000	477,000	444,000	469,000	1,902
	497,000	470,000	506,000	496,000	479,000	483,000	463,000	478,000	458,000	481,000	2,395
1000	949,000	983,000	931,000	1001,000	984,000	972,000	911,000	968,000	974,000	976,000	2,149
	969,000	957,000	969,000	983,000	963,000	959,000	952,000	947,000	954,000	958,000	0,824
	989,000	965,000	1011,000	1034,000	967,000	999,000	1001,000	949,000	918,000	962,000	2,787
	1012,000	987,000	1002,000	1015,000	956,000	977,000	959,000	943,000	944,000	952,000	2,452
1500	1422,000	1449,000	1522,000	1431,000	1425,000	1444,000	1498,000	1402,000	1358,000	1437,000	2,193
	1436,000	1412,000	1420,000	1399,000	1415,000	1419,000	1372,000	1386,000	1353,000	1376,000	1,547
	1463,000	1451,000	1405,000	1425,000	1485,000	1423,000	1433,000	1404,000	1433,000	1399,000	1,459
	1548,000	1476,000	1525,000	1477,000	1530,000	1461,000	1491,000	1502,000	1489,000	1489,000	1,465
2000	2009,000	1901,000	2003,000	1916,000	1943,000	1886,000	1916,000	1913,000	1860,000	1916,000	1,828
	2047,000	2063,000	2035,000	1933,000	2031,000	1903,000	1936,000	1910,000	1974,000	1883,000	2,967
	2062,000	1929,000	1976,000	2006,000	1955,000	1997,000	1847,000	1868,000	1952,000	1848,000	2,922
	2083,000	1950,000	1959,000	2046,000	1936,000	2000,000	1924,000	1917,000	1971,000	1883,000	2,363



Gambar 5. Kurva hubungan antara tanggapan Hp(10) terhadap dosis penyinaran pada dosimeter OSL



Gambar 6. Kurva hubungan antara tanggapan Hp(10) terhadap dosis penyinaran pada dosimeter OSL dalam pembacaan ulang

Gambar 5 menunjukkan bahwa hubungan antara tanggapan besaran Hp(10) terhadap dosis penyinaran adalah linier. Persamaan linieritas hubungan antara tanggapan Hp(10) terhadap dosis penyinaran sampai dengan 2000 mrem

adalah $y=1,014x-17,22$ dengan koefisien korelasi (r^2)=0,998. Sementara itu, pada Gambar 6 ditunjukkan bahwa kurva linieritas hubungan tanggapan besaran Hp(10) terhadap dosis penyinaran untuk 10 kali pembacaan/evaluasi hampir berhimpit.

Dari kedua gambar tersebut dapat disimpulkan bahwa hubungan tanggapan besaran Hp(10) terhadap dosis penyinaran pada dosimeter OSL komersial tipe XA yang dievaluasi menggunakan alat baca dosimeter OSL *portable reader MicrostarTM* adalah linier.

KESIMPULAN DAN SARAN

Hasil studi karakteristik dosimeter OSL komersial tipe XA yang telah dilakukan dapat memastikan bahwa dosimeter OSL memiliki kemampuan tanggapan dosis yang tidak berbeda dengan dosimeter TL Harshaw dan dosimeter TL BARC sebagai dosimeter personal di PTKMR.

Karakteristik dosimeter OSL yang telah dikaji dalam kegiatan ini adalah tanggapan besaran Hp(10) pada pembacaan berulang atau evaluasi ulang dan linieritas tanggapan Hp(10) terhadap dosis penyinaran. Nilai pembacaan ulang besaran Hp(10) sebanyak 10 kali memberikan deviasi nilai Hp(10) pada kisaran antara 0 – 4,615%. Sementara itu, kurva linieritas hubungan nilai Hp(10) terhadap dosis penyinaran memberikan persamaan linieritas $y=1,014x-17,22$ dan koefisien korelasi (r^2)=0,998 pada dosis penyinaran 10 mrem s.d. 2000 mrem.

Untuk melengkapi data karakteristik dosimeter OSL komersial tipe XA yang digunakan di PTKMR maka

perlu dilakukan studi lanjutan yang mencakup karakteristik pemudaran dosimeter (*fading*) dan uji banding tanggapan Hp(10) dengan dosimeter TL Harshaw dan BARC menggunakan sumber radioaktif Cs-137 pada dosis penyinaran yang sama.

DAFTAR ACUAN

- [1]. JUSTUS, B.L, et.al, Optically Stimulated Luminescence Radiation Dosimetry Using Doped Silica Glass, Naval Research Laboratory, Washington, Amerika Serikat (1997).
- [2]. MCKEEVER, S.W.S, BENTON, E.R, GAZA, R, SAWAKUCHI, G.O, AND YUKIHARA, E.G, Passive Space Radiation Dosimetry using Optically Stimulated Luminescence and Plastic Nuclear Track Detectors, Radiat. Meas. (2007).
- [3]. FORD, R.M & HANIFY, R.D, A Dekstop OSL System for On-site Dosimeter Processing, Landauer Inc, Glenwood, IL 60425, Amerika Serikat .
- [4]. SCHEMBRI, V & HEIJMEN, B.J.M, Optically Stimulated Luminescence (OSL) of Carbon-doped Aluminum Oxide ($Al_2O_3:C$) for Film Dosimetry in Radiotherapy, Dept. Of Radiation Oncology, Erasmus MC, Rotterdam, Netherlands (2007).
- [5]. ANONIM, Comparison of Radiation Dosimeters, www.jplabs.com (2011).

- [6]. YODER, R.C, Optically Stimulated Luminescence Dosimetry , Landauer Inc, Glenwood, IL 60425, Amerika Serikat.
- [7]. LOMBARDI, MAX, H, Radiation Safety in Nuclear Medicine, 2ndEd, Taylor & Francis Group, Boca Raton, Amerika Serikat (2007).
- [8]. ANONIM, Landauer MicroStar User Manual, Landauer Inc, Glenwood, IL 60425, Amerika Serikat (2008).

OPTIMASI METODA UNTUK PENENTUAN PLUTONIUM DARI SAMPEL LINGKUNGAN

Murdahayu Makmur*

*Peneliti di Bidang Radioekologi Kelautan, Pusat Teknologi Limbah Radioaktif, Badan Tenaga Nuklir Nasional

Kawasan Puspiptek Gedung 71 Lantai 3, Serpong, Tangerang, Banten.

Email: mdhayu@batan.go.id. Telp. 021 756 3142, Hp. 0813 1113 2831.

Abstrak

Rendahnya aktivitas plutonium di kompartemen lingkungan seperti air laut, membutuhkan metoda yang handal untuk prekonsentrasi, purifikasi dan elektrodeposisi pada plat *stainless steel* sebelum dicacah menggunakan spektrometer alfa. Berbagai metoda telah dikembangkan untuk setiap tahap preparasi sampel, tetapi diperlukan penetapan kondisi optimal tergantung kondisi lingkungan dan peralatan serta bahan kimia yang ada. Penelitian ini dimaksudkan untuk mencari kondisi optimum prekonsentrasi plutonium dari air laut yang berjumlah besar, laju alir purifikasi dan elektrodeposisi plutonium. Modifikasi metoda pada tahap prekonsentrasi sampel menemukan bahwa semakin tinggi konsentrasi $MnSO_4$, maka kecepatan pengendapan dan volume endapan semakin besar. Sedangkan kecepatan alir yang optimal untuk purifikasi plutonium adalah kecepatan air 1 ml/menit. Kecepatan arus yang digunakan pada proses elektrodeposisi akan mencapai hasil maksimal pada 0,8 A. Nilai-nilai yang diperoleh ini merupakan kondisi paling optimal yang berkaitan dengan kondisi lingkungan dan peralatan yang tersedia.

Kata Kunci: Plutonium, air laut, pengembangan metoda preparasi

Abstract

The presence the plutonium in the sea water is very low, needed the reliable method to pre-concentration, purification and electro deposition in the stainless steel plat before count with alpha spectrometer. Many methods were developed to every step chemical preparation, and this study is needed to find the optimal condition base on the environment, chemical reagent and devices. This aim study is to find the optimal condition for sample pre concentration, purification and electro deposition. Modification method for pre-concentration step shown that higher concentration of $MnSO_4$ solution will accelerate the precipitation rate and volume the precipitate more high. Flow rate optimal for purification plutonium in the ion exchange column is 1 ml/minute. The current rate of electro deposition process got the optimal recovery at 0,8A. This Method development is a optimal condition base on environmental condition and the device availability.

Keywords: Plutonium, seawater, preparation method development

PENDAHULUAN

Rendahnya aktivitas plutonium di kompartemen lingkungan seperti air laut, membutuhkan metoda yang handal untuk prekonsentrasi, purifikasi dan

elektrodeposisi pada plat *stainless steel* sebelum dicacah menggunakan spektrometer alfa. Penelitian yang dilakukan di perairan laut Malaysia menemukan konsentrasi $^{239,240}Pu$ pada air

permukaannya berkisar dari 2,33-7,95 mBq/m³ (Ahmad et al., 2010). Sedangkan di perairan laut Asia Pasifik, konsentrasi ^{239,240}Pu berkisar dari 0,8–84,3 mBq/m³ pada air permukaan dan 2,2–71,5 mBq/m³ pada kedalaman 51-1000 m. Sedangkan pada laut yang lebih dalam (kedalaman lebih dari 1000 m) konsentrasi ^{239,240}Pu sekitar 0,8–60 mBq/ml (Duran et al., 2004).

Melihat kecilnya konsentrasi plutonium pada air laut, maka perlu metoda yang handal untuk dapat memekatkan sampel sampai diatas limit deteksi alat. Berbagai metoda telah dikembangkan untuk setiap tahap preparasi sampel, tetapi diperlukan penetapan kondisi optimal tergantung kondisi lapangan yang ada.

Penelitian dilakukan oleh Ahmad et al. (2010) dalam penentuan konsentrasi ^{139,240}Pu air laut permukaan di pesisir timur Tanjung Malaysia. Lebih kurang 200 l sampel air laut diprekonsentrasi menggunakan KMnO₄ jenuh dan larutan MnCl₂ pada pH 7-8. Untuk purifikasi ²³⁹⁺²⁴⁰Pu digunakan kolom penukar kation dengan menggunakan resin Bio-rad, Ag 1-X8, 100-200 mesh, Cl⁻ form. Plutonium dielusi menggunakan NH₄I-HCl. Elektrodeposisi menggunakan kecepatan arus 1A selama 1 jam sebelum diukur dengan menggunakan spektrometri alfa selama 3 hari (Ahmad et al., 2010).

Penelitian lain yang dilakukan oleh Levy et al. (2011), dimana prekonsentrasi ^{239,240}Pu dilakukan dari 80 l air laut menggunakan KMnO₄ jenuh dan MnCl₂ pada pH 8-9. Purifikasi dilakukan menggunakan kolom penukar ion dengan resin Bio-rad, Ag 1-X8, 100-200 mesh, Cl⁻ form dengan elutan NH₄I-HCl untuk mengelusi plutonium. Elutan plutonium kemudian dikopresipitasi menggunakan neodiamin dan dipurifikasi kembali menggunakan resin Eicrom-TEVA sebelum diukur menggunakan ICP-MS (Levy et al., 2011).

Dalam manual prosedur standar untuk analisis sampel laut (Nakano, 2010), prekonsentrasi plutonium dilakukan dari 100 l air laut yang diendapkan menggunakan FeCl₂.6H₂O pada pH 8. Purifikasi menggunakan kolom penukar ion, resin dowex1-X8 100-200 mesh, Cl⁻ form. Elektrodeposisi menggunakan arus listrik 1A selama 1 jam, dan pencacahan dengan spektrometri alfa selama 80.000 detik (Nakano, 2010).

Berbagai metoda tersebut telah dilakukan untuk menentukan konsentrasi ^{239,240}Pu dari air laut, dengan prosedur dan bahan kimia yang digunakan hampir sama. Namun perlu dilakukan pemilihan metoda yang dilakukan atas dasar kondisi lingkungan dan peralatan serta bahan kimia yang ada. Penelitian ini dimaksudkan untuk mencari kondisi optimum prekonsentrasi plutonium dari air laut berjumlah besar, laju alir purifikasi dan elektrodeposisi plutonium.

METODOLOGI

Spesifikasi alat dan bahan

Tracer ²⁴²Pu, dibeli dari Eckert & Ziegler dengan nomor sumber 1577-33-3. Aktivitas spesifik awal 2nCi/ml, diencerkan menjadi 7,4 x 10⁻³ Bg/ml dan digunakan sebagai perunut. Untuk purifikasi digunakan resin Dowex 1-x8, 100-200 mesh, Cl⁻ form. Peralatan spektrometer alfa yang digunakan adalah *Alpha Analyst* model 7200-02 keluaran Canberra yang dilengkapi *software Apex-AlphaTM*. Mempunyai 4 buah detector semikonduktor PIPS (*Passivated Implanted Planar Silicon*) untuk pengukuran 4 sampel secara bersamaan

Prosedur Prekonsentrasi

Air laut sebanyak 1 l digunakan untuk mengetahui pengaruh penambahan MnSO₄ terhadap kecepatan pengendapan. Ke dalam sampel dimasukkan KMnO₄ jenuh masing-masing sebanyak 0,5 mL dan kemudian diaduk selama 5 menit. Kemudian ditambahkan masing-masing 1

mL larutan MnSO_4 0,5 M. Untuk variasi konsentrasi MnSO_4 diatur sebagai berikut: 0,25 M ; 0,5 M ; 1,00 M dan 2,00 M. pH larutan di set 8–9 untuk pembentukan endapannya (Levy et al., 2011). Kecepatan pengendapan dihitung berdasarkan waktu yang terpakai. Endapan yang terbentuk juga diukur volumenya untuk menentukan jumlah pengendapan.

Endapan yang terbentuk dikumpulkan dan pH larutan di set 1 dengan penambahan HCl. Penambahan sedikit larutan $\text{NH}_2\text{OH.HCl}$ dan pemanasan dimaksudkan untuk melarutkan endapan. Penambahan $\text{FeCl}_3.6\text{H}_2\text{O}$ dan NaNO_2 dilakukan untuk menyamakan valensi plutonium. Pengaturan pH menjadi 8-9 dilakukan dengan penambahan NH_4OH dan HCl untuk mengendapkan plutonium (Levy et al., 2011).

Endapan dipisahkan dari larutannya dan ditambahkan HCl untuk melarutkan endapannya. Plutonium dalam fasa HCl kemudian dikonversi ke dalam fasa nitrat dengan penambahan HNO_3 1 M. Larutan kemudian dipanaskan dan disaring menggunakan kertas Whatman no.42 dan sampel siap untuk dipurifikasi (Levy et al., 2011)

Prosedur Purifikasi

Kolom penukar ion disiapkan dengan menempatkan 10 ml resin yang telah diaktivasi larutan HCl dan NaOH. Sampel dialirkan ke dalam kolom dengan variasi kecepatan alir 1 ml per menit. Untuk variasi kecepatan alir, digunakan variasi sebagai berikut: 0,5 ml/menit ; 1,00 ml/menit ; 1,5 ml/menit dan 2,00 ml/menit. Ke dalam kolom dialirkan HNO_3 7 M dan diikuti oleh HCl 9,7 M dimana eluennya dibuang. Kemudian ditambahkan elutan HI-HCl ke dalam kolom dan eluennya ditampung. Eluennya kemudian dipanaskan hingga mendekati kering, ditambahkan HNO_3 pekat dan HClO_4 dan dipanaskan kembali hingga mendekati kering (Nakano, 2010).

Prosedur Elektrodposisi

Sampel kemudian ditambahkan larutan H_2SO_4 dan dititrasi asam basa untuk mendapatkan pH 2. Larutan kemudian dielektrodposisi menggunakan anoda kawat platina, katodanya adalah plat *stainless steel*. Kecepatan arus yang digunakan adalah 1 A selama 2 jam (Nakano, 2010). Variasi kecepatan arus yang digunakan adalah 0,5 A ; 0,7 A ; 0,8 A ; 0,9 A dan 1 A.

Pengukuran menggunakan spektrometer alfa

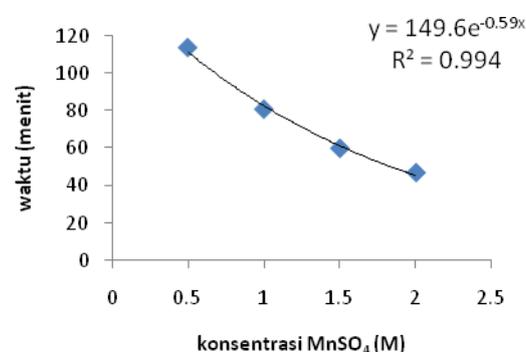
Sampel yang telah dielektrodposisi pada plat *stainless steel*, dicacah menggunakan spektrometer alfa selama 48 jam.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Modifikasi Prosedur Prekonsentrasi

Untuk menentukan kondisi optimum untuk prekonsentrasi plutonium dari sejumlah besar air laut, maka variasi penambahan MnSO_4 dilakukan pada penelitian ini. Hasil pengamatan terhadap kecepatan pelarutan dapat dilihat pada Gambar 1 berikut.

Gambar 1. Hubungan konsentrasi MnSO_4 terhadap waktu pengendapan

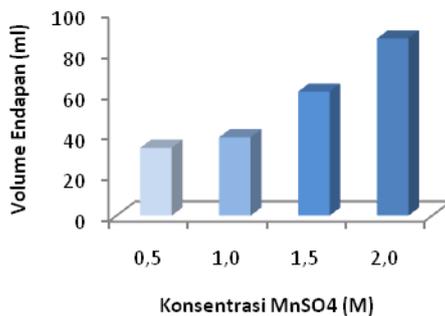


Ditemukan bahwa semakin tinggi konsentrasi MnSO_4 yang ditambahkan, maka semakin sedikit waktu yang dibutuhkan untuk mengendapkan sampai

batas yang telah ditetapkan. Dengan demikian dapat dikatakan bahwa, penambahan MnSO_4 sangat berpengaruh terhadapnya terbentuknya flokulan pada sampel dan pada akhirnya mempercepat turunnya flokulan tersebut.

Namun, dari pengamatan, juga ditemukan bahwa semakin tinggi konsentrasi MnSO_4 yang ditambahkan, jumlah endapan yang terbentuk juga semakin banyak, dengan warna endapan semakin gelap. Jumlah endapan berdasarkan konsentrasi MnSO_4 yang ditambahkan dapat dilihat pada Gambar 2 dibawah ini, dan gradasi warna menunjukkan semakin tinggi konsentrasi MnSO_4 yang digunakan, semakin gelap warna endapan yang dihasilkan.

Gambar 2. Pengaruh konsentrasi MnSO_4 terhadap volume dan kepekatan warna endapan

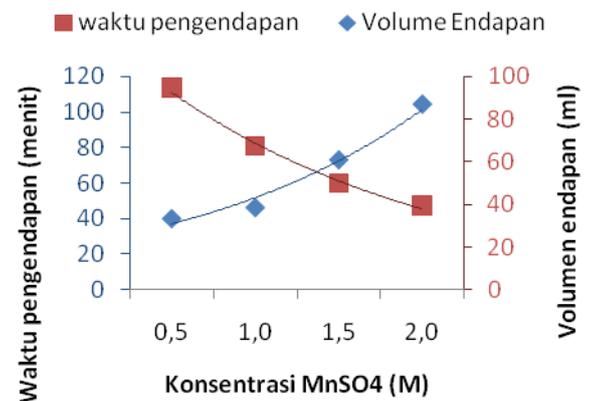


Penelitian yang dilakukan oleh Levy et al. (2011), ditemukan bahwa konsentrasi MnSO_4 yang digunakan adalah 0,5 M, sebanyak 1 ml per liter sampel. Sedangkan penelitian yang dilakukan oleh Ahmad et al. (2010) menggunakan 0,5 M MnCl_2 sedikit demi sedikit sampai terbentuk endapan.

Prekonsentrasi di lapangan dengan waktu yang terbatas, maka diperlukan penetapan jumlah dan konsentrasi MnSO_4 yang digunakan untuk pengendapan yang tercepat. Selain hal tersebut juga diperhitungkan volume endapan, karena semakin besar volume endapan, akan memperpanjang waktu penanganan dan

pengiriman sampel sampai ke laboratorium.

Gambar 3. Kondisi optimal antara waktu dan volume pengendapan berdasarkan variasi MnSO_4



Melihat grafik pada Gambar 3, titik temu antara waktu pengendapan dan volume endapan yang terbentuk akan optimal pada konsentrasi MnSO_4 1,5 M. Pada titik tersebut, waktu yang diperlukan untuk pengendapan sekitar 60 menit, dengan volume endapan sejumlah 60,9 ml. Apabila dikonversikan untuk kondisi lapangan, dimana untuk pre-konsentrasi plutonium dari air laut, biasanya menggunakan sekitar 80 l air laut, endapan yang terbentuk adalah sekitar 4,8 l. Jumlah sampel sebanyak itu akan masuk dalam jerigen 5 liter untuk satu titik sampel, dan kondisi tersebut memungkinkan untuk kepraktisan pengambilan sampel.

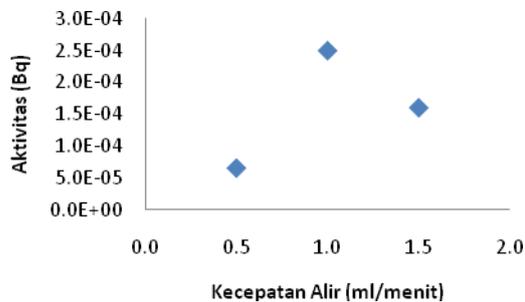
Modifikasi kecepatan alir purifikasi plutonium

Kecepatan alir sampel dan eluen yang melewati resin yang terdapat di dalam

kolom penukar ion, akan berpengaruh terhadap banyak sedikitnya plutonium yang bisa ditangkap oleh resin dan dapat dielusikan kembali menggunakan eluen yang sesuai. Direkomendasikan oleh Nakano (2010) kecepatan alir yang digunakan adalah 1 ml/menit, sedangkan Levy et al. (2011) dan Ahmad et al. (2010) tidak menerangkan kecepatan alir yang digunakan dalam percobaan yang dilakukannya.

Berdasarkan hal tersebut diatas, maka dicobakan variasi kecepatan alir dibawah dan diatas kecepatan yang direkomendasikan oleh Nakano (2010). Hasil $^{239,240}\text{Pu}$ yang terukur berdasarkan variasi kecepatan alir dapat dilihat pada gambar 3 berikut ini.

Gambar 3. Aktivitas $^{239,240}\text{Pu}$ berdasarkan variasi kecepatan alir pada kolom penukar ion

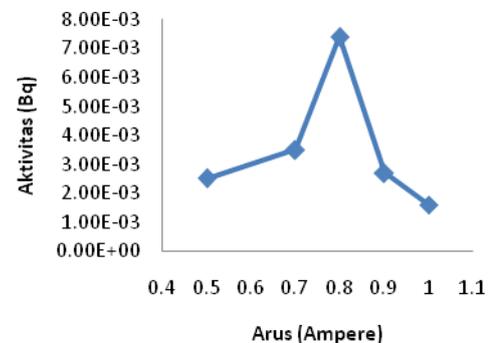


Didapatkan bahwa, aktivitas $^{239,240}\text{Pu}$ tertinggi didapatkan pada kecepatan alir 1,0 ml/menit, sama dengan yang direkomendasikan oleh Nakano (2010). Dengan demikian, kecepatan yang akan digunakan selanjutnya direkomendasikan menggunakan kecepatan alir 1 ml/menit. Kecepatan alir 1 ml/menit akan memberikan waktu yang cukup untuk terjadi penyerapan radionuklida pada resin, sehingga diharapkan semua radionuklida dapat terserap pada resin.

Modifikasi prosedur elektrodeposisi

Elektrodeposisi merupakan tahap akhir perlakuan kimia sebelum dilakukan pencacahan menggunakan spektrometer alfa. Pengaruh kecepatan arus listrik yang digunakan dilakukan untuk waktu elektrodeposisi selama 2 jam, volume 12 ml dan pH 2. Aktivitas $^{239,240}\text{Pu}$ yang terukur berdasarkan variasi kecepatan arus listrik elektrodeposisi dapat dilihat pada Gambar 4. Berikut ini.

Gambar 4. Aktivitas $^{239,240}\text{Pu}$ yang terukur berdasarkan variasi kecepatan arus listrik elektrodeposisi



Kecepatan arus maksimum adalah pada 0,8 A, dibandingkan dengan yang direkomendasikan oleh Nakano (2010) yang menetapkan 1,0 A sebagai kecepatan arus optimal. Lee & Piml (1999) merekomendasikan 0,95 A sebagai kondisi optimum untuk elektrodeposisi. Adanya perbedaan nilai optimum untuk proses elektrodeposisi tergantung pada alat yang digunakan pada masing-masing percobaan.

KESIMPULAN

Pengembangan metoda pada tahap prekonsentrasi sampel menemukan bahwa semakin tinggi konsentrasi MnSO_4 , maka kecepatan pengendapan dan volume endapan semakin besar. Sedangkan kecepatan alir yang optimal untuk purifikasi plutonium adalah kecepatan air 1 ml/menit. Kecepatan arus yang digunakan pada proses elektrodeposisi akan mencapai hasil maksimal pada 0,8 A. Modifikasi metoda ini merupakan kondisi paling

optimal yang berkaitan dengan kondisi lingkungan dan peralatan yang tersedia.

Ucapan Terima Kasih.

Terima kasih diucapkan kepada semua peneliti di Bidang Radioekologi Kelautan, terutama Dr. Heny Suseno yang telah mengarahkan penulis dalam merancang penelitian ini. Terima kasih juga disampaikan untuk Adinda Nesya Nooraidha Amin, Siswa magang dari Akademi Kimia Analis (AKA) Bogor yang membantu pelaksanaan penelitian ini. Dana penelitian ini dibiayai dari DIPA BRK-PTLR-BATAN.

DAFTAR PUSTAKA

1. Ahmad, Z., Mei-Wo, Y., Abu Bakar, A.S. & Shahar, H. (2010) Spatial distribution of ^{137}Cs and $^{239+240}\text{Pu}$ in surface seawater within the Exclusive Economic Zone of East Coast Peninsular Malaysia. *Applied Radiation and Isotop 68* (2010) pg. 1839-1845.
2. Duran, E.B. et al. (2004). ^{137}Cs and $^{239+240}\text{Pu}$ levels in the Asia Pacific Regional Sea. *Journal of Environmental Radioactivity 76* (2004) pg. 139-160.
3. Lee, M.H. & Pimpl, M. (1999) Development of a new electrodeposition method for Pu-determination in environmental samples. *Applied Radiation and Isotopes 50* (1999) pg. 851-857.
4. Levy, I. et al. (2011). Marine anthropogenic radiotracer in the Southern Hemisphere: New sampling and analytical strategies. *Progress in Oceanography 89* (2011) pg. 120-133.
5. Nakano, M. (2007). *Manual of standar procedures for analysis of marine samples*. Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories, JAEA. Pg. 10-16.

**PENGUJIAN ALAT BANTU FIKSASI RADIOGRAFI ANAK SEBAGAI
PENUNJANG KESELAMATAN RADIASI
DAN KESELAMATAN PASIEN**

Siti Masrochah, Yeti Kartikasari, Ardi Soesilo Wibowo
Politeknik Kesehatan, Kemenkes, Semarang

ABSTRAK

Pemeriksaan radiografi thorax anak usia 1 – 3 tahun memiliki kegagalan yang cukup tinggi. Kegagalan ini disebabkan karena pergerakan dan kesulitan pengaturan posisi pasien, yang mengakibatkan pengulangan radiograf yang beresiko terhadap keselamatan pasien khususnya resiko radiasi yang tidak diperlukan. Oleh karena itu perlu dikembangkan penelitian tentang rancang bangun alat fiksasi anak. Penelitian ini bertujuan membuat rancangan alat bantu fiksasi pada pemeriksaan radiografi anak yang dapat menunjang keselamatan radiasi dan keselamatan pasien.

Penelitian ini merupakan penelitian deskriptif eksploratif dengan pendekatan rancang bangun alat. Variabel bebas penelitian adalah rancang bangun alat, variabel terikat hasil uji fungsi alat, dan variabel terkontrol pemeriksaan radiografi thorax. Prosedur pengambilan data dilakukan dengan merancang alat, selanjutnya dilakukan uji coba dengan 20 sampel. Pengolahan dan analisa data dilakukan dengan menghitung skor penilaian kinerja alat dengan rentang 1-3.

Hasil penelitian menunjukkan bahwa rancang bangun alat bantu fiksasi pada pemeriksaan radiografi berupa standart kaset yang dilengkapi dengan kursi dan beberapa fiksasi berupa sabuk pengaman. Prosedur penggunaan alat bantu fiksasi ini mengikuti prosedur rutin pemeriksaan radiografi thorax anak dengan posisi tegak. Hasil uji fungsi alat bantu fiksasi adalah memiliki skor rerata 2,66 yang berarti baik. Sedangkan hasil uji untuk masing-masing komponen, sebagian besar responden menyatakan bahwa keandalan alat cukup baik dengan skor 2,45 (60%), kenyamanan alat dengan skor 2,60 (70%), kualitas radiograf tidak terjadi ketidaktajaman pada radiograf thorax dengan skor 2,55 (85%), Perlindungan diri anak (keamanan) dengan skor 2,70 (70%), desain estetika rancangan baik dengan skor 2,80 (80 %), Penambahan radiasi akibat adanya orang lain pada penggunaan alat ini tidak perlu dengan skor 2,80 (80%), dan tidak terjadi penambahan radiasi akibat pengulangan dengan skor 2,85 (90 %).

Kata Kunci: Alat bantu fiksasi, radiografi thorax anak, keselamatan pasien, dan keselamatan radiasi

ABSTRACT

Radiographic examination of the thorax children aged 1-3 years have a high sufficiently failure. This failure is caused by the movement and difficulty positioning the patient, resulting in the risk of repeat radiographs to patient safety particularly unnecessary radiation risks. It is therefore necessary to develop research on children design fixation devices. This research aims to create a design tool fixation on radiographs children to support radiation safety and patient safety.

This research is a descriptive exploratory approach to tool design. The independent variables

were the design tools, variable tool function test results, and radiographic variables controlled thorax. The procedure is done by designing data collection tools, further trials with 20 samples. Processing and analysis of data is done by calculating the performance assessment tool scores with range 1-3.

The results showed that the design tool of fixation in the form of standard radiographic cassette equipped with chairs and some form of seat belt fixation. The procedure uses a tool fixation is routine radiographic follow thorax child in an upright position. Function test results aids fixation is to have an average score of 2.66, which means good. While the test results for each component, the majority of respondents stated that the reliability of the device is quite good with a score of 2.45 (60%), convenience tool with a score of 2.60 (70%), quality of the radiographs did not happen ketidaktajaman the thorax radiograph with a score 2.55 (85%), the child protection (security) with a score of 2.70 (70%), good design aesthetic design with a score of 2.80 (80%), addition of radiation from the others on the use of these tools do not need with a score of 2.80 (80%), and there is no additional radiation due to repetitions with a score of 2.85 (90%).

Keywords: fixation design device, Radiography child, patient safety, radiation safety

I. Pendahuluan

Seiring dengan perkembangan teknologi bidang radiografi, untuk mendukung diagnosa penyakit, radiasi dimanfaatkan untuk berbagai pemeriksaan baik pada pasien dewasa maupun anak. Beberapa kelainan yang sering terjadi pada anak, mengharuskan dukungan pemeriksaan dengan sinar-X untuk menegakkan diagnosa, sebagai contoh pemeriksaan radiografi pada anak (*pediatric*). Cukup banyak pemeriksaan radiografi *pediatric* antara lain thorax pada anak, merupakan salah satu pemeriksaan tersering yang dilakukan pada anak-anak. Hal ini dikarenakan adanya beberapa kelainan yang memiliki probabilitas tinggi pada usia anak-anak, antara lain : adanya proses spesifik pada paru, koh pulmonum, TBC, demam berdarah maupun kelainan akibat trauma.

Sesuai dengan perkembangan fisik dan psikologi anak, umumnya pelaksanaan pemeriksaan radiografi anak membutuhkan penanganan khusus, dikarenakan anak umumnya merasa ketakutan pada saat dilaksanakan pemeriksaan. Rasa takut, kecemasan yang ada pada anak pada saat dilakukan pemeriksaan radiografi dapat berakibat anak menangis, meronta bahkan

bergerak tak terkendali, sehingga dapat mengganggu proses pembuatan citra, maupun gerakan berbahaya, akibat meronta bisa berakibat fatal seperti jatuh, trauma dan lain sebagainya. Dampak dari semua ini dapat mengakibatkan kegagalan pemeriksaan baik yang berdampak pada kualitas radiograf yang ditolak akibat adanya ketidaktajaman karena gerakan (*unsharpnes movement*)⁽¹⁾. Akibat pergerakan ini mengakibatkan kegagalan pemeriksaan citra yang mengharuskan pengulangan, sehingga paparan radiasi yang diterima oleh pasien juga bertambah. Merupakan hal yang perlu dihindari perolehan radiasi yang berlebihan bagi pasien anak, karena anak memiliki sel yang sedang aktif berkembang dan berdiferensiasi aktif, sehingga lebih sensitif.

Berdasarkan data di Instalasi Radiologi Rumah Sakit dr. Ario Wirawan Salatiga hampir setiap hari ada pasien pediatrik (anak – anak) yang menjalani roentgen thorax, dan dalam setiap harinya menghadapi situasi anak yang berbeda – beda pula. Sehingga dalam melakukan foto yang diminta, kadang-kadang mengalami *reject film*. Jika dilihat dari penolakan film pada periode bulan April 2009 angka

persentase film yang mengalami penolakan mencapai 9,42% dari hasil foto thorax anak sendiri. ⁽²⁾.

Untuk mengantisipasi adanya ketidaktajaman akibat gerakan pada pemeriksaan radiografi anak, diperlukan alat bantu khusus berupa alat bantu fiksasi. Dengan alat bantu fiksasi diharapkan dapat dihindari kegagalan pemeriksaan akibat tangis, gerakan anak yang dapat dikendalikan sehingga kualitas radiografi lebih baik, tidak terjadi ketidaktajaman akibat gerakan (*unsharpnes movement*). Dengan demikian alat bantu fiksasi ini dapat menjadi alat pelindung diri bagi pasien anak sekaligus penunjang keselamatan pasien (*patient safety*).

Berdasarkan latar belakang diatas, maka penulis merumuskan permasalahan sebagai berikut:

1. Bagaimana hasil rancang bangun alat bantu fiksasi dan pelindung diri pada pemeriksaan radiografi anak?
2. Bagaimana prosedur kerja alat bantu fiksasi dan pelindung diri pada pemeriksaan radiografi anak?
3. Bagaimana hasil uji fungsi rancang bangun alat bantu fiksasi dan pelindung diri pada pemeriksaan radiografi anak?

Penelitian mengenai pengujian alat bantu fiksasi pada pemeriksaan radiografi anak untuk menunjang keselamatan radiasi dan keselamatan pasien memiliki tujuan, antara lain :

1. Mendeskripsikan alat bantu fiksasi dan pelindung diri pada pemeriksaan radiografi anak.
2. Mengetahui prosedur kerja alat bantu fiksasi dan pelindung diri pada pemeriksaan radiografi anak;
3. Mengetahui hasil uji fungsi alat bantu fiksasi dan pelindung diri pada pemeriksaan radiografi anak.

Manfaat penelitian ini mencakup tiga hal, manfaat praktis, teoritis dan akademis. Manfaat praktis dapat memberikan kontribusi dalam peningkatan pelayanan radiografi khususnya dalam menyediakan alat bantu fiksasi radiografi. Manfaat teoritis dapat memberikan referensi tentang peranan alat bantu fiksasi dalam menekan ketidaktajaman karena gerakan (*unsharpnes movement*) pada pemeriksaan radiografi anak, memberikan referensi tentang alat pelindung diri pemeriksaan radiografi anak, menjadi acuan dalam penyusunan prosedur kerja keselamatan radiasi dan keselamatan pasien pada pemeriksaan radiografi anak. Manfaat akademik, karya ini merupakan salah satu karya akademik yang dapat diaplikasikan pada bidang pelayanan radiologi dan memungkinkan diperoleh hak karya intelektual sebagai kontribusi ilmiah dalam meningkatkan pelayanan kesehatan khususnya bidang radiologi.

II. Alat dan bahan

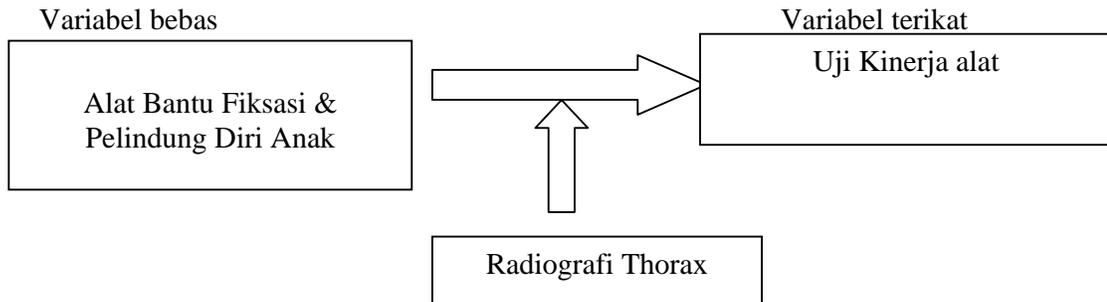
Alat dan bahan pada penelitian ini meliputi bahan meja berupa meja dorong memiliki roda terbuat dari stanles steil, besi lempeng untuk penyangga kaset, kain penggondong, plastik perekat, tali perekat, korset, mika elastis, roda, tabel pengolahan data, quesioner penilaian.

III. Metode Penelitian

Rancangan Penelitian ini meliputi jenis penelitian yang dilakukan adalah penelitian deskripsi eksploratif dengan pendekatan rancang bangun alat yang dilakukan di Instalasi Radiologi Rumah Sakit di Semarang. Pengambilan data dilakukan bulan Juni samapi dengan Oktober 2012.

Variabel dalam penelitian ini terdiri dari variable bebas yaitu alat bantu fiksasi anak, variabel terikat uji kualitas alat serta variable control yaitu pemeriksaan radiografi thorax.

Gambaran kerangka konsep penelitian ini sebagai berikut :



Pengolahan dan analisa data yang dilakukan untuk menguji alat ini dengan menggunakan analisis hasil kinerja alat dengan menggunakan rumus sebagai berikut

$$\text{Total nilai kinerja} = \frac{\text{nilai skore total kuesioner}}{\text{Responden} \times \text{item pertanyaan}}$$

Apabila nilai uji kinerja memiliki rentang :

- 1,00 – 1,50 dinyatakan alat fiksasi memiliki kinerja tidak baik
- 1,60 - 2,05 dinyatakan alat fiksasi memiliki kinerja cukup baik
- 2,05 – 3,00 dinyatakan alat fiksasi memiliki kinerja baik

a. Alat Bantu Fiksasi

Tampak rancang alat bantu fiksasi dari depan pada posisi sejajar dengan tabung sinar-X



Gambar 1. Hasil Rancangan dari belakang dan samping

Berdasarkan desain tersebut bagian-bagian dari alat bantu fiksasi yang telah dirancang terdiri dari beberapa bagian sebagai berikut :

- 1) Standart kaset
Standart kaset pada alat ini merupakan bagian yang penting pada pemeriksaan radiografi

- 2) Tempat duduk pasien
- 3) Fiksasi tangan
- 4) Fiksasi tubuh
- 5) Fiksasi kepala
- 6) Roda penyangga alat

- b. Bahan Rancangan alat bantu fiksasi anak
Rancangan alat bantu fiksasi anak terbuat dari:

- 1) Bahan meja terbuat dari besi dilapisi busa dan kulit
- 2) Bahan tempat duduk terbuat dari busa berlapis bludru
- 3) Bahan fiksasi anak terbuat dari plastik nylon
- 4) Bahan fiksasi tubuh terbuat dari spons halus dilapisi kain
- 6) Atur posisi anak menghadap standar kaset;
- 7) Atur posisi duduk anak hingga yakin posisi anak nyaman;
- 8) Atur posisi ketinggian duduk anak, hingga diyakinkan organ yang akan difoto tercakup dalam kaset;
- 9) Lakukan fiksasi tubuh anak dengan melingkarkan sabuk pengaman pada bagian perut hingga bagian dada, pastikan posisi anak aman;

Prosedur untuk menggunakan alat bantu fiksasi pada pemeriksaan radiografi anak adalah sebagai berikut :

- 1) Siapkan alat bantu fiksasi radiografi anak di ruang pemeriksaan;
- 2) Atur posisi alat membentuk garis lurus dengan tabung pesawat rontgen yang akan digunakan untuk pemeriksaan radiografi;
- 3) Lepaskan baju pasien anak agar tidak ada gambaran yang mengganggu radiograf ;
- 4) Letakkan kaset pada standart kaset dengan posisi kaset sesuai kebutuhan (melintang atau membujur);
- 5) Posisikan anak dengan cara memasukkan dulu kaki anak pada lubang tempat duduk alat bantu fiksasi;
- 10) Angkat tangan kiri dan kanan ke atas hingga tidak menutupi bagian tubuh yang akan difoto;
- 11) Masukkan pergelangan tangan anak pada sabuk fiksasi tangan, rekatkan hingga yakin tangan terikat kuat;
- 12) Masukkan kepala pada lingkaran fiksasi kepala, atur kepala menghadap ke depan dengan lurus, kencangkan sabuk fiksasi kepala hingga diyakinkan kepala anak tidak bergerak;
- 13) Yakinkan posisi anak dan kaset telah tepat untuk mendapatkan radiograf yang optimal;
- 14) Lakukan eksposi sesuai faktor eksposi yang sesuai.

Posisi dan prosedur saat penggunaan alat fiksasi pada teknik radiografi thorax sebagai berikut dapat dilihat pada gambar 2.



Gambar 2. Prosedur pengaturan Posisi pasien

IV. Hasil Pengujian dan Pembahasan

1. Hasil Pengujian

Setelah dilakukan uji coba terhadap 20 orang responden diperoleh hasil uji fungsi sebagai berikut :

- a. Hasil Uji Fungsi Keandalan Alat
Uji keandalan alat dilakukan untuk menyatakan bahwa hasil

rancangan merupakan alat yang dapat digunakan secara handal dalam proses pembuatan radiografi anak khususnya dengan posisi tegak, seperti foto thorax. Hasil uji fungsi adalah sebagaimana ditampilkan dalam tabel 1.

Tabel 1. Hasil uji fungsi keandalan alat

No	Penilaian Responden	% jawaban responden
1	Tidak andal	15,00%
2	Cukup andal	25,00%
3	Sangat andal	60,00%
	Jumlah	100%

- b. Hasil uji fungsi kenyamanan
Uji fungsi kenyamanan pasien dalam menggunakan alat bantu hasil rancangan dimaksudkan untuk meyakinkan bahwa alat yang dirancang dapat memberikan kenyamanan pada

pasien anak yang umumnya ketakutan dan tidak nyaman pada saat dilakukan pemeriksaan radiografi. Hasil Uji penggunaan alat bantu fiksasi dapat dilihat pada tabel 2.

Tabel 2. Hasil Uji kenyamanan

No	Penilaian Responden	Jumlah responden	% jawaban responden
1	Pasien gerak saat pemeriksaan	2	10,00%
2	Terkadang pasien gerak	4	20,00%
3	Pasien tidak gerak	14	70,00%
	Jumlah	20	100%

- c. Hasil Uji Fungsi Kualitas Radiograf
Uji fungsi kualitas radiografi dilakukan untuk memastikan alat yang dirancang dapat mendukung dalam pembuatan radiograf thorax pada anak.

Hasil radiograf (citra) yang dihasilkan pada responden yang diuji coba dengan alat bantu yang telah dirancang adalah sebagaimana dapat dilihat pada tabel 3. :

Tabel 3. Hasil uji fungsi kualitas radiografi pada pemeriksaan radiografi thorax dengan alat yang dirancang

No	Penilaian Responden	Jumlah responden	%
1	Tampak jelas ketidaktajaman pada seluruh thorax	0	0
2	Ada ketidaktajaman sebagian thorax	3	15,00%
3	Tidak tampak ketidaktajaman pada radiograf (citra) thorax	17	85,00%

Jumlah	20	100%
--------	----	------

Salah satu hasil radiograf dengan menggunakan alat fiksasi ini dapat dilihat pada gambar 6.



Gambar 6.a.

Gambar 6.b

Gambar 6.a. Contoh citra thorax dengan alat bantu fiksasi

Gambar 6.b. Contoh citra thorax tanpa menggunakan fiksasi

d. Hasil Uji Fungsi Perlindungan Diri

Hasil uji fungsi perlindungan diri alat rancangan dimaksudkan untuk meyakinkan bahwa alat yang dirancang memiliki keamanan

terhadap pasien anak dari risiko jatuh atau ketidakamanan. Hasil uji perlindungan diri sebagaimana tabel 4 di bawah ini :

Tabel 4. Hasil uji fungsi perlindungan diri

No	Penilaian Responden	Jumlah	% jawaban responden
1	Tidak aman	1	5,00%
2	Cukup aman	4	20,00%
3	Aman	15	75,00%
Jumlah		20	100%

e. Hasil Uji Fungsi Desain Estetika

Uji fungsi desain estetika dimaksudkan untuk meyakinkan bahwa hasil rancangan memiliki desain yang menarik, tidak kaku,

sehingga menarik petugas untuk menggunakan maupun pasien merasa termotivasi dengan alat yang dirancang. Hasil uji fungsi rancangan dari sisi desain estetika adalah sebagai berikut :

Tabel 5. Hasil uji fungsi desain estetika

No	Penilaian Responden	Jumlah	% jawaban responden
1	Desain Tidak baik	0	0,00%
2	Desain Cukup baik	4	20,00%
3	Desain Baik	16	80,00%
Jumlah		20	100%

- f. Hasil Uji Fungsi Waktu Pemeriksaan
Hasil uji fungsi waktu pemeriksaan sebagai berikut :

Tabel 6. Hasil Uji Fungsi waktu pemeriksaan

<i>No</i>	<i>Penilaian waktu pada sample pemeriksaan</i>	<i>Jumlah</i>	<i>% jawaban responden</i>
1	lebih dari 10 menit	1	5,00%
2	5-10 menit	2	10,00%
3	Kurang dari 5 menit	17	85,00%
	Jumlah	20	100%

- g. Hasil Uji Fungsi Paparan Radiasi
Paparan radiasi merupakan salah satu risiko yang sering ditemui pada pemeriksaan radiografi anak akibat diperlukannya kehadiran orang lain ataupun karena pengulangan radiograf akibat hasil yang diperoleh kurang optimal. Oleh karena itu dilakukan pengujian alat terhadap paparan radiasi. Hasil pengujian tersebut adalah sebagaimana tercantum dalam tabel 7.
- 1). Adanya bantuan orang lain saat pemeriksaan

Tabel 7. Hasil uji fungsi adanya bantuan orang lain saat pemeriksaan

<i>No</i>	<i>Keberadaan orang yang membantu Pelaksanaan pemeriksaan</i>	<i>Jumlah penilaian responden</i>	<i>% jawaban responden</i>
1	Selalu diperlukan	2	10,00%
2	Kadang-kadang diperlukan	4	20,00%
3	Tidak diperlukan	14	70,00%
	Jumlah	20	100%

- 2). Adanya radiasi akibat pengulangan
Hasil uji fungsi alat adanya radiasi tambahan akibat pengulangan dengan hasil sebagai berikut :

Tabel 8. Hasil uji fungsi adanya radiasi akibat pengulangan

<i>No</i>	<i>Jumlah radiograf sample yang diulang</i>	<i>Jumlah penilaian responden</i>	<i>% jawaban responden</i>
1	Pemeriksaan Radiografi diulang	2	10,00%
2	Pemeriksaan radiografi tidak diulang	18	90,00%
	Jumlah	20	100%

- h. Hasil Uji Kinerja Total Alat Bantu Fiksasi Radiografi Anak
Uji kinerja dengan memperhitungkan nilai total yang merupakan rentang penilaian responden yang menggunakan alat bantu fiksasi terhadap kinerja alat yang digunakan sebagai berikut :

Tabel 9. Hasil uji kinerja alat bantu fiksasi radiografi anak

No	Komponen yang dinilai	Skore penilaian responden	Skore rerata
1	Keandalan	49	2.45
2	Kenyamanan	52	2.60
3	Kualitas radiografi	52	2.55
4	Perlindungan anak	54	2.70
5	Desain estetika	56	2.80
6	Waktu Pemeriksaan	56	2.80
7	Paparan radiasi		
	a. Adanya orang lain	52	2.60
	b. Adanya pengulangan	56	2.80
	Skore kinerja alat bantu		2.66

V. Pembahasan

1. Hasil Rancangan Alat Bantu Fiksasi

Hasil rancangan alat bantu fiksasi radiografi anak yang telah dirancang memiliki beberapa bagian, meliputi standart kaset, tempat duduk pasien, fiksasi tubuh, fiksasi tangan dan fiksasi kepala. Adapun uraian lebih lanjut mengenai masing-masing bagian adalah sebagai berikut :

a. Standar kaset

Standart kaset memungkinkan anak pada posisi tegak, karena posisi dada dapat ditempelkan pada tempat kaset yang telah dirancang. Hal ini sesuai dengan Bontrager⁽³⁾, radiografi anak dilakukan dengan posisi anak duduk tegak menghadap standar kaset.

b. Tempat duduk pasien

Fungsi tempat duduk pasien sebagai tempat menduduk pasien, sehingga anak bisa difoto dalam posisi tegak dan digunakan untuk menempatkan anak agar dapat dekat dengan film. Hasil rancangan ini dimaksudkan khusus dengan model dudukan yang terbuat

dari spons yang empuk dan menyatu dengan standar kaset, agar posisi dada atau tubuh pasien dapat sedekat mungkin dengan kaset.

Dengan tempat duduk ini juga memungkinkan anak dapat diatur pada posisi thorax tegak sehingga mendukung gambaran anatomis thorax, karena thorax berisi udara, dengan posisi tegak udara akan terlihat optimal memenuhi rongga thorax, dengan demikian apabila terdapat kelainan akan tervisualisasi dengan baik pula⁽⁴⁾

c. Fiksasi Tubuh

Alat fiksasi tubuh dirancang dari bahan sabuk dan dikombinasi dengan spon tebal yang dimaksudkan dapat menopang tubuh anak dari perut hingga dada. Fiksasi ini didesain dari bahan sabuk agar dapat diperlebar atau diperkecil sesuai ukuran tubuh pasien, dan memungkinkan dikencangkan sehingga anak aman, tidak jatuh. Hal ini sesuai dengan Ikatan dokter anak Indonesia (IDAI) bahwa

pemeriksaan kesehatan anak, harus mengedepankan hak-hak anak atas keselamatan dirinya. Oleh karena itu alat ini dirancang agar anak tidak berisiko jatuh, dengan demikian anak aman pada saat dilakukan pemeriksaan radiografi anak.

d. Fiksasi Tangan

Adanya fiksasi tangan ini sesuai dengan Bontrager (2002), bahwa pemeriksaan radiografi thorax dilakukan dengan tangan dikeataskan agar *scapula* membuka dan tidak menutupi rongga paru.

e. Fiksasi Kepala

Fiksasi kepala terbuat dari bahan sabuk elastik yang dikombinasi dengan spon lembut. Fungsi alat ini untuk menopang kepala agar tetap menghadap depan dan anak tidak bergerak, sehingga dapat dihindari ketidaktajaman radiograf akibat pergerakan. Dengan melingkarkan sabuk pada fiksasi kepala ini, kepala dapat diatur menghadap lurus dengan standar kaset dan dihindari pergerakan karena fiksasi ini juga dihubungkan dengan standar kaset, sehingga dapat mengurangi ketidaktajaman geometri.

2. Prosedur Penggunaan Alat Bantu Fiksasi Radiografi Anak

Menurut penulis secara umum prosedur penggunaan alat bantu fiksasi radiografi anak sesuai dengan pemeriksaan radiografi anak biasa. Yang perlu diperhatikan pada penggunaan alat ini adalah komunikasi, posisi alat, posisi duduk, sabuk pengaman, ketinggian sabuk dan faktor pemaparan.

Prosedur yang dilakukan adalah komunikasi merupakan salah satu persiapan yang penting pada pemeriksaan radiografi anak; memastikan posisi alat sejajar dengan tabung pemeriksaan dan pada area yang datar, pasien diatur duduk tepat di pertengahan jok kursi yang telah ditetapkan dan menempel kaset, memasang sabuk pengaman di bagian perut pasien hingga kencang, agar tidak jatuh, memastikan ketinggian sabuk tangan agar tepat di pergelangan tangan, mengatur sabuk pengaman kepala secara tepat dan tidak mengganggu pandangan anak, faktor eksposi diatur sebagaimana prosedur pemeriksaan radiografi thorax umumnya : FFD 150-200 cm, titik bidik pada pertengahan kaset, kV: 45-50, mAs sebesar 5-6.

3. Hasil Uji Fungsi Alat Bantu Fiksasi Anak

Tabel 13. Penilaian kinerja alat bantu fiksasi anak

<i>No</i>	<i>Komponen yang dinilai</i>	<i>Skore rerata</i>	<i>Makna</i>
1	Keandalan	2.45	Keandalan alat cukup baik
2	Kenyamanan	2.60	Kenyamanan alat baik
3	Kualitas radiografi	2.55	Kualitas radiografi baik
4	Perlindungan anak	2.70	Perlindungan anak baik
5	Desain estetika	2.80	Desain estetika baik
6	Waktu Pemeriksaan	2.80	Waktu pemeriksaan cepat
7	Paparan radiasi		
	a. Adanya orang lain	2.60	Tidak perlu bantuan orang lain
	b. Adanya pengulangan	2.80	Tidak ada resiko pengulangan
	Uji kinerja alat	2.66	Kinerja alat baik

Secara keseluruhan kinerja alat bantu fiksasi dinilai responden dengan skore 2,66, berarti baik. Dengan mempertimbangkan kinerja alat bantu fiksasi tersebut, maka menurut penulis sebaiknya instalasi radiologi memiliki alat bantu ini mengingat kasus klinis kelainan pada anak yang perlu didukung dengan pemeriksaan radiografi thorax cukup banyak. Menurut penulis sesuai dengan referensi Bontrager, maka alat bantu fiksasi pada pemeriksaan *pediatrik* merupakan persiapan mutlak agar pemeriksaan bisa berjalan dengan baik, karena telah mempertimbangkan keselamatan yang direkomendasikan IDAI dan menghindari paparan potensial pada pemeriksaan radiografi⁽⁵⁾.

VI. Kesimpulan dan saran

1. Kesimpulan

- a. Rancangan alat bantu fiksasi pada radiografi anak terdiri dari bagian : standart kaset, tempat duduk pasien, fiksasi badan, fiksasi tangan dan fiksasi kepala dengan ketinggian 1 meter
- b. Prosedur penggunaan alat bantu fiksasi radiografi anak adalah tidak berbeda dengan pemeriksaan radiografi dengan pasien duduk membelakangi tabung sinar-X, arah sinar, titik bidik, FFD dan eksposi sesuai dengan prosedur standart pemeriksaan thorax anak.
- c. Hasil uji kinerja rancang bangun alat fiksasi anak adalah baik, dengan skore rata-rata 2,66 dengan uji masing-masing sebagai berikut :
 - 1) Keandalan alat 60% responden menyatakan cukup baik dengan skore 2,45;

- 2) Kenyamanan alat 70% responden menyatakan nyaman;
- 3) Kualitas radiograf 85% tidak terjadi ketidaktajaman pada radiografi thorax dengan skore 2,55;
- 4) Perlindungan diri anak 70% dinyatakan aman dengan skore 2,70;
- 5) Desain estetika rancangan 80 % dinyatakan baik dengan skore 2,80;
- 6) Penambahan radiasi akibat adanya orang lain pada penggunaan alat ini 80% dinyatakan tidak perlu ada orang lain dengan skore 2,80;
- 7) Penambahan radiasi akibat pengulangan 90 % tidak terjadi pengulangan dengan skore 2,85.

2. Saran

- a. Sebaiknya alat ini dikembangkan dengan menambahkan fiksasi pada kaki;
- b. Alat ini hanya direkomendasikan pada pemeriksaan radiografi anak usia 1-3 tahun;
- c. Agar anak lebih tertarik dan tidak ketakutan saat dilakukan pemeriksaan alat bantu perlu diberikan gambar dan hiasan bertema anak-anak .

Ucapan Terima Kasih disampaikan kepada :

1. Direktur Politeknik Kesehatan Kemenkes Semarang
2. Ketua Jurusan Teknik Radiodiagnostik dan Radioterapi Poltekkes Semarang
3. dr, Arinawati, Sp.Rad , Dokter spesialis Radiologi BKPM Semarang
4. Radiografer Instalasi Radiologi BKPM Semarang

DAFTAR PUSTAKA

1. Chesney, 2000, *Radiographic photograpic*, Mosby
2. Gunrad, 2006, *Faktor-faktor yang mempengaruhi kegagalan foto thorax pada anak di RS.dr. Ario Ariawan Salatiga*, Poltekkes Semarang.
3. Bontrager, Keneth L. 2001. *Textbook of Radiographic Positioning and Related Anatomy*. Missouri : Mosby
4. Rasad, Sjahriar. 2006. *Radiologi Diagnostik*. Jakarta: FKUI.
5. Artawijaya, I Gusti Ngurah Agung, 2008. *Proses terjadi sinar-X*. Ajunkdoank.wordpress.com. diakses tanggal 10 Februari 2011. Jam 12.30 WIB.
6. Bajpai, R.N. 1991. *Osteologi Tubuh Manusia*. Jakarta : Binarupa Aksara
7. Ballinger, Philip W. dan Eugene D. Frank. 1999. *Radiographic Positions & Radiologic Prosedures*, Volume Two, Ninth Edition. Missouri : Mosby
8. Boothroyd, A.E. and Russell, J.G.B. *The lead apron: room for improvement?* St Mary's Hospital, Whitworth Park, Manchester M13 OJH (Received June 1986 and in revised form August 1986. www.neoscint.com. diakses tanggal 9 Februari 2011. Jam 20.30 WIB.
9. Brennan, 2004. *Protective aprons in imaging departments: manufacturer stated lead equivalence values require validation*. St Anthony's, Herbert Avenue, Dublin 4, Ireland.
10. Edwards, Cris. 1990. *Perlindungan Radiasi Bagi Pasien Dan Dokter Gigi*. Jakarta: Widya Medika.
11. Lambert, K and McKeon, T "Inspection of Lead Aprons: Criteria for Rejection", Operational Radiation Safety, Supplement to Health Physics, 80, suppl 5, May 2001, S67-S69.
12. Shymko, [Michael](#) dan Shymko, [Tina Marie](#). [AORN Journal, Oct 1998](#). *Radiation safety*. findarticles.com. diakses tanggal 10 Februari 2011. Jam 15.00 WIB.
13. Yudhi, 2008. *Proteksi radiasi*. www.infonuklir.com. diakses tanggal 9 Februari 2011. Jam 20.30 WIB.

**KAJIAN POTENSI KONTAMINASI PERMUKAAN
PADA FASILITAS PRODUKSI RADIOISOTOP DAN RADIOFARMAKA DAN
ALTERNATIF SOLUSINYA**

Suhaedi Muhammad

Pusat Teknologi Keselamatan Dan Metrologi Radiasi – BATAN Pasar Jum’at

email : suhaedi.muhammad@yahoo.com

Rr.Djarwanti Rahayu Pipin Soedjarwo

Pusat Radioisotop Dan Radiofarmaka – Gedung 11 Kawasan Nuklir Serpong

email : rrdjarwantirahayups@yahoo.co.id

Rimin Sumantri

Pusat Teknologi Keselamatan Dan Metrologi Radiasi – BATAN Pasar Jum’at

email : riminsumantri@yahoo.com

Farida Tusafariah

Pusat Teknologi Keselamatan Dan Metrologi Radiasi – BATAN Pasar Jum’at

email : farida_k3ui@yahoo.com

ABSTRAK

KAJIAN POTENSI KONTAMINASI PERMUKAAN PADA FASILITAS PRODUKSI RADIOISOTOP DAN RADIOFARMAKA DAN ALTERNATIF SOLUSINYA. Fasilitas produksi radioisotop dan radiofarmaka yang ada di seluruh dunia dalam kegiatan operasinya menimbulkan dampak radiologi baik berupa paparan radiasi, kontaminasi permukaan maupun kontaminasi udara. Mengingat banyaknya sumber terbuka yang ada di fasilitas produksi radioisotop dan radiofarmaka, maka kemungkinan terjadinya kontaminasi permukaan di daerah kerja relatif cukup tinggi. Untuk itu guna melindungi keselamatan dan kesehatan baik pekerja, masyarakat maupun lingkungan, maka pemegang izin harus melakukan inventarisasi beberapa potensi yang dapat mengakibatkan terjadinya kontaminasi permukaan di fasilitas produksi radioisotop dan radiofarmaka. Beberapa potensi yang menjadi penyebab terjadinya kontaminasi permukaan di fasilitas produksi radioisotop dan radiofarmaka terdiri dari kehilangan sumber daya, gangguan sistem VAC, gangguan fasilitas produksi, keterbatasan sumber daya manusia dan kurangnya disiplin kerja serta kegiatan penanganan limbah radioaktif. Dari kajian terhadap beberapa potensi tersebut, ada beberapa alternatif solusi yang dapat diterapkan oleh pemegang izin guna mengatasi terjadinya kontaminasi permukaan sehingga tidak sampai menimbulkan dampak radiologi yang merugikan baik bagi pekerja radiasi, masyarakat maupun lingkungan.

Kata Kunci : Kontaminasi permukaan, Fasilitas produksi, Radiopisotop dan Radiofarmaka

ABSTRACT

STUDY OF SURFACE POTENTIAL CONTAMINATION IN RADIOISOTOPE AND RADIOPHARMACEUTICAL PRODUCTION FACILITIES AND ALTERNATIVE SOLUTIONS.

Radioisotope and radiopharmaceutical production facilities that exist in their operations around the world in the form of radiological impacts of radiation exposure, contamination of surface and air contamination. Given the number of existing open source in radioisotope and radiopharmaceutical production facility, then the possibility of surface contamination in the work area is quite high. For that to protect the safety and health of both workers, the public and the environment, then the licensee must conduct an inventory of some of the potential that could result in contamination of surfaces in radioisotope and radiopharmaceutical production facilities. Several potential to cause surface contamination in radioisotope and radiopharmaceutical production facilities consist of loss of resources, the VAC system disorders, impaired production facilities, limited resources and lack of work discipline and radioactive waste handling activities. From the study of some potential, there are several alternative solutions that can be implemented by the licensee to address the contamination of the surface so as not to cause adverse radiological impacts for both radiation workers, the public or the environment.

Keywords: Surface contamination, production facilities, radioisotope and radiopharmaceutical

1. PENDAHULUAN

Semua fasilitas produksi radioisotop dan radiofarmaka dimanapun di seluruh dunia memiliki potensi dampak radiologi dalam bentuk paparan radiasi, kontaminasi permukaan dan kontaminasi udara yang dapat memberikan pengaruh baik bagi pekerja, masyarakat dan lingkungan. Dampak radiologi tersebut dapat terjadi baik fasilitas dalam kondisi operasi, pada saat perawatan maupun dalam kondisi terjadinya keadaan daurat [1].

Bagi fasilitas produksi radioisotop dan radiofarmaka yang sudah beroperasi cukup lama dengan frekuensi kegiatan produksi yang cukup padat, maka peluang munculnya dampak radiologi khususnya kontaminasi permukaan relatif cukup tinggi. Oleh karena itu pemegang izin wajib melakukan inventarisasi apa-apa saja yang bisa menjadi potensi terjadinya kontaminasi permukaan di fasilitas produksi radioisotop dan radiofarmaka yang menjadi tanggungjawab-nya. Tujuannya agar kontaminasi permukaan yang terjadi tidak sampai menimbulkan adanya penerimaan dosis radiasi personil khususnya melalui jalur interna yang melebihi batas yang diizinkan [1,2,3].

Berdasarkan pada beberapa literatur dan tinjauan pengalaman yang ada selama ini, potensi terjadinya kontaminasi permukaan pada fasilitas produksi radioisotop dan radiofarmaka dapat disebabkan oleh : kehilangan sumber daya, gangguan Sistem VAC, gangguan pada fasilitas produksi, keterbatasan jumlah sumber daya manusia (SDM) dan kurangnya disiplin kerja serta adanya kegiatan penanganan limbah radioaktif [1,2,3,5]

2. LATAR BELAKANG MASALAH

Persoalan kontaminasi permukaan merupakan salah satu dampak radiologi yang sering terjadi pada fasilitas produksi

radioisotop dan radiofarmaka yang memiliki frekuensi kegiatan produksi yang cukup padat. Dengan diketahuinya beberapa potensi yang menjadi penyebab adanya kontaminasi permukaan, maka pemegang izin berkewajiban untuk melakukan upaya penanganan sesuai dengan prinsip-prinsip proteksi radiasi dan fisika kesehatan agar fasilitas dapat tetap beroperasi dalam batas – batas keselamatan sehingga tidak menimbulkan dampak radiologi yang merugikan baik bagi pekerja, masyarakat maupun lingkungan [1,2,3,5].

3. BAHAN DAN METODE

Bahan-bahan yang digunakan dalam penyusunan kajian potensi kontaminasi permukaan pada fasilitas produksi radioisotop dan radiofarmaka ini terdiri dari : dokumen Health Physics yang diterbitkan oleh Medhi Physics, dokumen Laporan Analisis Keselamatan Instalasi Produksi Radioisotop dan Radiofarmaka (IPRR) revisi 4 tahun 2011, dokumen Preliminary Design volume 1 – 8 terbitan Medhi Physics tahun 1987, dokumen surat Keputusan Kepala BAPETEN No. 01/Ka-BAPETEN/V-99 tentang Ketentuan Keselamatan Kerja Terhadap Radiasi serta dokumen Peraturan Pemerintah No. 33 tahun 2007 tentang Keselamatan dan Kesehatan Terhadap Pemanfaatan Radiasi Pngion [1,2,3,4,5].

Sedangkan metode yang digunakan terdiri dari :

1. Kajian dan penerapan terhadap dokumen dokumen tersebut di atas.
2. Studi literatur terkait dengan masalah kontaminasi permukaan .
3. Tinjauan pengalaman berkaitan dengan pengoperasian fasilitas produksi radioisotop dan radiofarmaka.

4. HASIL DAN PEMBAHASAN

4.1. Potensi Kontaminasi Permukaan

4.1.1. Kehilangan Sumber Daya.

Kehilangan sumber daya di fasilitas produksi radioisotop dan radiofarmaka khususnya untuk peralatan – peralatan kritis seperti sistem ventilasi dengan kapasitas separuh dari total yang ada, fan keluar dengan kapasitas penuh, blower keluar hot cell, sistem monitor radiasi dan sistem alarm, jaringan listrik untuk pengoperasian peralatan keselamatan dan lampu – lampu penerangan darurat dan pompa pengisian bahan bakar gasoline untuk generator darurat dipandang sebagai salah satu potensi yang turut memberikan kontribusi terhadap terjadinya kontaminasi permukaan di fasilitas tersebut [2,5].

Jika sumber daya (baik normal maupun darurat) secara mendadak tidak berfungsi, maka akan mengakibatkan tidak berfungsinya sistem ventilasi, fan keluar, blower keluar hot cell (baik hot cell radioisotop maupun hotcel radiofarmaka), sistem monitor radiasi dan sistem alarm, jaringan listrik untuk pengoperasian peralatan keselamatan dan lampu – lampu penerangan darurat serta pompa pengisian bahan bakar gasoline [2].

Bila hal ini terjadi pada saat tengah berlangsungnya proses produksi radioisotop, maka diprediksi akan mengakibatkan terjadinya kontaminasi udara yang dapat berdampak terjadinya kontaminasi permukaan di daerah kerja yang mendekati atau bahkan melebihi nilai batas zonanya. Ini dikarenakan adanya material radioaktif yang keluar dari dalam hot cell [2].

4.1.2. Gangguan Sistem VAC.

Bila kondisi fasilitas Produksi Radioisotop Dan Radiofarmaka khususnya sistem VAC sudah semakin tua maka dampaknya komponen sistem VAC yang ada sangat rentan rusak [2].

Sistem VAC pada fasilitas produksi radioisotop dan radiofarmaka umumnya terdiri dari sistem C – 1 untuk suplai ruang *Hot Cell* dan sistem C – 2 untuk suplai

daerah kerja. Jika terjadi kerusakan pada sistem VAC ini bisa memberikan kontribusi terhadap terjadinya kontaminasi permukaan di fasilitas tersebut [1,2].

Apabila terjadi gangguan pada sistem VAC, khususnya sistem C – 1 yang mengakibatkan tekanan udara di dalam Hot Cell tidak lebih negatif dari luar Hot Cell, maka ventilasi Hot Cell akan tidak berfungsi. Jika ini terjadi maka dapat mengakibatkan keluarnya bahan radioaktif (hasil fisi) dari dalam Hot Cell sehingga diprediksi dapat mengakibatkan terjadinya kenaikan tingkat kontaminasi udara yang dapat berdampak terjadinya kontaminasi permukaan di daerah kerja [1,2].

Sedangkan bila terjadi gangguan pada sistem C–2, maka dapat mengakibatkan terganggunya pola aliran udara antara ruangan. Bila ruangan – ruangan yang terganggu pola aliran udaranya memiliki tingkat kontaminasi udara yang cukup tinggi, maka akan terjadi penyebaran kontaminasi udara antar ruangan yang dapat mengakibatkan terjadinya kontaminasi permukaan di daerah kerja [1,2].

4.1. 3. Gangguan Pada Fasilitas Produksi.

Jika kondisi fasilitas produksi radioisotop dan radiofarmaka sudah semakin menua, sementara frekuensi pemakaiannya relatif cukup sering, maka fasilitas produksi tersebut sangat rentan mengalami kerusakan. Gangguan fasilitas produksi yang memberikan kontribusi terhadap terjadinya kontaminasi permukaan di daerah kerja adalah sistem master slave manipulator, sistem conveyor dan sistem plug door (pintu belakang *Hot Cell*) [1,2,5].

4.1.3.1. Sistem Master Slave Manipulator.

Bila terjadi kerusakan pada sistem master slave manipulator dimana untuk keperluan perbaikannya mengharuskan master slave manipulator dikeluarkan dari tempatnya pada Hot Cell, maka bisa memberikan kontribusi terhadap terjadinya kontaminasi permukaan di sekitar lokasi Hot Cell karena adanya lepasan material radioaktif yang menempel pada bagian lengan manipulator yang ada di dalam Hot Cell [1,2].

4.1.3.2. Sistem Conveyor.

Jika terjadi gangguan pada sistem conveyor yang mengakitnya terganggunya sistem transfer barang antar Hot Cell, dimana untuk keperluan perbaikannya mengharuskan seorang pekerja radiasi masuk ke dalam Hot Cell (dengan mengikuti ketentuan proteksi radiasi), maka bisa memberikan kontribusi terhadap terjadinya kontaminasi permukaan di sekitar lokasi belakang Hot Cell tersebut [1,2].

4.1.3.3. Sistem Plug Door.

Adanya kegiatan buka – tutup plug door Hot Cell (pintu bagian belakang *Hot Cell*) baik untuk keperluan pemasukan dan pengeluaran barang dari dan ke dalam *Hot Cell* untuk keadaan tertentu yang sifatnya sangat terpaksa dapat memberikan kontribusi terhadap terjadinya kontaminasi permukaan pada lantai di belakang *Hot Cell*. Ini disebabkan permukaan lantai di bagian bawah meja Hot Cell memiliki tingkat kontaminasi permukaan yang jauh lebih tinggi dari lantai di area belakang *Hot Cell* [1,2].

4.1.4. Keterbatasan SDM Dan Kurangnya Disiplin Kerja

Masih kurangnya disiplin para pekerja radiasi dalam penggunaan perlengkapan kerja seperti pemakaian jas lab, pemakaian shoe cover atau sepatu lab dan pemakaian sarung tangan khususnya

pada waktu lembur menjadi salah satu penyebab terjadinya penyebaran kontaminasi permukaan pada lantai maupun obyek lain baik di daerah kerja ataupun di luar daerah kerja [1,2].

Pada saat jam kerja normal, kecenderungan para pekerja radiasi untuk taat pada ketentuan keselamatan sudah cukup bagus, namun ketika ada kegiatan lembur dimana di fasilitas produksi radioisotop dan radiofarmaka tersebut jumlah SDM yang ada masih terbatas, maka disaat sudah melewati batas daya tahan tubuh, kerap kali terjadi adanya pelanggaran terhadap ketentuan keselamatan khususnya penggunaan jas lab, shoe cover atau sepatu lab dan sarung tangan [1,2].

4.1.5. Kegiatan Penanganan Limbah Radioaktif.

Pada pelaksanaan kegiatan penanganan limbah radioaktif khususnya ketika pengeluaran limbah dari dalam *Hot Cell* , maka ada kemungkinan terjadi kontaminasi permukaan baik pada lantai maupun obyek lain di area belakang *Hot Cell* Oleh karena itu harus ada pengawasan oleh petugas proteksi radiasi secara ketat agar tidak terjadi penyebaran kontaminasi ke area yang lain di sekitar area belakang *Hot Cell*[1,2].

4.2. Alternatif Solusi

Dari kajian terhadap beberapa potensi yang menjadi penyebab terjadinya kontaminasi permukaan di Fasilitas Produksi Radioisotop Dan Radiofarmaka, maka ada beberapa alternatif solusi yang bisa dilakukan untuk mengatasi masalah tersebut, yaitu[1,2,5] :

1. Untuk mengatasi masalah kehilangan sumber daya yang dapat mengakibatkan terjadinya kontaminasi permukaan, maka harus tersedia sumber daya darurat (genset) yang berfungsi dengan baik.

2. Kegiatan perawatan sistem VAC khususnya sistem C – 1 dan sistem C – 2 harus benar – benar dilaksanakan sesuai dengan jadwal perawatan yang sudah dibuat.
3. Suku cadang komponen sistem VAC harus selalu tersedia untuk mengantisipasi apabila terjadi gangguan maka penanganannya bisa dilakukan secara cepat sehingga tidak mengakibatkan terjadinya dampak radiologi baik pada daerah kerja, personil maupun lingkungan.
4. Untuk mencegah terjadinya penyebaran kontaminasi permukaan dan memantau ada tidaknya kontaminasi interna pada saat perbaikan sistem master slave manipulator, ada beberapa alternatif solusi, yaitu :
 - a. Kegiatan perawatan sistem master slave manipulator harus benar – benar dilaksanakan sesuai dengan jadwal perawatan yang sudah dibuat.
 - b. Pelaksanaan kegiatan perbaikan sistem master slave manipulator harus benar – benar dilakukan sesuai dengan ketentuan proteksi radiasi.
 - c. Selama dilakukan kegiatan perbaikan sistem master slave manipulator, pekerja radiasi lain tidak diizinkan masuk.
 - d. Bila kegiatan perbaikan sistem master slave manipulator telah selesai dilakukan, harus segera dilakukan pemeriksaan kontaminasi terhadap semua pekerja yang melakukan kegiatan perbaikan dan harus segera dilakukan dekontaminasi baik terhadap lantai maupun obyek lain yang ada di sekitar *Hot Cell* sehingga tingkat kontaminasi permukaan kembali aman di bawah batas yang diizinkan.
 - e. Untuk memantau ada tidaknya kontaminasi interna, maka semua petugas yang terlibat dalam kegiatan perbaikan sistem master slave manipulator, harus dilakukan pemeriksaan dengan *Whole Body Counter*.
5. Untuk mencegah terjadinya penyebaran kontaminasi permukaan dan memantau ada tidaknya kontaminasi interna pada saat perbaikan sistem conveyor, ada beberapa alternatif solusi, yaitu :
 - a. Kegiatan perawatan sistem conveyor harus benar – benar dilaksanakan sesuai dengan jadwal perawatan yang sudah dibuat.
 - b. Pelaksanaan kegiatan perbaikan sistem conveyor harus benar – benar dilakukan sesuai dengan ketentuan proteksi radiasi.
 - c. Selama dilakukan kegiatan perbaikan sistem conveyor, selain petugas yang melakukan perbaikan dan PPR, pekerja radiasi lain tidak diizinkan masuk.
 - d. Bila kegiatan perbaikan sistem conveyor telah selesai dilakukan, harus segera dilakukan pemeriksaan kontaminasi terhadap semua pekerja yang melakukan kegiatan perbaikan dan harus segera dilakukan dekontaminasi baik terhadap lantai maupun obyek lain yang ada di sekitar *Hot Cell* sehingga tingkat kontaminasi permukaan kembali aman di bawah batas yang diizinkan.
 - e. Untuk memantau ada tidaknya kontaminasi interna, maka semua petugas yang terlibat dalam kegiatan perbaikan sistem conveyor, harus dilakukan pemeriksaan dengan *Whole Body Counter*.
6. Untuk mencegah terjadinya penyebaran kontaminasi permukaan karena sering dilakukannya buka –

- tutup plog door, ada beberapa alternatif solusi, yaitu :
- a. Kegiatan memasukkan atau mengeluarkan barang di dalam Hot Cell harus seizin petugas keselamatan.
 - b. Pelaksanaan kegiatan memasukkan atau mengeluarkan barang di dalam Hot Cell harus benar – benar dilakukan sesuai dengan ketentuan proteksi radiasi.
 - c. Selama dilakukan kegiatan memasukkan atau mengeluarkan barang di dalam *Hot Cell*, semua pintu yang ada di sekitar *Hot Cell* harus tertutup, selain petugas yang terlibat, pekerja radiasi lain tidak diizinkan masuk.
 - d. Bila kegiatan memasukkan atau mengeluarkan barang di dalam Hot Cell telah selesai dilakukan, harus segera dilakukan pemeriksaan kontaminasi terhadap semua pekerja yang terlibat dan harus segera dilakukan dekontaminasi baik terhadap lantai maupun obyek lain yang ada di sekitar *Hot Cell* sehingga tingkat kontaminasi permukaan kembali aman di bawah batas yang diizinkan.
7. Untuk mencegah terjadinya penyebaran kontaminasi permukaan karena tidak disiplinnya pekerja radiasi dalam mentaati ketentuan keselamatan, ada beberapa alternatif solusi, yaitu :
- a. Pemantauan disiplin penerapan prinsip – prinsip proteksi radiasi oleh petugas keselamatan harus dijalankan secara lebih lagi ketat baik pada saat jam kerja normal maupun pada saat lembur.
 - b. Secara reguler dilakukan upaya peningkatan budaya keselamatan bagi para pekerja radiasi.
 - c. Diterapkannya sangsi administrasi kepegawaian bagi pekerja radiasi yang sering melakukan pelanggaran terhadap ketentuan keselamatan yang mengakibatkan terjadinya penyebaran kontaminasi permukaan.
8. Untuk mencegah terjadinya penyebaran kontaminasi permukaan dan memantau ada tidaknya kontaminasi interna pada saat dilakukan kegiatan penanganan limbah radioaktif, ada beberapa alternatif solusi, yaitu :
- a. Kegiatan penanganan limbah radioaktif harus benar – benar dilaksanakan sesuai dengan jadwal dan perencanaan yang sudah dibuat dan disetujui oleh pihak manajemen dan benar – benar didukung secara penuh oleh semua pihak yang terkait.
 - b. Pelaksanaan kegiatan penanganan limbah radioaktif harus benar – benar dilakukan sesuai dengan ketentuan proteksi radiasi.
 - c. Selama dilakukan kegiatan penanganan limbah radioaktif, pintu yang ada di sekitar *Hot Cell* harus tertutup, selain petugas yang melakukan perbaikan dan PPR, pekerja radiasi lain tidak diizinkan masuk.
 - d. Bila kegiatan penanganan limbah radioaktif telah selesai dilakukan, harus segera dilakukan pemeriksaan kontaminasi terhadap semua pekerja yang melakukan kegiatan perbaikan dan harus segera dilakukan dekontaminasi baik terhadap lantai maupun obyek lain yang ada sekitar *Hot Cell* sehingga tingkat kontaminasi permukaan kembali aman di bawah batas yang diizinkan.
 - e. Untuk memantau ada tidaknya kontaminasi interna, maka semua petugas yang terlibat dalam kegiatan penanganan limbah radioaktif, harus dilakukan

pemeriksaan dengan Whole Body Counter.

5. KESIMPULAN

Berdasarkan uraian tersebut di atas, dapat ditarik beberapa kesimpulan sebagai berikut :

1. Mengingat di fasilitas produksi radioisotop dan radiofarmaka banyak terdapat sumber terbuka, maka kemungkinan terjadinya kontaminasi permukaan cukup tinggi.
2. Kehilangan sumber daya di fasilitas produksi radioisotop dan radiofarmaka khususnya untuk peralatan – peralatan kritis merupakan salah satu potensi yang turut memberikan kontribusi terhadap terjadinya kontaminasi permukaan di daerah kerja.
3. Kerusakan komponen sistem VAC ini (khususnya sistem C – 1 dan sistem C – 2) bisa memberikan kontribusi terhadap terjadinya kontaminasi permukaan di daerah kerja di fasilitas Produksi Radioisotop Dan Radiofarmaka.
4. Untuk fasilitas produksi radioisotop dan radiofarmaka yang kondisinya sudah semakin menua, sedangkan frekuensi pemakaiannya relatif cukup sering, maka fasilitas produksi sangat rentan mengalami kerusakan. Gangguan fasilitas produksi yang memberikan kontribusi terhadap terjadinya kontaminasi permukaan di daerah kerja adalah sistem master slave manipulator, sistem conveyor dan sistem plug door.
5. Terbatasnya jumlah SDM serta kurang disiplinnya pekerja radiasi dalam menerapkan prinsip-prinsip proteksi radiasi selama bekerja turut memberikan kontribusi terhadap terjadinya kontaminasi permukaan di fasilitas produksi radioisotop dan radiofarmaka.

6. Kegiatan penanganan limbah radioaktif di fasilitas produksi radioisotop dan radiofarmaka khususnya yang berasal dari *Hot Cell* limbah turut memberikan kontribusi terhadap terjadinya kontaminasi permukaan di daerah kerja.

6. DAFTAR PUSTAKA

1. Health Physics, Medhi Physics, 1987.
2. Preliminary Design volume 1– 8, Medhi Physics, 1987.
3. Keputusan Kepala BAPETEN No. 01/Ka-BAPETEN/V-99 tentang Ketentuan Keselamatan Kerja Terhadap Radiasi.
4. Peraturan Pemerintah No. 33 tahun 2007 tentang Keselamatan dan Kesehatan Terhadap Pemanfaatan Radiasi Pengion.
5. Laporan Analisis Keselamatan Instalasi Produksi Radioisotop dan Radiofarmaka (IPRR) revisi 4, 2011.

MEMBANGUN SISTEM *E-LEARNING* UNTUK PELAJARAN PROTEKSI RADIASI SEBAGAI ALAT BANTU AJAR DI STTN

Supriyono, Joko Susilo, Muhtadan

Sekolah Tinggi Teknologi Nuklir – BATAN
Jl. Babarsari Kotak Pos 6101/YKBB Yogyakarta.
Email : masprie_sttn@yahoo.com

ABSTRAK

Telah dibangun suatu sistem *E-Learning* untuk pelajaran proteksi radiasi sebagai alat bantu ajar perkuliahan maupun alat bantu ajar pendalaman materi kursus proteksi radiasi di STTN. Sistem ini berisi materi-materi pelajaran proteksi radiasi, antara lain : Dasar fisika radiasi, Dosimetri, Dasar proteksi radiasi, Alat ukur radiasi, Efek radiasi, Pengelolaan limbah radioaktif, Pengangkutan zat radioaktif, dsb. Dalam membangun sistem ini digunakan platform Moodle dengan support beberapa perangkat lunak, yaitu : Apache webserver, MySql, PHP di *localhost computer* menggunakan XAMPP 1.8.1. Yang mempunyai hak akses sistem ini adalah admin yang tugasnya adalah mengelola sistem dan yang mengedit, menambah dan menghapus materi dan user yang terdiri dari pengajar, siswa dan operator yang mempunyai akses menggunakan sistem tersebut sebagai alat bantu belajar maupun mengajar. Materi *E-Learning* ditampilkan dalam bentuk : materi pelajaran, animasi, gambar, dan simulasi. Hasil sistem menunjukkan bahwa *E-Learning* dapat berjalan dengan baik sebagai alat bantu ajar. Dengan adanya alat bantu ajar ini diharapkan dapat meningkatkan kualitas proses belajar mengajar di STTN dan dapat meningkatkan akreditasi STTN.

Kata Kunci : *E-Learning*, Proteksi Radiasi, Alat Bantu Ajar, Moodle.

ABSTRACT

A system e-learning of radiation protection lesson as a teaching aids has built, for lectures activities and teaching aids in deepening the course materials of radiation protection in STTN. This system contains learning materials of radiation protection lesson, they are : Basic radiation physics, Dosimetry, basic radiation protection, radiation measuring equipment, effects of radiation, radioactive waste management, transport of radioactive substances, etc. In building of this system, Moodle platform is used with the support from some softwares, they are : Apache webserver, MySql, PHP in localhost computer that use XAMPP 1.8.1. The one who has rights to access this system is an admin who has obligation to manage the system and to edit, add, and remove the materials and users that consist of teachers, students, and operators who have access to use that system, as a learning aids as well as teaching aids. The materials of E-learning displayed in the forms : lesson materials, animations, pictures, and simulations. The results of this system show that E-learning able to works well as a teaching aids. With this teaching aids, we hope it will increase the quality of learning and teaching process in STTN and also it will increase the accreditation of STTN.

Key Words : *E-Learning*, Protection Radiatio, Teaching Aids, Moodle.

I. PENDAHULUAN

Sekolah Tinggi Teknologi Nuklir (STTN) – BATAN Yogyakarta sebagai perguruan tinggi kedinasan di bawah BATAN yang berdiri pada tahun 1985 dengan program Diploma III, dan pada tahun 2001 telah ditingkatkan menjadi program Diploma IV dengan Jurusan Teknofisika Nuklir dan Teknokimia Nuklir, yang menghasilkan Sarjana Sains Terapan yang khusus dalam bidang iptek nuklir. Lulusannya siap mengisi kebutuhan SDM bidang industri nuklir, misalnya untuk aplikasi teknik nuklir di bidang industri, bidang hidrologi, bidang pangan dengan spesialisasinya bidang proteksi radiasi.

Dalam filosofi dasar proteksi radiasi mengatakan bahwa selain memberikan manfaat, aplikasi teknik nuklir dapat pula memberikan ancaman bahaya radiasi yang perlu diwaspadai. Setiap pekerja radiasi selalu mempunyai resiko terkena paparan radiasi pengion selama menjalankan tugasnya. Pemanfaatan tenaga nuklir mengandung resiko radiologis yang berbahaya bagi kesehatan manusia. Untuk mencegah atau mengurangi resiko bahaya tersebut, maka harus ada berbagai upaya yang harus dilakukan. Salah satu upaya tersebut adalah adanya aturan pemerintah berupa yang mensyaratkan bahwa personil yang terlibat dalam pemanfaatan tenaga nuklir juga dituntut memiliki kecakapan dan latihan yang memadai. Dalam beberapa kasus, Surat Ijin Bekerja (SIB) bagi personil juga diperlukan, misalnya SIB sebagai Petugas Proteksi Radiasi (PPR), Ahli Radiografi (AR), Operator Radiografi (OR), dsb⁽¹⁾.

STTN sebagai perguruan tinggi yang pencetak SDM berbasis iptek nuklir, maka semua mahasiswanya dibekali dengan pelajaran-pelajaran Proteksi Radiasi yang lengkap dan diajarkan secara runtut mulai dari semester awal sampai semester akhir. Sehubungan dengan perkembangan ilmu komputer yang sangat

pesat, maka dalam setiap pengajarannya di STTN akan diajarkan berbasis *E-Learning*. Tentunya tidak ketinggalan pula dalam pengajaran tentang Proteksi Radiasi, STTN telah menyiapkan suatu alat bantu ajar yang Proteksi Radiasi berbasis *E-Learning*. Misalnya untuk mata kuliah - mata kuliah dasar fisika radiasi, dosimetri, dasar proteksi radiasi, alat ukur radiasi, efek radiasi, pengelolaan limbah radioaktif, pengangkutan zat radioaktif, dsb, yang semuanya terintegrasi menjadi sistem *E-Learning* pelajaran Proteksi Radiasi. Sistem ini selain digunakan sebagai alat bantu ajar mata kuliah wajib, juga dapat digunakan untuk alat bantu ajar pendalaman materi kursus proteksi radiasi di STTN⁽²⁾.

Dalam membangun sistem *E-Learning* ini digunakan *platform Moodle* dengan support beberapa perangkat lunak, yaitu : Apache webserver, MySQL, PHP di *localhost computer* menggunakan XAMPP 1.8.1. Yang mempunyai hak akses sistem ini adalah :

1. **Admin** : hak aksesnya adalah menambah, mengedit, dan menghapus seluruh konten yang tersedia beserta sistemnya.
2. **Pengajar** : hak aksesnya adalah menambah, mengedit dan menghapus materi kursus yang diampu oleh pengajar tersebut. Memberikan tes/ujian secara on-line beserta informasi nilainya.
3. **Siswa** : hak aksesnya adalah mengunduh materi kuliah/kursus yang telah tersedia di sistem tersebut sesuai dengan jadwal yang telah ditetapkan. Mengerjakan tes/ujian secara on-line dan mendapatkan informasi hasil tes/ujian.
4. **Operator** : hak aksesnya adalah mengatur administrasi pengajar dan siswa, memberikan dan menghapus hak akses pengajar/siswa. Mengatur jadwal kuliah/kursus.

Menetapkan nama pengajar beserta materi-materi yang diajarkannya.

Dengan adanya alat bantu ajar ini diharapkan dapat meningkatkan kualitas proses belajar mengajar di STTN dan sekaligus dapat meningkatkan akreditasi STTN, selain tercapainya tujuan utama yaitu terciptanya keselamatan dan kesehatan bagi pekerja, masyarakat dan lingkungan.

II. DASAR TEORI

2.1 Pengajaran Proteksi Radiasi di STTN

STTN dengan 3 program studi Elektronika Instrumentasi, Elektromekanik dan Teknokimia mengajarkan semua mahasiswanya untuk kompeten dalam bidang Proteksi Radiasi, sehingga semua paket pelajaran Proteksi Radiasi diajarkan. Adapun pelajaran tersebut adalah : Dasar Fisika Radiasi, Dosimetri, Dasar Proteksi Radiasi, Efek Radiasi terhadap Manusia, Alat Ukur Radiasi, Peraturan Perundangan Tenaga Nuklir, Ketentuan Keselamatan Radiasi, Pengangkutan Zat Radioaktif, Pengelolaan Limbah Radioaktif, Kecelakaan Radiasi dan Penanggulangannya, Desain Penahan Ruang Sinar-X, Sistem Perizinan dan Inspeksi, Aplikasi Teknik Nuklir Bidang Medik, Aplikasi Teknik Nuklir bidang Industri, Penggantian Sumber dan Keselamannya, baik yang diajarkan dalam satu mata kuliah/praktikum atau bagian dari mata kuliah tertentu, mulai dari semester 1 sampai dengan semester 7.

Mahasiswa STTN selain dibekali dengan pelajaran proteksi radiasi di kelas, pada akhir semester yaitu di semester 7, STTN juga mengadakan pelatihan penyegaran sebelum mahasiswa STTN diuji oleh BAPETEN untuk mendapatkan SIB PPR.

2.2 E-Learning

Sistem pembelajaran elektronik atau E-pembelajaran (Inggris: *Electronic learning* disingkat *E-Learning*) adalah cara baru dalam proses belajar mengajar. *E-*

Learning merupakan dasar dan konsekuensi logis dari perkembangan teknologi informasi dan komunikasi. Dengan *E-Learning*, peserta ajar tidak perlu duduk dengan manis di ruang kelas untuk menyimak setiap ucapan dari seorang pengajar secara langsung. *E-Learning* juga dapat mempersingkat jadwal target waktu pembelajaran, dan tentu saja menghemat biaya yang harus dikeluarkan oleh sebuah program studi atau program pendidikan.

Seperti Sebagaimana yang disebutkan di atas, *E-Learning* telah mempersingkat waktu pembelajaran dan membuat biaya studi lebih ekonomis. *E-learning* mempermudah interaksi antara peserta didik dengan bahan atau materi, peserta didik dengan dosen atau pengajar atau instruktur maupun sesama peserta didik. Peserta didik dapat saling berbagi informasi dan dapat mengakses bahan-bahan belajar setiap saat dan berulang-ulang, dengan kondisi yang demikian itu peserta didik dapat lebih memantapkan penguasaannya terhadap materi pembelajaran.

Dalam *E-Learning*, faktor kehadiran pengajar atau peserta didik otomatis menjadi berkurang atau bahkan tidak ada. Hal ini disebabkan karena yang mengambil peran pengajar adalah komputer dan panduan-panduan elektronik yang dirancang oleh "*contents writer*", desainer *E-Learning* dan pemrogram komputer.

Dengan adanya *E-Learning* para pengajar/dosen/instruktur akan lebih mudah :

1. Melakukan pemutakhiran bahan-bahan belajar yang menjadi tanggung jawabnya sesuai dengan tuntutan perkembangan keilmuan yang mutakhir
2. Mengembangkan diri atau melakukan penelitian guna meningkatkan wawasannya
3. Mengontrol kegiatan belajar peserta didik.

Kini banyak portal *e-learning* yang dikembangkan dengan perangkat lunak *Learning Management System* (LMS) salah satunya adalah *Moodle*. *Moodle* merupakan perangkat lunak *open source* yang mendukung implementasi *e-learning* dengan paradigma terpadu dimana berbagai fitur penunjang pembelajaran dengan mudah dapat diakomodasi dalam suatu portal *E-Learning*. Fitur-fitur penting penunjang pembelajaran tersebut misalnya: tugas, kuis, komunikasi, kolaborasi, serta fitur utama yang dapat meng-upload berbagai format materi pembelajaran (3),(4),(5).

Pelatihan proteksi radiasi juga memiliki materi-materi yang digunakan dalam persiapan untuk memperoleh SIB-PPR (Surat Izin Bekerja-Petugas Proteksi Radiasi) yang di keluarkan oleh BAPETEN (Badan Pengawas Tenaga Nuklir). Saat ini dalam pelaksanaan persiapan ujian SIB-PPR dilakukan dengan sistem tatap muka di kelas. Dengan masa penyegaran selama satu minggu. Selain itu peserta hanya terbatas pada mahasiswa STTN-BATAN. Atas dasar tersebutlah penulis memiliki ide untuk menyajikan materi-materi kursus proteksi radiasi dengan bentuk *E-Learning* seperti yang sudah disebutkan diatas. Diharapkan dengan dibuatnya system *E-Learning* ini dapat menjadi alternatif, para peminat SIB-PPR tidak harus mengikuti kelas kursus konvensional sehingga dapat menghemat waktu dan tempat bagi para peserta dari luar STTN-BATAN.

2.3 Moodle

Moodle (singkatan *Modular Object-Oriented Learning Environment Dinamic*) merupakan sumber *E-Learning* perangkat lunak bebas platform, juga dikenal sebagai Sistem Manajemen Kursus, *Learning Management System*, atau *Virtual Learning Environment* (VLE). Pada Desember 2011 itu memiliki basis pengguna dari 72.177 situs terdaftar dan diverifikasi, melayani 57.112.669 pengguna di 5,8 juta kursus. *Moodle* memiliki beberapa fitur yang dianggap khas sebuah *platform E-Learning*, ditambah beberapa inovasi asli (seperti sistem penyaringan). *Moodle* sangat mirip dengan sistem manajemen pembelajaran. *Moodle* dapat digunakan dalam berbagai jenis lingkungan seperti dalam pengaturan pendidikan, pelatihan dan pengembangan, dan bisnis (5),(6).

III.METODOLOGI PENELITIAN

Untuk membuat Pengembangan Sistem *E-Learning* Berbasis Web Untuk Kursus Proteksi Radiasi, prosedur penelitian yang digunakan meliputi :

3.1 Pembuatan Modul e-learning

E-Learning yang dikembangkan dalam penelitian ini berupa materi kuliah dan materi penyegaran kursus proteksi radiasi yang dikembangkan menggunakan platform moodle 2.3. Langkah-langkah membuat modul *E-Learning* terdapat pada diagram blok berikut :



Gambar 1. Blok Diagram Pembuatan Modul *E-Learning*

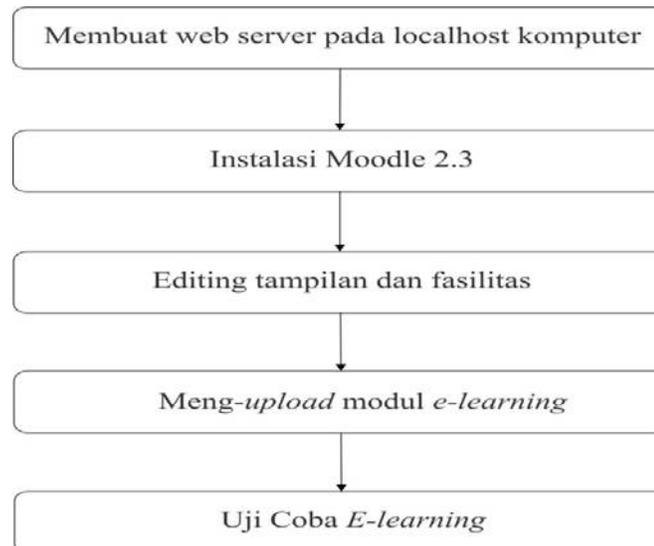
Adapun uraian langkah-langkah Gambar 1 di atas adalah sebagai berikut :

1. Membuat garis besar program Media (GBPM).
dalam kegiatan ini berisi identifikasi terhadap program. Melalui identifikasi program tersebut dapat ditentukan: judul, sasaran, tujuan dan pokok-pokok materi yang akan dituangkan dalam *E-Learning*.
2. Membuat *Storyboard*.
Storyboard adalah uraian yang berisi teks, gambar, animasi, dan simulasi. Satu kolom dalam *storyboard* mewakili satu tampilan di layar monitor.

3. Mengumpulkan bahan-bahan yang diperlukan untuk melengkapi materi modul *E-Learning*. Bahan-bahan yang disiapkan antara lain: materi pelajaran, animasi, gambar, dan simulasi ⁽⁷⁾.
4. Penyelarasan akhir.
5. Pada kegiatan ini dilakukan *review* dan hasilnya apakah sudah sesuai dengan target yang diharapkan atau belum?

3.2 Pembuatan Web atau E-learning

Langkah-langkah pembuatan website atau *e-learning* adalah seperti pada diagram blok berikut:



Gambar 2. Blok Diagram Pemrograman *E-Learning*

Adapun uraian langkah-langkah Gambar 2 di atas adalah sebagai berikut :

1. Membuat Apache webserver, MySQL, PHP di *localhost computer* menggunakan XAMPP 1.8.1.
2. Melakukan instalasi *Moodle 2.3* pada komputer.
3. Melakukan editing tampilan dan fasilitas yang diinginkan dalam web sesuai dengan tujuan pembelajaran. Fasilitas pendukung yang digunakan dalam web adalah fasilitas forum diskusi, *download*, *upload*, *link-link* ke

situs lain, *chatting*, *quiz*, dan fasilitas pendukung lainnya.

4. Meng-*upload* modul *E-Learning* yang telah dibuat sebelumnya ke dalam web dan mengembangkan jadwal pembelajaran.
5. *E-Learning* Kursus Proteksi berbasis Web siap diujicobakan.

IV. ANALISIS DAN PEMBAHASAN

Setelah sistem dapat terbangun, langkah berikutnya adalah menjalankan program :

4.1. Menjalankan program sebagai admin.

Mula-mula dimunculkan program utama seperti Gambar 3. berikut :



Gambar 3. Menu Utama

Dari menu utama tersebut diisikan **nama pengguna** dan **password**. Untuk admin mengisi nama pengguna dan password admin, sedangkan untuk user yang lain mengisi sesuai dengan haknya masing-

masing. Admin setelah mengisi nama pengguna dan password untuk admin, maka akan muncul tampilan seperti Gambar 4 berikut :



Gambar 4. Sub Menu Utama Admin

Dari sub menu utama admin dapat memilih fasilitas-fasilitas yang dimiliki oleh admin, salah satunya jika memilih menu **courses**, maka admin dapat menambah, mengedit, dan menghapus seluruh konten yang tersedia.

4.2. Menjalankan program sebagai user.

4.2.1. Menjalankan program sebagai pengajar.

Dengan melakukan login pengajar, maka akan muncul sub menu utama pengajar seperti Gambar 5 berikut. Login untuk pengajar bisa dilakukan oleh semua pengajar sesuai dengan hak login masing-masing.



Gambar 5. Sub Menu Utama Pengajar

Sebagai pemegang hak akses pengajar, yang salah satu haknya adalah dapat memilih fasilitas-fasilitas yang dimiliki oleh pengajar, antara lain menambah, mengedit dan menghapus materi kursus yang diampu oleh pengajar tersebut. Kemudian berikan tes/ujian secara on-line beserta informasi nilainya.

4.2.2. Menjalankan program sebagai peserta kuliah/kursus.

Seluruh peserta kursus/kuliah yang telah diberi hak akses oleh operator dan melakukan login sesuai dengan login masing-masing akan muncul sub-menu seperti Gambar 6. Pada Gambar 6, muncul juga modul-modul per mata pelajaran, seperti Dosimetri, Perizinan, dsb, dapat diunduh.



Gambar 6. Sub Menu Utama Siswa

Pada sub menu utama siswa dapat memilih fasilitas-fasilitas yang dimiliki oleh siswa, antara lain mengunduh materi kuliah/kursus yang telah tersedia di sistem tersebut sesuai dengan jadwal yang telah ditetapkan. Mengerjakan tes/ujian secara on-line dan mendapatkan informasi hasil tes/ujian.

4.2.3. Menjalankan Program sebagai Operator.

Sebagai operator yang ditunjuk oleh admin, dengan memasukkan login sesuai dengan alamatnya, akan muncul sub menu operator seperti Gambar 7 berikut. Pada menu tersebut, operator dapat memberikan hak akses kepada pengajar atau mahasiswa.



Gambar 7. Sub Menu Utama Operator

Jika operator melakukan login operator, maka akan muncul sub menu utama operator yang manfaatnya dapat memilih fasilitas-fasilitas yang dimiliki oleh siswa, antara lain mengatur administrasi pengajar dan siswa, memberikan dan menghapus hak akses pengajar/siswa. Mengatur jadwal kuliah/kursus. Menetapkan nama pengajar beserta materi-materi yang diajarkannya

Dari implementasi program di atas, program dapat berjalan dengan baik, terbukti dengan dapat ditambah, diedit dan dihapusnya konten dan terpeliharanya sistem oleh admin, dapat ditambah, diedit dan dihapusnya materi kuliah/kursus dan dapat dilaksanakannya tes/ujian beserta penilaiannya oleh pengajar, dapat diunduhnya materi-materi tes/kuliah dan dapat ikutnya siswa dalam kegiatan tes/ujian secara *on-line* oleh peserta kuliah/kursus serta dapat diaturnya administrasi kegiatan belajar mengajar secara *on-line* oleh operator.

Sistem juga dibangun dengan kaidah-kaidah pewarnaan yang sesuai, ukuran huruf yang pas serta disertai animasi dan story board yang memadai, sehingga sistem ini layak untuk disebut *user friendly*.

Sistem ini memang belum diujikan di lapangan secara langsung, tetapi dari pengamatan beberapa orang yang untuk skala laboratorium, sistem ini sudah layak jika akan diupload di internet untuk dijadikan alat bantu ajar berbasis *E-Learning* untuk pelajaran proteksi radiasi di STTN.

Dari pengujian program yang dilakukan, nampak bahwa sistem *E-Learning* sebagai alat bantu ajar pelajaran proteksi radiasi di STTN, baik dilaksanakan pada kegiatan perkuliahan maupun kegiatan kursus. Dengan adanya aplikasi ini, maka diharapkan kegiatan belajar mengajar di STTN kualitasnya meningkat, daya serap siswa meningkat yang akhirnya dapat meningkatkan kualitas lulusan serta dapat meningkatkan akreditasi STTN dari B menjadi A. Dengan

meningkatnya kualitas lulusan STTN dalam bidang proteksi radiasi, maka keselamatan nuklir di masyarakat dapat terjaga dengan optimal

Dari kacamata penulis, sistem ini dapat dikembangkan tidak hanya pelajaran proteksi radiasi, tetapi dapat kembangkan materinya untuk pelajaran-pelajaran lain non-proteksi radiasi.

V. KESIMPULAN

Dari hasil Pembuatan aplikasi ini, maka dapat disimpulkan bahwa :

1. Sistem telah dapat bekerja dengan baik dan bersifat *user friendly*, terbukti dengan telah diujikan untuk akses-akses admin, pengajar, siswa dan operator.
2. Sistem aplikasi ini dapat digunakan untuk meningkatkan kualitas pengajaran di STTN khususnya untuk mata kuliah/kursus proteksi radiasi.
3. Dengan aplikasi ini diharapkan kualitas alumni STTN dalam bidang proteksi radiasi meningkat, sehingga keselamatan nuklir di masyarakat dapat terjaga dengan optimal.
4. Sebagai saran, aplikasi ini juga dapat dikembangkan sebagai alat bantu ajar pelajaran lain, baik untuk kalangan STTN sendiri maupun di luar STTN.

DAFTAR PUSTAKA

1. Zubaidah. A.dkk, Buku Pintar Nuklir, BATAN Jakarta.
2. Modul Pelatihan Petugas Proteksi Radiasi. 2012, STTN-BATAN. Yogyakarta.
3. Anonim.Pembelajaran Elektronik diakses melalui http://id.wikipedia.org/wiki/Pembelajaran_elektronik, pada tanggal 6 Oktober 2012 pukul 8.00 WIB.
4. Anonim. Pengertian web diakses melalui http://id.wikipedia.org/wiki/Situs_web.

- pada tanggal 6 Oktober 2012 pukul 8.30 WIB.
5. Anonim. Pengertian Moodle diakses melalui <http://en.wikipedia.org/wiki/Moodle>. pada tanggal 6 Oktober 2012 pukul 9.00 WIB.
 6. Sutanta, Edhy. 2009. KONSEP DAN IMPLEMENTASI E-LEARNING. IST AKPRIND. Yogyakarta.
 7. Rubiyatun, Titik. 2012. PEMBUATAN PERANGKAT LUNAK ALAT BANTU AJAR PETUGAS PROTEKSI RADIASI MENGGUNAKAN DELPHI 7.0. STTN-BATAN. Yogyakarta.

PENGEMBANGAN PENGAWASAN PROTEKSI DAN KESELAMATAN RADIASI TERHADAP LENSA MATA PERSONIL RADIOLOGI INTERVENSIONAL

Titik Kartika, Ishak

Direktorat Pengaturan Pengawasan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif (DPPFRZR)
Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN), Jl. Gadjah Mada No. 8 Jakarta 10120

ABSTRAK

PENGEMBANGAN PENGAWASAN PROTEKSI DAN KESELAMATAN RADIASI TERHADAP LENSA MATA PERSONIL RADIOLOGI INTERVENSIONAL. Telah dilakukan tinjauan mengenai proteksi dan keselamatan radiasi terhadap lensa mata personil, khususnya pada kegiatan radiologi intervensional. Penggunaan radiasi di instalasi radiologi intervensional memberikan paparan yang signifikan terutama bagi lensa mata personil. Hasil dari berbagai survei dan penelitian terbaru mengenai efek radiasi dosis rendah terhadap lensa mata menunjukkan bahwa nilai ambang lensa mata lebih kecil dari pada nilai yang dipertimbangkan sebelumnya. Berdasarkan fakta tersebut, belum lama ini ICRP dan IAEA memberikan rekomendasi mengenai pengurangan nilai batas dosis lensa mata bagi personil. BAPETEN telah mengadopsi nilai batas dosis lensa mata yang baru ini dalam pengembangan peraturan mengenai proteksi dan keselamatan radiasi. Namun, penerapan ketentuan ini menghadapi berbagai tantangan sehingga BAPETEN memberikan masa peralihan selama 3 (tiga) tahun. Berbagai tantangan tersebut diantaranya adalah masalah pemantauan dosis lensa mata, peralatan protektif lensa mata yang belum memadai, kurangnya pemahaman personil mengenai hal-hal yang terkait dengan risiko radiasi rendah pada lensa mata, serta prosedur yang tepat dalam mengurangi risiko tersebut. Peranan BAPETEN sebagai badan pengawas diharapkan mampu memberikan solusi atas permasalahan yang dihadapi para pemangku kepentingan. Oleh karena itu, untuk menjawab tantangan tersebut, perlu adanya pengembangan pengawasan proteksi dan keselamatan radiasi yang lebih baik.

Kata Kunci: lensa mata, radiologi intervensional, nilai batas dosis, dosis ambang, personil, pengawasan, proteksi dan keselamatan radiasi.

ABSTRACT

CONTROL DEVELOPMENT OF RADIATION PROTECTION AND SAFETY ON PERSONNEL EYE LENS OF INTERVENTIONAL RADIOLOGY. The review on radiation protection and safety to the lens of personnel especially in interventional radiology activities has been carried out. The use of radiation in interventional radiology installations provide significant exposure to the lens of the eye, especially personnel. The results of the latest various surveys and researchs on the effects of low-dose radiation to the eye lense indicates that the eye lens dose threshold is less than the preconceived values. Based on these facts, recently, ICRP and IAEA provides recommendations regarding the reduction of the value of the eye lens dose limit for personnel. BAPETEN have adopted the value of the eye lens dose limit in the development of new regulations on radiation protection and safety. However, the application of this provision has various challenges that BAPETEN provide 3 (three) years transitional period. These challenges include the problem of monitoring the eye lens dose, the eye lens protective equipment which is not adequate, the lack of understanding of personnel related to the risk of low radiation to the eye lens, as well as the proper procedures to mitigate those risks. BAPETEN as a regulatory agency is expected to provide solutions to the problems faced by the stakeholders. Therefore, to answer the challenge, it is necessary to develop better monitoring of radiation protection and safety.

Key Word: eye lens, interventional radiology, dose limit, dose threshold, personnel, monitoring, radiation protection and safety.

I. PENDAHULUAN

Penggunaan sinar-X dalam dunia medis saat ini mengalami perkembangan yang cukup pesat. Selain manfaatnya yang besar, penggunaan radiasi sinar-X dalam dunia medis juga memiliki potensi risiko yang cukup berbahaya bagi manusia dan lingkungan bila tidak memperhatikan prinsip-prinsip proteksi radiasi. Salah satu penggunaan sinar-X dalam dunia medis yang memerlukan tingkat proteksi radiasi yang tinggi adalah penggunaan sinar-X untuk kegiatan radiologi intervensional. Dalam melakukan prosedur radiologi intervensional, personil terlibat langsung dengan pasien saat radiasi dipancarkan. Pada umumnya prosedur radiologi intervensional memerlukan waktu yang lama untuk mendapatkan citra yang diharapkan. Oleh karena itu, walaupun laju dosis yang diterima personil radiologi intervensional jauh lebih rendah dibanding laju dosis yang dihasilkan dari kegiatan radiologi diagnostik lainnya, namun dosis total yang diterima personil dalam satu kali prosedur radiologi intervensional akan jauh lebih besar.

Salah satu organ tubuh personil radiologi intervensional yang memerlukan perhatian proteksi yang besar adalah lensa mata. Lensa mata merupakan organ yang sangat sensitif terhadap efek radiasi. Dengan dosis yang relatif rendah, radiasi dapat mengakibatkan kerusakan pada lensa mata, bahkan dapat menginduksi terjadinya katarak. Katarak adalah suatu kerusakan lensa mata yang dapat merusak penglihatan. Katarak merupakan salah satu penyebab kebutaan terbesar di dunia [1,2].

Pada tahun 2011, *International Commission on Radiological Protection (ICRP)* menyampaikan bahwa ada efek reaksi jaringan khususnya efek dengan manifestasi yang sangat lambat, pada situasi di mana ambang batas dosis lebih

rendah dari batas yang dipertimbangkan sebelumnya [3]. Untuk lensa mata, ambang batas dosis serap dipertimbangkan menjadi 0,5 Gy. Nilai ini lebih rendah 10 kali dibandingkan nilai yang dipertimbangkan ICRP sebelumnya. Pertimbangan ini menjadi dasar bagi *International Atomic Energy Agency (IAEA)* dalam *Safety Standar Series No. GSR Part 3* tahun 2011 yang memberikan rekomendasi mengenai penurunan nilai batas dosis lensa mata pekerja radiasi. Penurunan nilai batas dosis tersebut sangat signifikan yaitu dari 150 mSv per tahun menjadi rata-rata 20 mSv per tahun selama 5 tahun berturut-turut dan 50 mSv dalam 1 (satu) tahun tertentu [4]. Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) telah mengadopsi ketentuan tersebut pada tahun 2013, dalam Peraturan Kepala BAPETEN No. 4 tahun 2013 tentang Proteksi dan Keselamatan Radiasi dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir.

Ketentuan Peraturan Kepala BAPETEN mengenai penurunan nilai batas dosis lensa mata ini akan memberikan dampak pada suatu instalasi yang menggunakan radiasi sinar-X. Untuk memenuhi batasan tersebut, suatu instalasi yang menggunakan radiasi membutuhkan persiapan, perhatian, bahkan perubahan baik dari aspek manajemen maupun dari aspek teknis. Selain itu, perlu adanya pembiasaan terhadap budaya keselamatan radiasi yang lebih baik.

Fakta yang diperoleh dari pengalaman inspeksi para inspektur BAPETEN, mengindikasikan bahwa penggunaan peralatan proteksi radiasi untuk lensa mata personil radiologi intervensional belum terlaksana dengan baik. Hal ini disebabkan karena kurangnya pemahaman personil mengenai aspek keselamatan dan proteksi radiasi, khususnya terhadap lensa mata. Kurang memadainya peralatan pemantau dan

peralatan pelindung mata juga menjadi permasalahan tersendiri. Berdasarkan berbagai pertimbangan tersebut, BAPETEN memberikan masa peralihan selama 3 (tiga) tahun untuk memenuhi ketentuan terbaru nilai batas dosis lensa mata personil.

Tujuan penulisan makalah ini adalah untuk memberikan gambaran mengenai risiko radiasi terhadap lensa mata. Selain itu, makalah ini juga menganalisis cara yang efektif dalam pengawasan proteksi dan keselamatan radiasi, khususnya terhadap lensa mata personil radiologi intervensional di Indonesia.

II. BAHAN

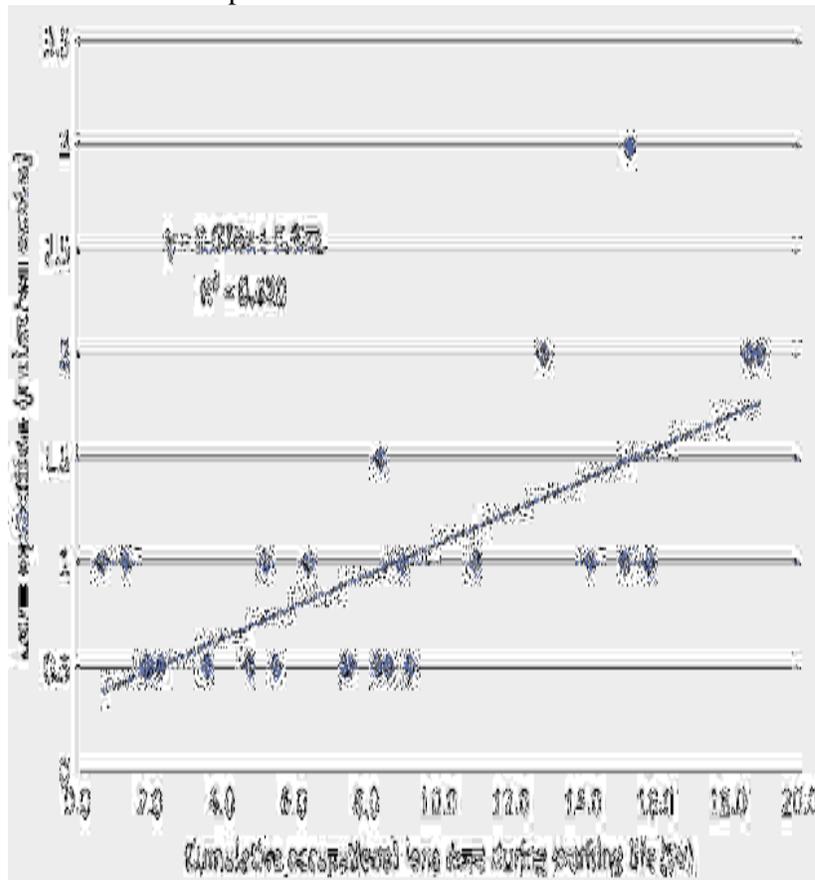
II.1. Bahaya Radiasi pada Lensa Mata

Radiasi yang mengenai mata pada nilai batas tertentu akan menyebabkan kerusakan lensa mata atau katarak. Eliseo Vano dkk melakukan penelitian

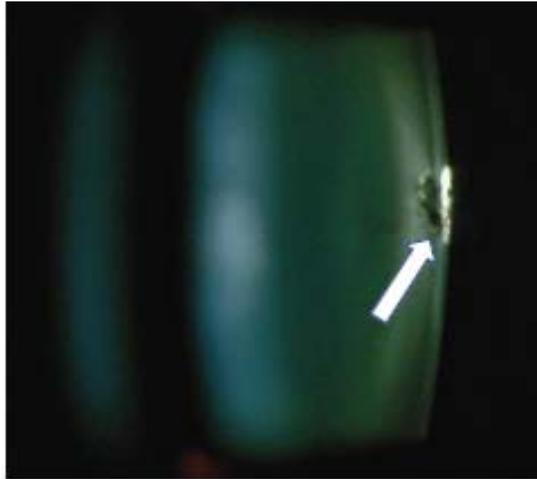
mengenai korelasi antara keparahan kerusakan lensa mata dengan dosis mata kumulatif yang dijelaskan dalam Gambar 1. [5].

Salah satu contoh katarak pada lensa mata ditunjukkan pada Gambar 2. Gambar ini diperoleh dengan menggunakan biomikroskop. Katarak ini tercatat setelah 22 tahun bekerja di laboratorium katarisasi [5].

Ainsbury dkk. (2009) merangkum hasil dari delapan studi mengenai kerusakan atau katarak pada lensa mata yang dipublikasikan antara tahun 1999 sampai dengan tahun 2008. Studi ini meliputi kelompok yang mendapat paparan klinis dan paparan kerja (pilot, pekerja pembersih Chernobyl dan personil radiologi), serta orang yang selamat dari kejadian bom atom Hiroshima dan Nagasaki.

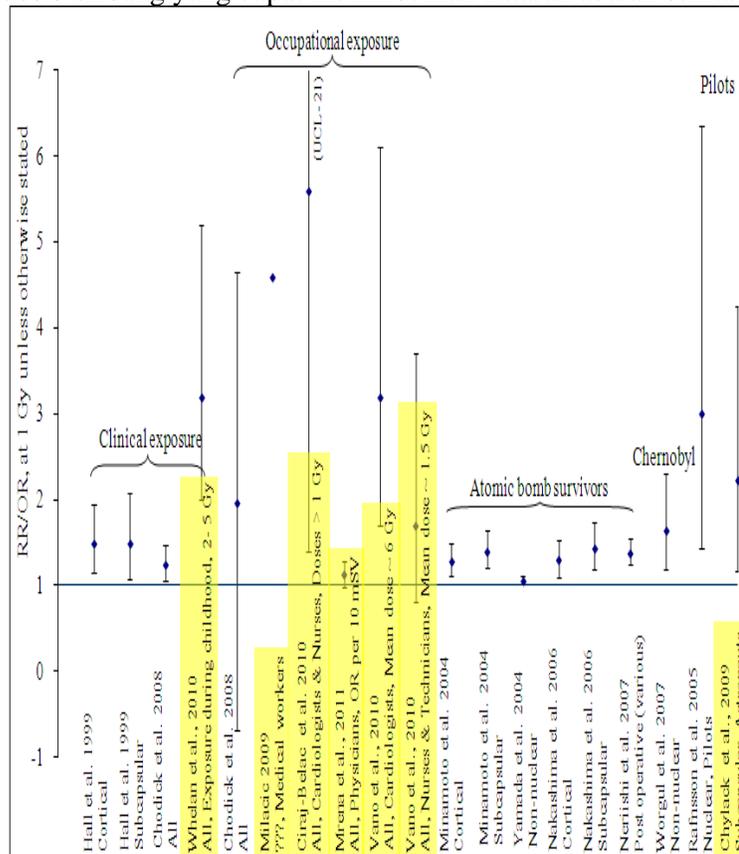


Gambar 1. Kerusakan lensa mata berbanding lurus dengan kumulatif dosis [5]



Gambar 2 .Contoh katarak pada lensa mata[5]

Seluruh studi menunjukkan peningkatan risiko katarak pada dosis 1 Gy. Studi ini menyimpulkan dosis ambang yang dapat menimbulkan katarak adalah sekitar 0,5 Gy. [6].

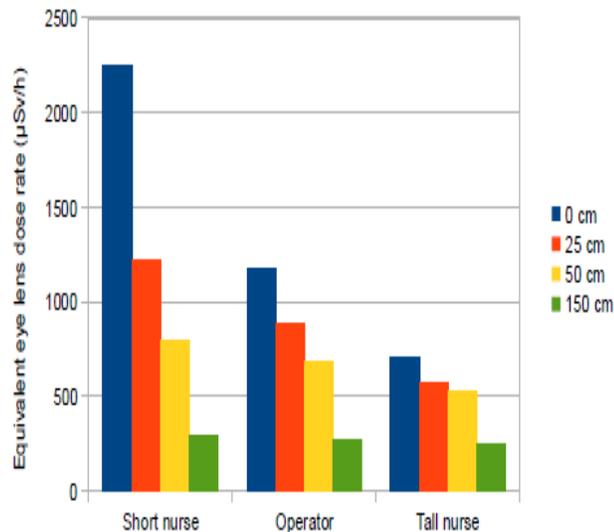


Gambar 3. Perbandingan risiko katarak yang meningkat pada 1 Gy [6]

II.2. Parameter yang Mempengaruhi Dosis Lensa Mata Personil Radologi Intervensional

Sumber radiasi utama bagi personil radiologi intervensional adalah radiasi hambur yang berasal dari tubuh pasien. Besar dan distribusi radiasi hambur dapat disebabkan oleh beberapa faktor, seperti ukuran pasien, sudut gantry, posisi pasien, posisi tabung, filtrasi, pemasangan parameter, dan penggunaan pembatas radiasi [7-10]. Radiasi hambur yang diterima oleh setiap bagian tubuh

personil besarnya dapat berbeda-beda. Cousin dkk menyatakan kemungkinan penyebab radiasi hambur yang mengenai mata berasal dari radiasi hambur yang mengenai kepala personil radiologi intervensional. Cousin dkk juga menekankan pentingnya posisi kepala personil yang tepat untuk meminimalkan radiasi hambur [11]. Viktor Sandlom melalui penelitiannya menyatakan bahwa laju dosis ekuivalen lensa mata menurun dengan bertambahnya jarak dan bertambahnya tinggi personil [12].



Gambar 4. Dosis ekuivalen lensa mata menurun dengan bertambahnya jarak dan tinggi personil[12]

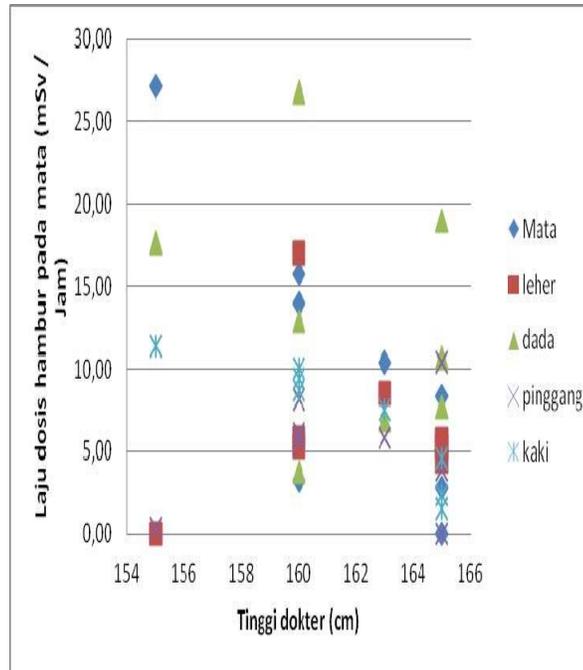
Hal senada juga dapat dilihat melalui penelitian Titik Kartika mengenai pengaruh sudut hambur terhadap personil fluoroskopi [13]. Dari penelitian tersebut dapat pula dilihat bahwa organ mata dapat menerima radiasi hambur yang cukup signifikan dibandingkan dengan organ lain, dan tercatat bahwa radiasi hambur pada mata yang tertinggi diterima personil dengan tinggi rata-rata kurang dari 160 cm. Hal ini dijelaskan dalam Gambar 5.

II.3. Peralatan Pemantau Radiasi / Dosimeter Lensa Mata

Salah satu tantangan dalam mengimplementasikan penurunan nilai batas dosis lensa mata adalah kebutuhan akan tersedianya peralatan pemantau radiasi atau dosimeter lensa mata yang akurat dan dekat dengan lensa mata. Contoh dosimeter mata baru yang dikembangkan *RADCARD* dapat dilihat pada Gambar 6. Berdasarkan hasil inspeksi BAPETEN, selama ini, dosimeter yang umum dipakai personil

radiologi intervensional adalah dosimeter untuk seluruh tubuh. Hasil evaluasi dosis yang dihasilkan dari dosimeter seluruh

tubuh tidak dapat merepresentasikan dosis yang diterima oleh lensa mata personil.



Gambar 5. Gambaran sebaran rata-rata laju dosis hambur pada organ mata, leher, dada, pinggang, dan kaki pada personil dengan variasi tinggi personil [13]

International Commission on Radiation Units and Measurement (ICRU) mendefinisikan dosis ekuivalen personil $H_p(d)$, adalah suatu kuantitas operasional untuk jaringan lunak tubuh manusia pada kedalaman d (mm) di bawah dosimeter. *ICRU* merekomendasikan bahwa untuk mengkaji dosis efektif digunakan $H_p(10)$, untuk menentukan dosis ekuivalen kulit digunakan $H_p(0,07)$. Untuk mengukur dosis ekuivalen lensa mata, *ICRU* dan *ICRP* merekomendasikan penggunaan $H_p(3)$ [14,15]]. Namun, saat ini jarang sekali peralatan yang memadai untuk dapat melakukan pengukuran lensa mata dengan kuantitas operasional $H_p(3)$. Selain itu, belum ada konversi koefisien untuk $H_p(3)$ dalam *ISO 4037-3* [12].

Sejak rekomendasi *ICRP* ini, ada sejumlah penelitian dan pengembangan terhadap dosimeter mata. Behrens dkk. menggunakan simulasi Monte Carlo simulations untuk mencoba mengukur kesalahan pengukuran dosis lensa mata dengan menggunakan $H_p(0,07)$ dibandingkan dengan $H_p(3)$ dalam radiologi intervensional [16]. Hasil dari simulasi menyatakan bahwa untuk foton yang dihamburkan dari area foton yang berasal dari tabung dengan tegangan di atas 30 kV, dosis lensa mata melebihi pengukuran sebesar 10% atau kurang (tergantung pada energi foton). Untuk tegangan tabung di bawah 30 kV, dosis lensa mata melebihi pengukuran sebesar 11% sampai 50%. Karena tegangan

tabung di bawah 30 kV jarang digunakan dalam radiologi intervensional, maka $H_p(0,07)$ dipertimbangkan cukup memadai untuk mengukur dosis lensa mata. Penggunaan $H_p(0,07)$ untuk mengukur dosis lensa mata ini juga telah direkomendasikan oleh *European Commission* [8]. Selain itu, kalibrasi *TLD* dalam $H_p(0,07)$ juga digunakan dalam proyek *ORAMED (Optimization of Radiation Protection for Medical Staff)* dan studi Norwegia mengenai dosis lensa

mata personil radiologi intervensional [18].

II.4. Peralatan Protektif Lensa Mata

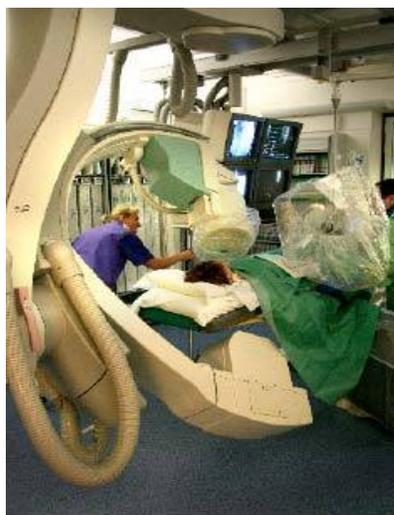
Peralatan protektif yang digunakan untuk lensa mata harus memadai sehingga dapat mengurangi risiko radiasi yang diterima personil dan tidak melebihi nilai batas dosis yang ditentukan oleh *IAEA* ataupun *BAPETEN*. Peralatan protektif dapat berupa kacamata Pb atau pembatas radiasi yang digantungkan di langit-langit dinding ruangan.



Gambar 6. Dosimeter mata baru yang dikembangkan RADCARD[19]

Kacamata Pb merupakan alat protektif mata yang cukup efektif untuk mengurangi risiko radiasi pada mata. Namun sampai saat ini, fakta yang ada di

berbagai rumah sakit, personil yang terlibat dengan penggunaan radiasi enggan menggunakan



Gambar 7. Contoh pembatas radiasi yang digantung pada langit-langit untuk melindungi personil di sebelah kanan pasien radiologi intervensional [12]

kacamata Pb. Hal ini dapat disebabkan karena kurangnya pemahaman personil akan risiko radiasi dosis rendah terhadap mata. Selain itu, ada pula faktor ketidaknyamanan dalam memakai kacamata Pb yang relatif lebih berat dari kacamata biasa. Apalagi dalam melakukan prosedur radiologi intervensional biasanya memerlukan waktu yang cukup lama. Selain itu, bagi personil yang biasa memakai kacamata dalam kesehariannya mengalami kesulitan apabila harus memakainya bersamaan dengan kacamata Pb. Oleh karena itu, diperlukan disain yang tepat untuk mengatasi permasalahan ini.

Viktor Sandlom melakukan penelitian mengenai efektifitas kacamata Pb dalam

mengurangi radiasi hambur yang mengenai lensa mata personil [12]. Penelitian ini dilakukan dengan menggunakan fantom dalam kegiatan radiologi intervensional. Hasil dari pengukuran tersebut menghasilkan pengurangan radiasi oleh kacamata Pb berkisar antara 30 % sampai 88%. Ia juga meneliti 12 model kacamata yang ekuivalen dengan ketebalan Pb 0.75 ± 0.05 mm. Gambar 8 menunjukkan 12 model kacamata Pb yang berbeda-beda. Dari keduabelas kacamata tersebut, kacamata nomor 11 disimpulkan menjadi model kacamata yang paling efektif untuk mengurangi radiasi hambur dan paling nyaman dipakai walaupun bersamaan dengan pemakaian kacamata yang dipakai sehari-hari.



Gambar 8. Model kacamata protektif dengan ketebalan Pb 0.75 ± 0.05 [12]

III. PEMBAHASAN

Seiring dengan diterapkannya ketentuan BAPETEN tentang penurunan nilai batas dosis lensa mata personil, maka BAPETEN sebagai badan pengawas harus mampu mengatasi masalah dan tantangan yang muncul akibat penurunan tersebut. Masalah dan tantangan yang muncul khususnya di instalasi radiologi intervensional adalah:

- kurangnya pemahaman personil terhadap risiko radiasi dosis rendah pada lensa mata;
- belum tersedianya dosimeter mata yang tepat dan akurat;
- belum tersedianya layanan evaluasi dosis untuk lensa mata;
- belum tersedianya peralatan protektif lensa mata yang memadai;
- masih minimnya prosedur proteksi dan keselamatan radiasi bagi

personil dalam menjalani prosedur intervensional.

Untuk mengatasi masalah dan tantangan tersebut, BAPETEN harus melakukan pengembangan pengawasan melalui peraturan, perizinan, dan inspeksi. Selain itu untuk mendukung kegiatan pengawasan ini, diperlukan pula adanya pengembangan infrastruktur pendukung pengawasan.

III.1. Pengembangan Peraturan

Peraturan Kepala BAPETEN No.8 tahun 2010 tentang Keselamatan Radiasi dalam penggunaan Radiologi Diagnostik dan Intervensial telah mengatur hal-hal yang terkait dengan proteksi dan keselamatan radiasi dalam kegiatan radiologi intervensional. Namun demikian, Peraturan Kepala BAPETEN tersebut perlu disertai dengan pedoman teknis sebagai acuan dalam menerapkan ketentuan yang terdapat dalam peraturan tersebut. Oleh karena itu, BAPETEN perlu membuat pedoman khusus mengenai proteksi dan keselamatan radiasi di instalasi radiologi intervensional, mengingat risiko yang cukup tinggi terutama bagi lensa mata para personilnya. Adanya pedoman ini juga akan sangat membantu para pengguna untuk membuat dan menerapkan prosedur proteksi dan keselamatan radiasi yang tepat dan benar. Pedoman sebagai acuan pelaksanaan teknis hendaknya mencakup antara lain penetapan pembatas dosis dan pelaksanaan radiologi intervensioanal yang memenuhi standar keselamatan radiasi, pemantauan dan evaluasi dosis yang diterima personil, dan tindakan yang diperlukan jika dosis yang diterima personil melampaui nilai batas dosis yang ditetapkan.

Setelah ditetapkannya ketentuan mengenai penurunan nilai batas dosis lensa mata dalam Peraturan Kepala

BAPETEN No. 4 tahun 2013 tentang Proteksi dan Keselamatan Radiasi dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir, perlu adanya sosialisasi mengenai ketentuan tersebut. Sosialisasi ini harus dilakukan terhadap pihak internal BAPETEN terlebih dahulu, kemudian dilanjutkan kepada pihak eksternal yaitu para pemangku kepentingan.

Pelaksanaan sosialisasi ketentuan mengenai penurunan nilai batas dosis lensa mata kepada pihak internal BAPETEN dapat dilaksanakan antara lain melalui kegiatan forum kelompok diskusi (*forum group discussion*), rapat koordinasi inspektur, dan pelatihan bagi inspektur atau staf teknis terkait. Sedangkan sosialisasi kepada pihak eksternal dapat dilaksanakan antara lain melalui kegiatan pembinaan peraturan perundang-undangan dan presentasi dalam berbagai kegiatan yang diadakan instansi lain.

Selain itu, harus ada program pembinaan kepada para pemangku kepentingan, terutama kepada personil radiologi intervensional. Dengan adanya pembinaan tersebut, diharapkan para personil memiliki budaya keselamatan radiasi yang lebih baik. Pembinaan ini juga ditujukan untuk mendorong pihak manajemen agar dapat mengatur beban kerja personil dan menyediakan peralatan pemantau dan peralatan protektif mata yang lebih memadai.

III.2. Pengembangan Perizinan

Persyaratan perizinan BAPETEN merupakan persyaratan administratif yang harus dipenuhi untuk menjamin keselamatan radiasi bagi para pemangku kepentingan. Persyaratan administratif ini tidak terlepas dari ketentuan yang ditetapkan dalam peraturan perundang-undangan BAPETEN. Untuk memenuhi ketentuan nilai batas dosis lensa mata yang baru, maka persyaratan perizinan

khususnya untuk layanan radiologi intervensional harus ditambahkan dengan pernyataan ketersediaan peralatan protektif dan dosimeter untuk lensa mata yang sesuai dengan standar yang diakui dan tertelusur. Jumlah peralatan protektif yang tersedia harus sesuai dengan jumlah personil sehingga setiap personil yang mendapat beban kerja tinggi dilengkapi dengan dosimeter mata yang memadai.

III.3. Pengembangan Inspeksi

Inspeksi yang dilakukan oleh inspektur BAPETEN hendaknya dilakukan pada saat prosedur radiologi intervensional sedang dilakukan. Sehingga dapat dipastikan apakah personil mematuhi ketentuan peraturan atau tidak. Untuk mengawasi penerapan ketentuan nilai batas dosis lensa mata yang baru, maka *check list* inspeksi untuk radiologi intervensional harus mencakup pemeriksaan terhadap perlengkapan protektif lensa mata, dosimeter mata, hasil evaluasi dosis mata, serta implementasi prosedur proteksi dan keselamatan radiasi. Selain itu, perlu dilihat pula bagaimana cara penataan rekaman, apakah penataannya dapat memudahkan dalam pencarian rekaman dosis berdasarkan personil dan organ personil.

Dalam penyelenggaraan inspeksi di instalasi radiologi intervensional, pada saat diskusi dengan pemegang izin dan personil, inspektur BAPETEN sebaiknya memberikan pembinaan mengenai pelaksanaan proteksi dan radiasi dalam melakukan tindakan radiologi intervensional. Inspektur harus menekankan mengenai pentingnya pemakaian peralatan protektif terutama untuk lensa mata yang selama ini sering diabaikan oleh para personil.

Terakhir, hal yang tidak kalah penting adalah penerapan strategi inspeksi dalam menentukan skala prioritas. Salah

satunya adalah dalam menentukan frekuensi inspeksi. Karena paparan bagi pekerja radiasi di instalasi radiologi intervensional relatif lebih tinggi dari instalasi radiologi lainnya, maka frekuensi inspeksi pada instalasi radiologi intervensional sebaiknya lebih sering dilakukan dibandingkan inspeksi pada instalasi radiologi secara umum, paling kurang satu kali dalam satu tahun.

III.3. Pengembangan Infrastruktur Pendukung Pengawasan

Untuk memastikan efektifitas pemantauan dosis lensa mata personil, maka diperlukan ketersediaan dosimeter khusus untuk lensa mata yang tepat dan akurat. Saat ini, penyediaan dosimeter untuk lensa mata yang tepat dan akurat masih sangat kurang. Oleh karena itu, sangat diperlukan penelitian dan pengembangan yang lebih dalam mengenai dosimeter lensa mata. Dalam hal ini, sangat diperlukan partisipasi dari lembaga atau badan penelitian untuk mengembangkan dosimeter lensa mata yang tepat dan akurat. Selain itu, sangat diharapkan pula peranan manufaktur dalam penyediaan dosimeter mata yang sesuai dengan standar internasional atau standar lain yang diakui dan tertelusur.

Setelah tersedianya dosimeter lensa mata yang memadai, maka diperlukan suatu laboratorium yang dapat melakukan evaluasi terhadap hasil dosis lensa mata yang terukur pada dosimeter lensa mata. Fasilitas atau laboratorium tersebut harus memiliki kemampuan yang memadai meliputi kemampuan personil, peralatan, prosedur yang memenuhi standar internasional atau standar lain yang diakui dan tertelusur.

IV. KESIMPULAN

Penerapan ketentuan BAPETEN mengenai penurunan nilai batas dosis

lensa mata harus diikuti dengan penyediaan dosimeter lensa mata yang tepat dan akurat, peralatan protektif mata yang memadai, serta pembinaan bagi para personil radiologi intervensional. Apabila perkembangan teknologi belum dapat menjawab tantangan akan dosimeter dan peralatan protektif lensa mata proteksi radiasi yang diharapkan, maka usaha optimisasi harus dilakukan. Pemenuhan optimisasi dilakukan melalui prosedur yang tepat dalam menjalani kegiatan radiologi intervensional. BAPETEN sebagai badan pengawas dapat melakukan pengembangan pengawasan dengan cara pengembangan peraturan, perizinan, dan inspeksi. Pengembangan peraturan dilaksanakan melalui pembuatan pedoman mengenai proteksi dan keselamatan radiasi radiologi intervensional, melakukan sosialisasi peraturan perundang-undangan, dan melakukan pembinaan terhadap personil radiologi intervensional. Pengembangan perizinan melalui penambahan persyaratan mengenai pemenuhan penyediaan dosimeter dan peralatan protektif lensa mata. Pengembangan inspeksi dapat dilakukan dengan cara menambahkan *check list* inspeksi yang mencakup pemeriksaan terhadap perlengkapan protektif lensa mata, dosimeter mata, hasil evaluasi dosis mata, rekaman, serta memberikan pembinaan saat diskusi terhadap pemegang izin dan personil radiologi intervensional. Pengawasan BAPETEN melalui peraturan, perizinan, dan inspeksi diharapkan mampu menjadi instrument yang efektif dalam mengatasi permasalahan proteksi dan keselamatan radiasi di radiologi intervensional.

UCAPAN TERIMAKASIH

Pada kesempatan ini, Penulis ingin menyampaikan terimakasih kepada penyelenggara, tim pengajar, dan tim penilai diklat penulisan ilmiah yang

memberikan banyak motivasi dan bimbingan.

DAFTAR PUSTAKA

1. Rehani MM, Vano E, Ciraj-Bjelac O, Kleiman NJ., 2011, *Radiation and cataract*. Radiation Protection Dosimetry, hal:1-5.
2. B. E. K. Klein, R. Klein, K. L. P. Linton, T. Franke, 1993, *Diagnostic x-ray exposure and lens opacities: The Beaver Dam Eye Study*, American Journal of Public Health, vol. 83, no.4, p: 588–590.
3. International Commission on Radiological Protection (ICRP), 2012, *Statement on Tissue Reaction and Late Effects of Radiation in Normal Tissues and Organs Threshold Doses for Tissue Reactions in a Radiation Protection Context*, Publication 118: 41:1–322.
4. International Atomic Energy Agency (IAEA), 2011, *Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards*, Safety Standards Series No. GSR Part 3 (interim), Schedule III, PP 90.
5. Vano E, et. Al, 2013, *Clinical Study Radiation-associated Lens Opacities in Catheterization Personnel: Results of a Survey and Direct Assessments*, Journal of Vascular and Interventional Radiology, Vol: 24, Hal: 197-204.
6. Ainsbury EA, et. Al, 2009, *Radiation cataractogenesis: a review of recent studies*, Radiation Research, A2: 1-9.
7. Vano E, Gonzalez L, Fernández JM, Haskal ZJ, 2008, *Eye Lens Exposure to Radiation in Interventional Suites: Caution is Warranted*. Radiology: 248:945-953.
8. Balter S, 1999, *Radiation Safety in The Cardiac Catheterization Laboratory: Basic Principles*, Catheter Cardiovasc Interventional 47:229-236.

9. Schueler BA, Vrieze TJ, Bjarnason H, Stanson AW, 2006, *An Investigation of Operator Exposure in Interventional Radiology*, Radiographics: 26:1533-1541.
10. Balter S, Sones FM, Brancato R, 1978, *Radiation Exposure to The Operator Performing Cardiac Angiography with U-arm Systems*, Circulation: 58:925-932.
11. A.J. Cousin, R. B. Lawdahl, D. P. Chakraborty, R. E. Koehler, 1987, *The Case for Radioprotective Eyewear/Facewear: Practical Implications and Suggestions*, Investigative Radiology, vol. 22, p: 688-692.
12. Sandblom Viktor, 2012, *Evaluation of Eye Lens Doses Received by Medical Staff Working in Interventional Radiology at Sahlgrenska University Hospital*, Thesis, Departement of Radiation Physics, University of Gothenburg, Sweden.
13. Kartika Titik, 2011, *Distribusi Dosis Hambur Dalam Fluoroskopi Sebagai Variasi Sudut*, Thesis, FMIPA, Universitas Indonesia.
14. Martin CJ., 2011, Personal Dosimetry for Interventional Operators: When and How Should Monitoring be Done?, Health Phys:84:639-648.
15. Behrens R, Dietze G, 2010, Monitoring the eye lens: which dose quantity is adequate?, Phys. Med. Biol. 55:4047-4062.
16. Behrens R, Dietze G, 2011, Dose conversion coefficients for photon exposure of the human eye lens., Phys. Med. Biol. 56: 415-437.
17. European Commission, 2009, Technical Recommendation for Monitoring Individuals Occupationally Exposed to External Radiation, Radiation Protection Publication No. 160.
18. Ostbye Lie O, Uthaug Paulsen G, Wohni T, 2008, Assessment of Effective Dose and Dose to the Lens of the Eye for the Interventional Cardiologist, Radiation Protection Dosimetry:132(3):313-318.
19. European Medical ALARA Network (EMAN), 2012, Optimisation of Patient and Occupational Exposure in Interventional Radiology, EMAN Project, final version.



MAKALAH ORAL KELOMPOK B

KAJIAN PENGAWASAN PENGELOLAAN LIMBAH RADIOAKTIF PADA OPERASI PLTN DAYA 1000 MWe

Helen Raflis

h.raflis@bapeten.go.id

Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir
Badan Pengawas Tenaga Nuklir, Jl. Gajah Mada No. 8 Jakarta Pusat, Indonesia.

ABSTRAK

KAJIAN PENGAWASAN PENGELOLAAN LIMBAH RADIOAKTIF PADA OPERASI PLTN DAYA 1000 MWe. Pengawasan pengelolaan limbah radioaktif merupakan salah satu aspek penting pada pengoperasian Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN). Kajian tentang pengelolaan limbah radioaktif pada operasi PLTN daya 1000 MWe telah dilakukan berdasarkan kebutuhan pengawasan guna meningkatkan kelengkapan pengaturan pengawasan dan menjamin keselamatan sebagai antisipasi PLTN pertama di Indonesia. Kajian ini memiliki batasan masalah yaitu mengkaji aspek pengelolaan limbah dan pengendalian lepasan dalam pengoperasian PLTN dan bertujuan untuk mengetahui pengelolaan limbah dan pengendalian lepasan dalam operasi PLTN. Metode yang dilakukan berupa studi pustaka, diskusi dengan narasumber dan mengacu pedoman dari IAEA dan negara lain. Dari metodologi diatas diperoleh bahwa untuk pengelolaan limbah radioaktif dan pengendalian lepasan akan tergantung pada jenis reaktor, fitur desain tertentu, prosedur operasi dan praktik. Disimpulkan bahwa yang perlu dipertimbangkan pada pengelolaan limbah dalam operasi PLTN adalah aspek pengelolaan limbah radioaktif dan pengendalian lepasan ke lingkungan.

Kata kunci: Pengelolaan Limbah Radioaktif, Pengendalian Lepas, PLTN

ABSTRACT

Regulatory Study of Radioactive Waste Management on Operation of NPP 1000 MWe. Regulation of radioactive waste management is the important aspects of the operation of nuclear power plant (NPP). Study about radioactive waste management on operation of NPP 1000 MWe has been done based on regulatory demands to improve the completeness of regulation and ensuring the safety in anticipation of the first nuclear power plant in Indonesia. This study has scope that examines aspects of waste management and control of discharges in the operation of nuclear power plant and aims to determine the waste management program and control of discharges. The method used from literature, discussion and reference to guidance of IAEA and other country. From the methodology obtained that the radioactive waste management and control of discharges will depend on the type of reactor, feature design and operating procedure and practices. It was concluded that considered on waste management in the operation of nuclear power plant are the radioactive waste management and discharges release to environment.

Keyword: Radioactive Waste Management, Control of Discharges, NPP

I. Pendahuluan

Pengawasan pengelolaan limbah radioaktif merupakan salah satu aspek penting pada pengoperasian Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN). Pengelolaan limbah radioaktif senantiasa menjadi fokus perhatian seluruh pemangku kepentingan termasuk LSM kontra PLTN. Pada tahun 2002, IAEA telah menerbitkan rilis petunjuk keselamatan No. NS-G-2.7 tentang '*Radiation Protection and Radioactive Waste Management in the Operation Nuclear Power Plant*'. NS-G-2.7 ini memberikan rekomendasi dan panduan tentang aspek pengelolaan limbah radioaktif pada pengoperasian PLTN^[1]. Di samping itu, guna meningkatkan kelengkapan pengaturan pengawasan instalasi nuklir dan menjamin keselamatan sebagai antisipasi PLTN pertama di Indonesia perlu dibuat peraturan kepala BAPETEN tentang pengelolaan limbah radioaktif pada pengoperasian reaktor daya.

Berdasarkan kebutuhan pengawasan tersebut dipandang perlu untuk dilakukan kajian pengawasan pengelolaan limbah dalam operasi PLTN. Kajian ini bertujuan untuk mengetahui pengelolaan limbah radioaktif dan pengendalian lepasan pada operasi PLTN daya 1000 MWe sedangkan yang menjadi

batasan masalah yaitu mengkaji aspek pengelolaan limbah radioaktif dan pengendalian lepasan dalam operasi PLTN daya 1000 MWe. Metode yang dilakukan berupa studi pustaka, diskusi dengan narasumber dan mengacu pedoman dari IAEA dan negara lain.

II. Pengelolaan Limbah dan Pengendalian Lepasn pada Pengoperasian PLTN

II.1. Pengelolaan Limbah Radioaktif pada Operasi PLTN Daya 1000 MWe

Pada Peraturan Pemerintah (PP) No 27 tahun 2002 tentang pengelolaan limbah radioaktif didefinisikan bahwa pengelolaan limbah radioaktif adalah kegiatan pengumpulan, pengelompokan, pengolahan, pengangkutan, penyimpanan, dan atau pembuangan limbah radioaktif^[2]. Pengoperasian PLTN memberikan unsur radioaktif hasil reaksi pembelahan meliputi semua nuklida hasil reaksi pembelahan dan nuklida yang dihasilkan dari penangkapan neutron oleh nuklida hasil pembelahan. Energi panas yang dihasilkan sebesar 200 MeV jika 1 gram uranium intinya berfisi setara dengan panas yang dikeluarkan 3 ton batu bara. Komposisi bahan bakar nuklir sebelum dan sesudah digunakan dalam PLTN ditunjukkan pada Tabel 1.

Tabel 1 Komposisi Bahan Bakar Sebelum dan Sesudah Digunakan pada PLTN^[3]

Nuklida	(% berat)	
	Bahan Bakar Baru	Bahan bakar nuklir bekas
²³⁸ U	95,5 %	93 %
²³⁵ U	4,5 %	1 %
Pu + TRU (Transuranium)	-	1 % *)
Unsur hasil Fisi	-	5 %
*) TRU (Np, Am, Cm) dalam jumlah kecil kurang dari 0,1 %		

Terdapat 200 unsur hasil fisi berada dalam rentang unsur radioaktif dengan nomor atom 30 - 65 dengan nomor massa 72 - 166. Dari 200 unsur hasil fisi tersebut dan ada 18 unsur hasil fisi utama yang

mempunyai *yield* > 1 % seperti ditunjukkan pada Tabel 2. Unsur-unsur radioaktif hasil fisi tersebut berada dalam bahan bakar dan tertahan oleh kelongsong.

Tabel 2. Unsur-Unsur Hasil Fisi Utama yang Mempunyai Yield lebih dari 1%^[3]

Hasil fisi	Umur paro	Yield (%)	Hasil Fisi	Umur paro	Yield (%)
⁹⁹ Tc	2,1x10 ⁵ th	6,0	⁸⁹ Sr	53,0 hari	4,8
¹³⁷ Cs	33 th	6,2	¹⁰³ Ru	9,8 hari	3,0
⁹⁰ Sr/ ⁹⁰ Y*	28 th/ 64 jam	5,8	¹⁴¹ Ce	33,1 hari	6,0
⁸⁵ Kr	10 th	1,5	¹⁴³ Pr	13,7 hari	6,2
¹⁴⁷ Pm	2,65 th	2,7	¹⁴⁰ Ba	12,8 hari	6,3
¹⁴⁴ Ce	282 hr	6,1	¹⁴⁷ Nd	11,3 hari	2,6
⁹⁵ Zr/ ⁹⁵ Nb*	65/35 hr	6,4	¹³¹ I	8,1 hari	2,9
⁹¹ Y	61 hari	5,4	¹³³ Xe	5,3 hari	6,5
* Nuklida induk dan nuklida anak luruhnya (nuklida induk pemancar beta)					

Pada PLTN tipe PWR air pendingin primer bersinggungan langsung dengan bahan bakar dan mengambil panas reaksi fisi. Unsur hasil fisi utama Cs-137 dan Sr-90 dapat mendifusi melewati pori kelongsong bahan bakar masuk ke air pendingin primer, sehingga terdapat unsur radioaktif Cs-137 dan Sr-90 dalam limbah cair. Unsur radioaktif hasil fisi yang berupa gas seperti : Xe-133, I-131, Kr-85, Kr-87, Kr-88, dan H-3 dapat juga mendifusi melewati pori kelongsong bahan bakar dan masuk ke air pendingin primer.

II.2. Pengendalian Lepasn pada Operasi PLTN

Dalam pengoperasian PLTN tidak dapat dipisahkan dengan lepasn gas dan cairan ke lingkungan sehingganya perlu diatur bahwa sebelum beroperasi organisasi pengoperasi harus menetapkan tingkat lepasn^[1]. Hal ini dilakukan untuk memastikan bahwa dosis radiasi untuk anggota masyarakat akibat lepasn tidak melebihi nilai batas dosis (NBD) dan menerima dosis serendah mungkin dicapai. Penetapan lepasn juga harus mempertimbangkan kemungkinan perubahan potensial masa depan dan didasarkan pada penilaian dampak radiologi dengan menggunakan model prediksi. Badan pengawas menetapkan

tingkat lepasn yang disampaikan organisasi pengoperasi dan kepatuhan terhadap tingkat lepasn tersebut harus dibuktikan melalui pemantauan sumber dan lingkungan. Pemantauan ini dapat dilakukan dengan pengukuran kontinu, sampling, ataupun intermiten. Jika terjadi lepasn radionuklida abnormal maka dapat dilakukan deteksi cepat dengan melakukan identifikasi dan pemeriksaan radiologis.

Pemantauan sumber dapat mengacu pada pengukuran lepasn dan medan radiasi di sekitar sumber itu sendiri. Desain dari program pemantauan sumber memungkinkan verifikasi kepatuhan batas paparan eksternal, batas lepasn dan kriteria yang ditetapkan badan pengawas^[1]. Pemantauan pembuangan radioaktif mungkin memerlukan pengukuran radionuklida spesifik atau pengukuran aktivitas kotor yang sesuai. Pengukuran harus dilakukan pada titik rilis misalnya, *stack* untuk lepasn atmosfer atau pipa pembuangan untuk lepasn cairan.

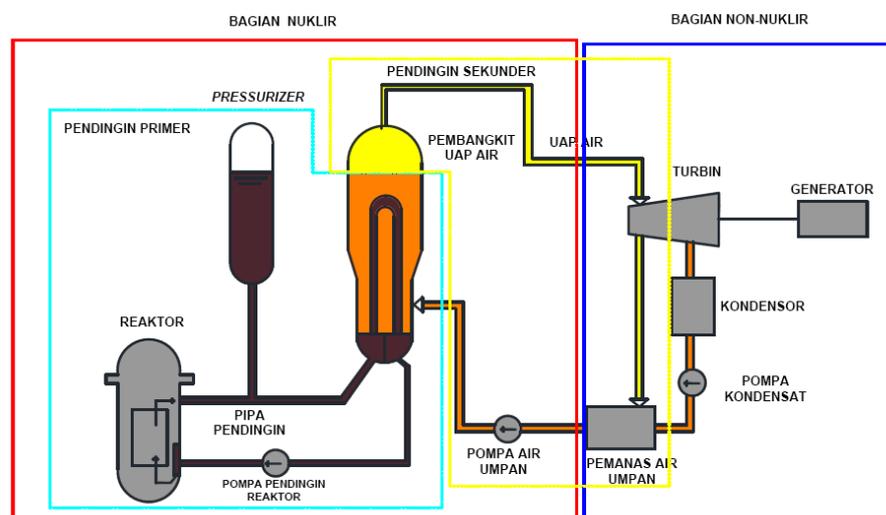
Pemantauan lingkungan dilaksanakan sesuai dengan persyaratan badan pengawas. Program operasional pemantauan awal dilaksanakan dua sampai tiga tahun sebelum rencana kommissioning pada instalasi dan menyediakan pengukuran tingkat radiasi latar pada

kepadatan penduduk di sekitar instalasi^[1]. Hal ini juga memberikan dasar untuk program operasional pemantauan lingkungan dan mencakup pengumpulan rutin dan analisis radionuklida dari berbagai sampel. Program operasional pemantauan yang dilakukan merupakan kelanjutan dari program operasional awal sampel diambil selama program operasional sama dengan yang diambil dalam program operasional awal, tetapi program tersebut dapat dikumpulkan pada interval yang berbeda.

III. Pembahasan

Dari metodologi diatas diketahui bahwa untuk pengelolaan limbah radioaktif gas, cair dan padat serta pengendalian lepasan yang akan tergantung pada jenis reaktor, fitur desain tertentu, prosedur operasi dan praktik. Dalam makalah akan

dibahas pengawasan pengelolaan limbah radioaktif pada PLTN daya 1000 MWe dengan memperhatikan pedoman NS-G-2.7 tahun 2002, GSG-1 tahun 2009 dan PP No 27 tahun 2002 serta pedoman internasional lainnya. Limbah radioaktif yang ditimbulkan dari pengoperasian PLTN dapat berupa limbah cair, gas dan padat, dengan klasifikasi aktivitas rendah, sedang dan tinggi. Untuk PLTN PWR 1.000 MWe limbah tersebut mempunyai jumlah tertentu dan mengandung unsur radioaktif hasil belah, aktivasi, dan radiolisis. Limbah radioaktif yang ditimbulkan dari PLTN PWR 1.000 MWe diklasifikasikan sebagai limbah dari bagian proses nuklir (*nuclear island*) dan limbah dari bagian non nuklir (*non-nuclear island*). Bagian dari PLTN PWR ditunjukkan pada gambar 1. di bawah ini:

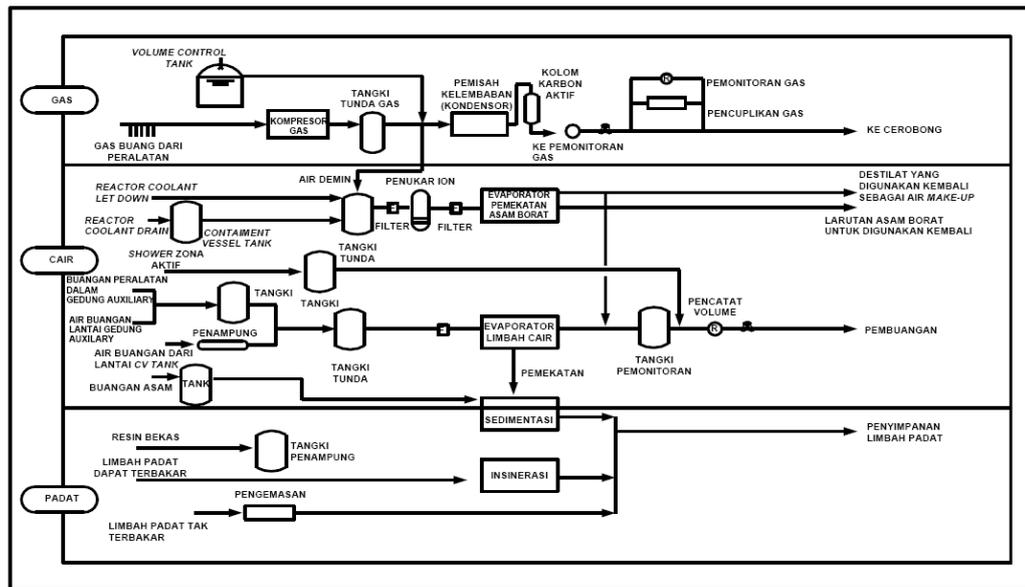


Gambar 1. PLTN tipe PWR^[3]

Limbah yang ditimbulkan pada bagian nuklir terdiri dari limbah cair *reuse*, limbah cair *non-reuse*, limbah gas dan limbah padat. Limbah cair *reuse* adalah limbah cair dari sistem pendingin primer reaktor dan atau sistem/peralatan yang berhubungan dengan sistem pendingin primer atau dari tangki penampung cairan yang kandungan hidrogen dan oksigennya dikontrol. Hidrogen dan oksigen tersebut merupakan hasil penguraian air pada tekanan dan suhu tinggi (tekanan dan suhu air pendingin primer adalah 160 atm dan 350° C). Limbah cair *reuse* pada kondisi operasi normal berasal dari pelepasan air pendingin primer reaktor (*reactor coolant letdown*), sedangkan pada saat penghentian operasi (*shutdown*) dari pengosongan air pendingin primer reaktor (*reactor coolant drain*). Diagram alir pengolahan limbah radioaktif PLTN PWR ditunjukkan pada gambar 2. Air dari *reactor coolant letdown* ditampung dalam *Containment Vessel Tank* dan air dari *reactor coolant drain* ditampung didalam tangki tunda (*hold up tank*). Pada operasi normal sesuai, air pendingin disirkulasikan dan dilewatkan ke kolom resin penukar ion pada laju alir 0,170 m³ per menit untuk pengikatan

radionuklida kation dan anion. Air tersebut kemudian dikembalikan lagi ke reaktor.

Pada kondisi operasi tertentu seperti pada saat operasi regenerasi resin penukar ion dengan aliran *back wash*, sejumlah air pendingin tersebut dikeluarkan sebagai bagian dari *reactor coolant letdown* dan menjadi limbah yang ditampung pada tangki tunda. Pada saat *shutdown* reaktor, air pendingin reaktor dikosongkan melewati sistem purifikasi tersebut pada laju alir 0,340 m³ per menit, kemudian menjadi limbah yang ditampung dalam *containment vessel tank* selanjutnya limbah tersebut di transfer ke tangki tunda. Limbah cair *reuse* mengandung asam borat, yang dapat digunakan kembali setelah proses pengolahannya. Limbah cair *reuse* mengandung unsur radioaktif hasil reaksi fisi dan aktivasi bentuk kation seperti Cs⁺ (Cs-134, Cs-136, Cs-137, Cs-138), Co²⁺ (Co-58, Co-60), Cr³⁺ (Cr-51), Mn²⁺ (Mn-54, Mn-56), Fe²⁺ dan Fe³⁺ (Fe-55, Fe-59) dan bentuk anion seperti Cl⁻, SO₄²⁻, NO₃⁻, CrO₄²⁻, OH⁻, CO₃²⁻, serta gas-gas seperti Xe-133, Kr-85, H-3, dan I-131. Jumlah limbah *reuse* yang ditimbulkan adalah 10.000 m³/tahun.



Gambar 2. Diagram Alir Pengolahan Limbah Radioaktif PLTN PWR^[3]

Limbah cair non-reuse adalah jenis limbah yang setelah pengolahannya tidak dapat digunakan kembali. Limbah radioaktif yang berasal dari operasi PLTN daya 1000 MWe sebagai berikut

1. Efluen cair buangan proses dari operasi dekontaminasi, pengosongan dan pencucian tangki dan peralatan yang berkontak langsung dengan pendingin reaktor sebanyak 3.330 m³/tahun.
2. Efluen cair *floor drain* dari pencucian lantai ruangan dan kebocoran tak terkontrol dari sistem pemipaan transfer efluen sebanyak 6.660 m³/tahun.
3. Efluen cair dari laboratorium, *shower*, pencucian pakaian kerja

dan dekontaminasi menggunakan detergen sebanyak 2.000 m³/tahun.

Limbah gas meliputi gas dari sistem gas buang peralatan dan sistem ventilasi gedung *nuclear auxiliary building*. Sedangkan, limbah padat meliputi antara lain sebagai berikut :

1. Resin penukar ion bekas untuk sistem primer sebanyak 9,35 m³/tahun dan resin penukar ion untuk sistem sekunder sebanyak 0,168 m³/tahun.
2. Konsentrat hasil evaporasi yang beraktivitas rendah sebanyak 3,5 m³/tahun.
3. Filter bekas meliputi filter untuk larutan sebanyak 0,23 m³/tahun dan

1,012 m³ dan filter untuk udara sebanyak 1,012 m³/tahun.

4. Limbah padat lainnya yang beraktivitas rendah yang terdiri dari limbah padat terkompaksi sebanyak 148,74 m³/tahun, limbah padat tidak dapat terkompaksi sebanyak 7,41 m³/tahun, limbah padat dapat terbakar sebanyak 0,278 m³/tahun, dan limbah padat campuran sebanyak 0.2124 m³/tahun

Bahan bakar nuklir bekas adalah limbah radioaktif padat aktivitas tinggi, jumlah BBNB yang ditimbulkan dari pengoperasian PLTN 1.000 MWe sebanyak 64 bundel per 18 bulan atau 29,805 MtU per 18 bulan. Pada pemuatan pertama bahan bakar segar (*fresh fuel/FF*) adalah 89,4 MtU, kemudian setelah iradiasi selama 18 bulan sebanyak 29,805 MtU menjadi bahan bakar nuklir bekas (*spent nuclear fuel/SNF*). Bahan bakar nuklir PLTN PWR 1.000 MeW mempunyai nilai bakar (*burn up*) dan persen pengayaan U-235 yang bervariasi. Bahan bakar PLTN yang digunakan mempunyai *burn up* 50.000 MWD/ton U.

Perhatikan publikasi IAEA tentang klasifikasi limbah yang telah dimulai sejak tahun 1970, 1981, 1994 dan terakhir tahun 2009. Secara umum, limbah radioaktif

dibagi menjadi tiga kelas besar yaitu limbah tingkat tinggi, limbah tingkat sedang dan limbah tingkat rendah. Publikasi terbaru membedakan antara limbah dengan radionuklida berumur pendek dan panjang. Dalam GS-G-1 (2009), Limbah radioaktif diklasifikasikan berdasarkan tingkat aktivitasnya menjadi 6 macam klasifikasi yaitu limbah radioaktif dapat dikecualikan (*exempt waste*), limbah radioaktif berumur sangat pendek, limbah radioaktif aktivitas sangat rendah, limbah radioaktif aktivitas rendah, limbah radioaktif aktivitas sedang, dan limbah radioaktif aktivitas tinggi.

Exempt Waste tidak dianggap sebagai sumber radioaktif, dan dapat dikecualikan dari pengawasan Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN). Penetapan nilai tingkat klirens didasarkan pada nilai batas dosis tahunan bagi anggota masyarakat sebesar lebih kecil atau sama dengan 0,01 mSv. Limbah radioaktif berumur sangat pendek hanya mengandung radionuklida berwaktu paro pendek yang mempunyai konsentrasi aktivitas di atas tingkat klirens. Limbah tersebut dapat disimpan sampai aktivitasnya turun menjadi tingkat klirens, yang selanjutnya dapat dikelola sebagai limbah konvensional. Limbah radioaktif berumur

sangat pendek mengandung radionuklida dengan waktu paro sekitar 150 hari atau kurang. Di dalam praktek pengolahan limbah radioaktif, klasifikasi limbah yang

digunakan pada umumnya mengacu pada ketentuan IAEA dalam GS-G-1 tahun 2009, seperti yang ditunjukkan pada Tabel 3.

Tabel 3. Klasifikasi Limbah menurut GSG-1 (2009)^[4]

Klasifikasi	Limbah Cair ($\mu\text{Ci/ml}$)	Limbah Gas ($\mu\text{Ci/ml}$)	Limbah Padat (mSv/j) atau (mR/j)(pada permukaan)
Sangat Rendah	10-6	10-10	200
Rendah	10-6 - 10-3	10-10 - 10-6	200 – 2000
Sedang	10-3 - 10-1	-	> 200
Tinggi	10-1 - 104	> 10-6	Konsentrasi alpha dinyatakan dalam Ci/m ³
Sangat Tinggi	> 104	-	-

Dalam PP No 27 tahun 2002 diamanatkan bahwa limbah radioaktif perlu dikelola untuk menghindari potensi bahaya dan dampaknya terhadap pekerja, masyarakat, dan lingkungan hidup. Kegiatan pengelolaan limbah radioaktif dilaksanakan dengan mempertimbangkan aspek keselamatan, aspek teknis berupa pengurangan volume dan aktivitas limbah radioaktif, dan aspek ekonomis. Penghasil limbah radioaktif mempunyai kewajiban mengumpulkan, mengelompokkan, dan menyimpan sementara limbah radioaktif tingkat rendah dan sedang, namun untuk pengolahannya, Penghasil limbah radioaktif tidak diwajibkan mengolah sendiri limbah yang dihasilkannya, kecuali

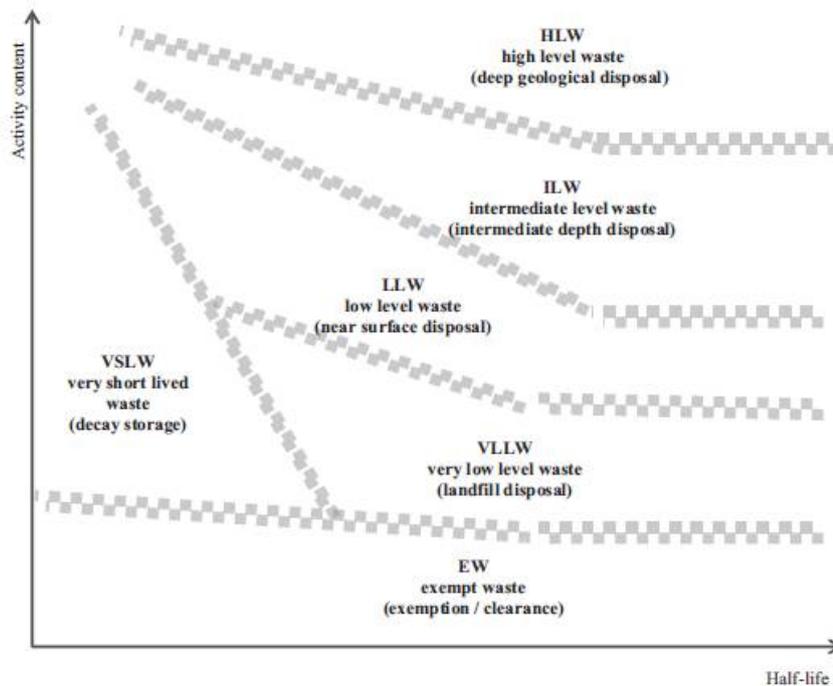
memenuhi persyaratan teknis dan administratif untuk melakukan pengolahan.

Limbah radioaktif diklasifikasikan dalam jenis limbah radioaktif tingkat rendah, sedang dan tinggi sedangkan dalam NS-G-2.7 klasifikasi limbah radioaktif dibedakan antara limbah tingkat tinggi, limbah tingkat rendah dan menengah dan limbah yang dapat dikecualikan dari peraturan nuklir serta pada GSG-1 tahun 2009 klasifikasi limbah radioaktif dibagi menjadi enam tingkatan seperti yang ditunjukkan dalam gambar 3. Dari tabel 4 dapat dilihat perbandingan klasifikasi limbah radioaktif berdasarkan PP No. 27 tahun 2002 dengan NS-G-2.7

tahun 2002 dan GSG-1 tahun 2009 seperti yang dibawah ini.

Tabel 4. Perbandingan klasifikasi limbah radioaktif

PP No 27 tahun 2002	NS-G-2.7 tahun 2002	GSG-1 tahun 2009
-	Limbah dikecualikan	Limbah dikecualikan
Limbah tingkat rendah	Limbah tingkat rendah dan menengah	Limbah berumur sangat pendek
Limbah tingkat sedang		Limbah tingkat sangat rendah
Limbah tingkat tinggi	Limbah tingkat tinggi	Limbah tingkat rendah
		Limbah tingkat menengah
		Limbah tingkat tinggi



Gambar 3. Ilustrasi Skema Klasifikasi Limbah berdasarkan GSG-1 (2009)^[4]

Keberhasilan pengelolaan limbah radioaktif sebagian bergantung pada klasifikasi dan segregasi yang cukup. Informasi tentang klasifikasi limbah dapat ditemukan dalam Seri Keselamatan IAEA No GSG-1 (2009), klasifikasi ini berkaitan dengan pembuangan radioaktif limbah. Limbah operasional dari pembangkit listrik

tenaga nuklir biasanya berada pada kategori berumur pendek limbah tingkat rendah dan menengah jika tidak dapat dikecualikan dari peraturan nuklir. Bahan bakar bekas akan menjadi limbah tingkat tinggi jika dinyatakan sebagai limbah.

Skema klasifikasi limbah dapat dikembangkan dari berbagai basis yang berbeda seperti karena alasan keselamatan, pengawasan atau kebutuhan rekayasa proses. Pendekatan klasifikasi akan tergantung pada tujuan skema klasifikasi. Pendekatan tersebut dapat berupa deskripsi kualitatif dan kuantitatif. Tujuan dari mengklasifikasi ini untuk menjamin bahwa limbah radioaktif dikelola secara aman dan ekonomis yang tetap dalam kerangka kerja strategi nasional. Badan pengawas dapat menetapkan batasan aktual dari kuantitas dan konsentrasi dari klasifikasi limbah radioaktif.

Pada PP No 27 tahun 2002 mendefinisikan bahwa pengolahan limbah radioaktif adalah proses untuk mengubah karakteristik dan komposisi limbah radioaktif sehingga apabila disimpan dan atau dibuang tidak membahayakan masyarakat dan lingkungan hidup^[2]. Sistem pengolahan limbah radioaktif yang meliputi pengolahan awal, pengolahan dan pengkondisian dioperasikan dan dikendalikan sesuai dengan prosedur tertulis untuk operasi normal serta untuk kejadian operasional terantisipasi. Tujuan desain dan batasan kondisi operasional, termasuk batas lepasan yang diizinkan, tingkat klirens dan kriteria untuk menjaga dosis serendah mungkin dapat diperhitungkan dalam prosedur ini. Sistem

pengolahan limbah dirancang, dioperasikan dan dipelihara sesuai dengan program pada mode operasional dari instalasi seperti *startup*, operasi daya penuh dan pemadaman.

Limbah radioaktif diproses sedini mungkin untuk mengubahnya secara pasif menjadi aman untuk mencegah penyebaran selama penyimpanan dan pembuangan. Paket limbah yang dihasilkan dari pengkondisian limbah radioaktif tunduk pada persyaratan yang berlaku untuk penanganan, pengiriman, penyimpanan dan pembuangan. Untuk mendapatkan produk yang diperlukan, semua operasi dilakukan sesuai dengan prosedur yang ditetapkan dan tunduk pada persyaratan jaminan kualitas. Limbah radioaktif dapat diproses di dalam PLTN atau pada fasilitas luar tapak. Limbah radioaktif dapat dipindahkan dari sebuah tapak nuklir ke instalasi lain atau tapak hanya jika pengiriman diberi wewenang oleh badan pengawas. Pengangkutan limbah radioaktif domestik dan internasional harus mematuhi peraturan nasional dan internasional untuk pengangkutan bahan radioaktif.

IV. Kesimpulan

Disimpulkan bahwa yang perlu dipertimbangkan pada pengelolaan limbah dalam pengoperasian PLTN adalah:

1. Aspek pengelolaan limbah radioaktif berupa limbah padat, cairan dan gas yang produk samping dari operasi PLTN.
2. Aspek pengendalian lepasan melalui pemantauan sumber radiasi yang ditimbulkan PLTN dan pemantauan lingkungan.

Ucapan Terima Kasih

Penulis menyampaikan rasa terima kasih yang dalam kepada kepala P2STPIBN, Kepala Bidang Pengkajian Reaktor Daya, rekan-rekan P2STPIBN serta seluruh pengajar dan peserta diklat penulisan ilmiah BAPETEN 2013.

Daftar Pustaka

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, **Radiation Protection and Radiactive Waste Management in the Operation Nuclear Power Plant**, IAEA Safety Guide No. NS-G-2.7, IAEA, Vienna (2002).
- [2] Peraturan Pemerintah No 27 tahun 2002 tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif, BAPETEN
- [3] Laporan Teknis PTLR-BATAN, **Rencana Pengelolaan Limbah PLTN di Indonesia**, 2011
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, **Classification of Radioactive Waste**, IAEA Safety Standards Series No. GSG-1, IAEA, Vienna (2009).
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, **Categorizing Operational Radioactive Wastes**, IAEA-TECDOC-1538, IAEA, Vienna (2007).

TANYA JAWAB DAN DISKUSI

1. Penanya : Ade Awalludin

Pertanyaan:

- a) Apakah ada klasifikasi pengolahan limbah gas, padat, cair berdasarkan laju dosis/aktivitas dari makalah yang anda buat?

Jawaban:

- a) Klasifikasi limbah gas, padat, dan cair yang ada dalam makalah saya tetap mengacu pada pedoman internasional seperti NSG-2.7 (2007), GSG-1 (2009), dan perka 27 (2002) seperti yang ada dalam makalah saya yaitu tabel perbandingan klasifikasi limbah radioaktif. Saya tidak membuat klasifikasi sendiri tetapi hanya memberikan rekomendasi terkait adanya klasifikasi limbah radioaktif

terbaru yang mungkin berguna dalam lingkup pengawasan tenaga nuklir.

2. Penanya: Nanang Triagung EH

Pertanyaan:

- a) Untuk PLTN PWR 1000 Mwe, limbah radioaktif yang dihasilkan komposisinya seperti apa, terkait tingkatan klasifikasi limbah (rendah, sedang dan tinggi) dari sisi volume ataupun tingkatan limbah?
- b) Apakah ada batasan-batasan yang lebih teknis dan spesifik dalam pengklasifikasian limbah dari PLTN, terutama nilai aktivitas, laju aktivitas, laju paparan radiasi, ataupun pembangkitan panas dari peluruhan produk fusi?

Jawaban:

- a) Komposisi limbah radioaktif PLTN dapat berupa limbah cair, gas dan padat, dengan klasifikasi aktivitas rendah, sedang dan tinggi. Untuk PLTN PWR 1.000 MWe limbah tersebut mempunyai jumlah tertentu dan mengandung unsur radioaktif hasil belah, aktivasi, dan radiolisis. Dalam makalah saya dijabarkan lebih rinci tentang volume dan tingkatan limbah baik dalam bentuk limbah cair, gas dan padat.
- b) Batasan teknis terkait klasifikasi limbah radioaktif adalah aktivitas dan waktu paruh seperti yang ada dalam makalah saya gambar 3 tentang skema klasifikasi limbah berdasarkan GSG-1.

KAJIAN ARAH PENGATURAN PERIZINAN BAHAN NUKLIR DI INDONESIA

Bambang Riyono, Yudi Pramono

Direktorat Pengaturan Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir - Badan Pengawas Tenaga
Nuklir

Jl. Gajah Mada No.8, Jakarta Pusat 10120

Telepon (021) 6385 8269-70

E-mail : b.riyono@bapeten.go.id

ABSTRAK

KAJIAN ARAH PENGATURAN PERIZINAN BAHAN NUKLIR DI INDONESIA, Berdasarkan Undang-Undang nomor 10 tahun 1997 tentang Ketenaganukliran, lingkup instalasi nuklir mencakup reaktor nuklir dan fasilitas yang digunakan untuk pemurnian, konversi, pengayaan bahan nuklir, fabrikasi bahan bakar nuklir, pengolahan ulang bahan bakar nuklir bekas, penyimpanan bahan bakar nuklir dan bahan bakar nuklir bekas. Dalam perkembangan selanjutnya, instalasi nuklir selain reaktor nuklir disebut sebagai instalasi nuklir nonreaktor. Pengaturan terhadap perizinan terkait bahan nuklir diatur dalam Peraturan Pemerintah Nomor 29 Tahun 2008 tentang Pemanfaatan Sumber Radiasi Pengion dan Bahan Nuklir, sedangkan pengaturan untuk instalasi nuklir sudah diatur melalui perangkat peraturan berupa Peraturan Pemerintah Nomor 43 Tahun 2006 untuk reaktor nuklir dan Peraturan Kepala BAPETEN nomor 3 tahun 2006 untuk instalasi nuklir nonreaktor. Semua peraturan tersebut mengacu pada amanat Pasal 17 Undang-Undang Nomor 10 tahun 1997 tentang Ketenaganukliran. Perangkat peraturan yang terpisah ini tentunya secara pertimbangan teknis akan menyulitkan dalam implementasinya, karena pada kenyataannya dalam setiap instalasi nuklir pasti menggunakan bahan nuklir, dan secara pertimbangan legal tidak harmonis dengan ketentuan yang diamanatkan dalam Undang-undang Nomor 12 Tahun 2011 tentang Pembentukan Peraturan Perundang-undangan, dimana pembentukan peraturan yang didasarkan pada amanat pasal yang sama dari satu Undang-Undang seharusnya hanya menghasilkan satu peraturan pelaksana saja. Pengintegrasian peraturan terkait instalasi nuklir dan bahan nuklir juga sejalan dengan praktik yang digunakan di negara lain, misalnya Pakistan. Berdasarkan dari pertimbangan aspek teknis, aspek legal dan praktik di negara lain maka pengaturan perizinan untuk bahan nuklir di Indonesia diarahkan dalam satu bentuk peraturan pemerintah yang mencakup perizinan instalasi nuklir dan bahan nuklir.

Kata kunci: peraturan, instalasi nuklir, reaktor nuklir, instalasi nuklir nonreaktor, bahan nuklir.

ABSTRACT

ASSESSMENT OF DIRECTION FOR REGULATION ON THE LICENSING REGULATION OF NUCLEAR MATERIALS IN INDONESIA, Under Act No. 10 Year 1997 on Nuclear scope includes the installation of nuclear reactors and nuclear facilities used for refining, conversion, enrichment of nuclear material, nuclear fuel fabrication, reprocessing of spent nuclear fuel, nuclear fuel and spent nuclear fuel storage. In a further development, installations nuclear other than nuclear reactor called a nonreactor nuclear installation. The regulation for licensing concerning with nuclear materials regulated in Government Regulation No. 29 Year 2008 on Utilization of Ionizing Radiation Source and Nuclear Materials, while regulation for nuclear installations are regulated by Government Regulation No. 43 year 2006 for nuclear reactors and BAPETEN Chairman Regulation number 3 Year 2006 for nonreactor nuclear installations. All these regulations refer to the mandate of Article 17 of Act Number 10 Year 1997 on Nuclear. A separate set of regulation is certainly the technical considerations will make it difficult to the implementation, because in fact in any nuclear installation definitely use nuclear materials, and legal considerations are not in harmony with the provisions stipulated in Act No. 12 Year 2011 on the Establishment of Legislation, where the establishment of regulation based on the mandate of the same article of the Act should only produce only one implementing regulations. Integration of regulations concerning with both nuclear installations and nuclear materials is also in line with the practices used in other countries, such as Pakistan. Based on consideration of the technical aspects, legal aspects and practices in other countries, the regulation for licensing of nuclear materials in Indonesia directed in the form of regulations covering the licensing of nuclear installations and nuclear materials.

Keywords: regulation, nuclear installation, nuclear reactors, nonreactor nuclear installations, nuclear materials.

I. PENDAHULUAN

Pemanfaatan tenaga nuklir berdasarkan sumber yang digunakannya dapat berupa bahan nuklir maupun zat radioaktif. Khusus untuk pemanfaatan yang melibatkan bahan nuklir membutuhkan pengaturan yang lebih rumit dibandingkan dengan lainnya karena harus mempertimbangkan aspek keselamatan, keamanan, dan safeguards yang lebih ketat dan pengawasannya melibatkan tidak hanya institusi nasional tetapi juga internasional. Pemanfaatan bahan nuklir umumnya dilakukan dalam suatu instalasi nuklir, dimana berdasarkan Undang-Undang nomor 10 tahun 1997 tentang Ketenaganukliran lingkup instalasi nuklir mencakup reaktor nuklir dan fasilitas yang digunakan untuk pemurnian, konversi, pengayaan bahan nuklir, fabrikasi bahan bakar nuklir, pengolahan ulang bahan bakar nuklir bekas, penyimpanan bahan bakar nuklir dan bahan bakar nuklir bekas. Dalam perkembangan selanjutnya, instalasi nuklir selain reaktor nuklir disebut sebagai instalasi nuklir nonreaktor. Instalasi nuklir tersebut juga harus didesain dan dengan mempertimbangkan aspek keselamatan, keamanan, dan safeguards.

Untuk memastikan bahwa penggunaan bahan nuklir tersebut memenuhi ketentuan dari aspek keselamatan, keamanan, dan safeguards maka perlu dilakukan fungsi pengawasan pemanfaatan tenaga nuklir. Pengawasan terhadap bahan nuklir salah satunya dilakukan melalui mekanisme perizinan yang disusun didasarkan peraturan perundang-undangan, dimana saat ini telah diatur dalam Peraturan Pemerintah Nomor 29 Tahun 2008 tentang Perizinan Pemanfaatan Sumber Radiasi Pengion dan Bahan Nuklir. Dalam pengaturannya masih menjadi satu antara perizinan sumber radiasi pengion dan bahan nuklir, tetapi terpisah dengan pengaturan instalasi nuklir. Sedangkan untuk pengaturan instalasi nuklir saat ini masih terpisah-pisah antara reaktor nuklir dan instalasi nuklir nonreaktor. Pengaturan terkait perizinan

reaktor nuklir diatur melalui Peraturan Pemerintah Nomor 43 Tahun 2006 untuk reaktor nuklir yang dan Peraturan Kepala BAPETEN nomor 3 tahun 2006 untuk perizinan instalasi nuklir nonreaktor. Pengaturan yang terpisah antara perizinan bahan nuklir dan perizinan instalasi nuklir tersebut pada praktiknya akan menyulitkan dalam mengimplementasikannya baik dari sisi operator sebagai pemegang izin instalasi nuklir maupun BAPETEN sebagai badan pengawas terhadap pengawasan izin yang telah diterbitkan, sehingga diperlukan arah pengaturan perizinan yang lebih mudah diimplementasikan, komprehensif, dan tentunya secara pertimbangan legal mengikuti ketentuan pembentukan peraturan perundang-undangan.

II. BAHAN DAN METODOLOGI

Kajian dalam makalah ini akan menggunakan metodologi kajian literatur terhadap peraturan perundang-undangan ketenaganukliran yang telah ada di Indonesia, khususnya terkait bahan nuklir dan instalasi nuklir. Kajian juga dilakukan terhadap peraturan perizinan instalasi nuklir di negara lain sebagai perbandingan penerapan mekanisme perizinan terkait instalasi nuklir yang umumnya digunakan di dunia internasional.

Kajian akan dilakukan terhadap kesesuaian, arah pengaturan, dan perkembangan terkini terkait dengan pengaturan perizinan bahan nuklir yang diatur dalam perangkat peraturan yang telah ada di Indonesia yaitu Undang-Undang Nomor 10 Tahun 1997 Tentang Ketenaganukliran, Peraturan Pemerintah Nomor 29 Tahun 2008 tentang Pemanfaatan Sumber Radiasi Pengion dan Bahan Nuklir, dan perangkat peraturan yang sedang disusun di Indonesia yaitu Rancangan Peraturan Pemerintah tentang Perizinan Instalasi Nuklir dan Pemanfaatan Bahan Nuklir, serta praktik perizinan terkait instalasi nuklir di Pakistan, sehingga diharapkan menghasilkan rancangan pengaturan perizinan bahan nuklir yang secara teknis lebih implementatif,

komprehensif dan secara legal lebih memberikan adanya kepastian hukum, dalam rangka memberikan perlindungan terhadap masyarakat, pekerja dan lingkungan hidup.

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

III.1. Perangkat Peraturan Perundang-undangan terkait Perizinan Bahan Nuklir.

Sampai dengan saat ini peraturan terkait dengan perizinan bahan nuklir yang telah diterbitkan dan akan diterbitkan meliputi:

III.1.1. Undang-Undang Nomor 10 Tahun 1997 Tentang Ketenaganukliran^[1].

Pengaturan secara fundamental terhadap perizinan terkait instalasi nuklir dan bahan nuklir diatur dalam Pasal 17 Undang-Undang Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran.

Pasal 17

- (1) Setiap pemanfaatan tenaga nuklir wajib memiliki izin, kecuali dalam hal-hal tertentu yang diatur lebih lanjut dengan Peraturan Pemerintah.
- (2) Pembangunan dan pengoperasian reaktor nuklir dan instalasi nuklir lainnya serta dekomisioning reaktor nuklir wajib memiliki izin.
- (3) Syarat-syarat dan tata cara perizinan sebagaimana dimaksud pada ayat (1) dan ayat (2) diatur lebih lanjut dengan Peraturan Pemerintah.

Dalam amanat pasal tersebut secara eksplisit hanya mengatur perizinan untuk pemanfaatan tenaga nuklir dan instalasi nuklir, tidak secara tegas memberikan amanat untuk perizinan bahan nuklir, namun interpretasi dari pemanfaatan menurut undang-undang tersebut berupa 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. Pemanfaatan tenaga nuklir tersebut pada umumnya menggunakan bahan nuklir walaupun tidak semuanya dapat dipastikan menggunakan bahan nuklir misalnya penelitian, pengembangan, dan penambangan. Sedangkan untuk perizinan instalasi nuklir dan instalasi nuklir lainnya dapat dipastikan menggunakan bahan nuklir sehingga dalam praktiknya pengaturannya dapat memasukkan substansi pengaturan bahan nuklir dalam perizinan instalasi nuklir dan instalasi nuklir lainnya.

III.1.2. Peraturan Pemerintah Nomor 29 Tahun 2008 tentang Pemanfaatan Sumber Radiasi Pengion dan Bahan Nuklir^[2].

Pengaturan terkait perizinan bahan nuklir secara eksplisit diatur di dalam Peraturan Pemerintah Nomor 29 Tahun 2008 tentang Pemanfaatan Sumber Radiasi Pengion dan Bahan Nuklir. Peraturan pemerintah tersebut menggantikan peraturan sebelumnya yaitu Peraturan Pemerintah Nomor 64 Tahun 2000 tentang Perizinan Pemanfaatan Tenaga Nuklir sebagai pelaksanaan ketentuan Pasal 17 Undang-Undang Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran. Penyesuaian dalam judul dan lingkup tersebut dilakukan agar tidak terjadi kekosongan hukum dan ketimpangan dalam pelaksanaan pengawasan terhadap pemanfaatan sumber radiasi pengion dan bahan nuklir, serta mampu memenuhi kebutuhan hukum masyarakat. Penyusunan peraturan pemerintah tersebut didasarkan pertimbangan bahwa adanya keharusan untuk mengikuti perkembangan standar internasional terkini dimana tidak hanya mempertimbangkan aspek keselamatan saja tetapi juga mempertimbangkan aspek keamanan nuklir dan pengelompokkan persyaratan dan tata cara perizinan ditetapkan sesuai dengan risiko yang terkait dengan keselamatan radiasi dan keamanan sumber radioaktif dan bahan nuklir, dimana

semakin tinggi risiko suatu pemanfaatan, maka persyaratan izin yang diberlakukan semakin ketat. Pemanfaatan bahan nuklir dalam peraturan pemerintah tersebut meliputi kegiatan penelitian dan pengembangan, penambangan bahan galian nuklir, pembuatan, produksi, penyimpanan, pengalihan, impor dan ekspor, dan penggunaan. Lingkup kegiatan penggunaan dalam pemanfaatan bahan nuklir juga berlaku untuk pengoperasian reaktor nuklir. Pengaturan tersebut tentunya diluar dari pemanfaatan sumber radiasi pengion tetapi lebih kearah instalasi nuklir yang berupa reaktor nuklir. Jadi pengaturan bahan nuklir dalam peraturan pemerintah ini tidak hanya berlaku untuk fasilitas yang memanfaatkan sumber radiasi pengion, tetapi juga instalasi nuklir.

III.1.3. Rancangan Peraturan Pemerintah tentang Perizinan Instalasi Nuklir dan Pemanfaatan Bahan Nuklir^[3].

Konsep dasar dalam penyusunan Peraturan Rancangan Peraturan Pemerintah tentang Perizinan Instalasi Nuklir dan Bahan Nuklir salah satunya didorong pada kenyataan bahwa Pelaksanaan Pengoperasian, dan Dekomisioning Instalasi Nuklir selalu menggunakan Bahan Nuklir, selain bahwa untuk pengaturan yang lebih komprehensif mengenai perizinan instalasi nuklir dan pemanfaatan bahan nuklir perlu diatur dalam satu peraturan pemerintah tersendiri. Rancangan peraturan pemerintah ini nantinya akan menggantikan peraturan sebelumnya yaitu Peraturan Pemerintah Nomor 43 Tahun 2006 tentang Perizinan Reaktor Nuklir^[4] sebagai pelaksanaan ketentuan Pasal 17 Undang-Undang Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran dan Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 3 tahun 2006 tentang Perizinan Instalasi Nuklir Nonreaktor^[5]. Rancangan peraturan pemerintah ini nantinya akan mencabut pengaturan terkait bahan nuklir yang sebelumnya diatur dalam Peraturan Pemerintah Nomor 29 Tahun 2008 tentang Perizinan Pemanfaatan Sumber Radiasi

Pengion dan Bahan Nuklir, namun perizinan sumber radiasi pengion tetap diatur dalam Peraturan Pemerintah Nomor 29 Tahun 2008 tentang Perizinan Pemanfaatan Sumber Radiasi Pengion dan Bahan Nuklir. Dalam Rancangan Peraturan Pemerintah ini izin bahan nuklir dijadikan prasyarat untuk memperoleh izin selama pengoperasian instalasi nuklir. Sedangkan perizinan bahan nuklir untuk tujuan pemanfaatan mengambil semua substansi pengaturan dalam Peraturan Pemerintah Nomor 29 Tahun 2008 tentang Perizinan Pemanfaatan Sumber Radiasi Pengion dan Bahan Nuklir.

III.2. Praktik perizinan terkait bahan nuklir di Pakistan^[6].

Perizinan bahan nuklir yang dilakukan di Pakistan pada prinsipnya menjadi satu rangkaian dari proses perizinan instalasi nuklir. Tidak secara jelas dalam perizinan tersebut dipersyaratkan adanya izin bahan nuklir. Tahapan perizinan instalasi nuklir di Pakistan meliputi tahapan registrasi tapak (*site registration*), izin konstruksi, izin untuk melakukan komisioning (*permission for commissioning*), izin pemasukan bahan bakar (*permission to introduce nuclear material into the installation*), izin operasi (*operating license*), validasi ulang izin operasi (*revalidation of operating license*), izin setelah melewati umur desain (*licensing beyond design life*), izin dekomisioning untuk instalasi nuklir atau penutupan penyimpanan limbah (*license for decommissioning of a nuclear installation or closure of a waste repository*), pembebasan dari badan pengawas (*removal from regulatory control*). Keterlibatan bahan nuklir dalam perizinan instalasi nuklir dilakukan pada saat izin pemasukan bahan bakar, yang dilakukan setelah desain rinci dan analisis keselamatan telah selesai dilakukan, selanjutnya dilakukan demonstrasi untuk menunjukkan implementasi dari program kesiapsiagaan nuklir dan program proteksi fisik.

Keberadaan bahan nuklir dalam hal ini digunakan untuk proses komisioning dan melakukan kegiatan operasi, yang dilakukan oleh operator yang telah memiliki izin dari badan pengawas. Dokumen yang dipersyaratkan dalam izin pemasukan bahan bakar tersebut meliputi laporan analisis keselamatan akhir, analisis keselamatan probalistik tingkat 1 khusus untuk pltn, program proteksi fisik, rencana kedaruratan nuklir, program proteksi radiasi, program pemantauan lingkungan, program pengelolaan limbah radioaktif, program inspeksi, dan program jaminan mutu. Dalam proses perizinan tersebut tidak secara jelas diuraikan perlunya izin untuk memanfaatkan bahan nuklir, jadi perizinan bahan nuklir merupakan bagian dari suatu proses perizinan instalasi nuklir.

Berdasarkan dari uraian perangkat peraturan perundang-undangan terkait perizinan bahan nuklir yang ada di Indonesia maka dari aspek legal terdapat ketidakharmonisan dengan Undang-Undang Nomor 12 Tahun 2011 tentang Pembentukan Peraturan Perundang-undangan^[7], dimana pembentukan peraturan yang didasarkan pada amanat pasal yang sama yaitu Pasal 17 Undang-Undang Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran seharusnya hanya menghasilkan satu peraturan pelaksana saja, tetapi dalam praktiknya menjadi 2 (dua) peraturan pelaksana yaitu Peraturan Pemerintah Nomor 29 Tahun 2008 tentang Pemanfaatan Sumber Radiasi Pngion dan Bahan Nuklir dan Peraturan Pemerintah Nomor 43 Tahun 2006 tentang Perizinan Reaktor Nuklir. Idealnya hanya satu peraturan pelaksana saja yang akan diterbitkan dalam bentuk peraturan pemerintah yang melingkupi baik untuk pemanfaatan tenaga nuklir, bahan nuklir, dan pembangunan, pengoperasian, serta dekomisioning instalasi nuklir. Untuk menggabungkan antara Pemerintah Nomor 29 Tahun 2008 tentang Pemanfaatan Sumber Radiasi Pngion dan Bahan Nuklir dan Peraturan Pemerintah Nomor 43 Tahun 2006 tentang Perizinan Reaktor Nuklir

menjadi satu peraturan pemerintah tentunya membutuhkan kajian teknis yang lebih rumit dan komprehensif, serta berdampak pada perubahan struktur dari badan pengawas terkait objek pengawasan yang tidak dapat lagi dibedakan menjadi fasilitas radiasi dan zat radioaktif dan instalasi nuklir, sehingga penggabungan ini tidak dapat diselesaikan dalam waktu singkat. Solusi jangka pendek yang paling tepat adalah dengan pengintegrasian peraturan terkait instalasi nuklir dan bahan nuklir, yaitu membentuk satu peraturan pemerintah yang mencakup perizinan baik untuk instalasi nuklir dan bahan nuklir. Untuk penggabungan perizinan instalasi nuklir dapat lebih mudah dilakukan karena secara teknis persyaratan dan prinsip dasar perizinannya relatif serupa, sedangkan untuk bahan nuklir dilakukan dengan mencabut sebagian pengaturan yang telah diatur di Peraturan Pemerintah Nomor 29 Tahun 2008 tentang Pemanfaatan Sumber Radiasi Pngion dan Bahan Nuklir. Pengintegrasian perizinan instalasi nuklir dan bahan nuklir juga sejalan dengan praktik yang digunakan di negara lain, dalam hal ini Pakistan. Berdasarkan dari pertimbangan aspek teknis, aspek legal dan praktik di negara lain maka pengaturan perizinan untuk instalasi nuklir dan bahan nuklir di Indonesia untuk saat ini diarahkan dalam satu bentuk peraturan pemerintah yang mencakup perizinan instalasi nuklir dan bahan nuklir. Dengan arah pengaturan perizinan yang baru ini diharapkan secara pertimbangan aspek teknis akan lebih mudah dalam mengimplementasikan peraturan dan secara pertimbangan aspek legal harmonis dengan ketentuan perundangan terkait pembentukan peraturan perundang-undangan.

IV. KESIMPULAN

Berdasarkan hasil pembahasan di atas berdasarkan kajian literatur dapat disimpulkan bahwa:

1. Perlu dilakukan pengintegrasian peraturan terkait perizinan pemanfaatan tenaga nuklir, bahan nuklir, dan

- pengembangan, pengoperasian dekomisioning instalasi nuklir dalam satu peraturan pelaksana, karena didasarkan dari satu amanat pasal dalam undang-undang.
2. Arah pengaturan perizinan bahan nuklir didorong dan diarahkan menjadi satu rangkaian dalam perizinan instalasi nuklir, dan disusun dalam satu peraturan pemerintah tersendiri yang melingkupi perizinan instalasi nuklir dan bahan nuklir.

VI. DAFTAR PUSTAKA

1. Undang-Undang Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran, Sekretariat Negara, Jakarta (1997)
2. Peraturan Pemerintah Nomor 29 Tahun 2008 tentang Perizinan Sumber Radiasi Pengion dan Bahan Nuklir, Sekretariat Negara, Jakarta (2008).
3. Peraturan Pemerintah Nomor 43 Tahun 2006 tentang Perizinan Reaktor Nuklir, Sekretariat Negara, Jakarta (2006).
4. Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 3 Tahun 2006 tentang Perizinan Instalasi Nuklir Nonreaktor, Badan Pengawas Tenaga Nuklir, Jakarta (2006).
5. Rancangan Peraturan Pemerintah tentang Perizinan Instalasi Nuklir dan Pemanfaatan Bahan Nuklir, Badan Pengawas Tenaga Nuklir 2013, Jakarta (2013).
6. *Part II Statutory Notification (S.R.O), Government of Pakistan Pakistan Nuclear Regulatory Authority Notifications*, Islamabad, (2012).
7. Undang-Undang Nomor 12 Tahun 2011 tentang Pembentukan Peraturan Perundang-undangan, Sekretariat Negara, Jakarta (2011).

TANYA JAWAB DAN DISKUSI

1. Penanya : A.C Prasetyawati

Pertanyaan:

- a) Berapa lama atau perlu waktu berapa hari/bulan untuk memproses izin suatu INSTALASI NUKLIR untuk izin beroperasi?

- b) Ada standar waktu proses untuk izin suatu sampel zat radioaktif pengangkutan (contoh) untuk dianalisis di Bandung hanya beberama jam dianalisis kemudian untuk dibawa kembali ke Jakarta.
- c) Apakah bisa sekaligus izin pulang pergi sehingga efisien waktu suatu sampel ZRA untuk dicatat dan mengurus izinnya?

Jawaban:

- a) Tergantung industri nuklirnya, apakah reaktor nuklir (daya atau non daya) atau INNR. Untuk lamanya jangka waktu didasarkan pada tingkat bahaya radiasi yang ditimbulkan.
- b) Pengangkutan hanya perlu persetujuan saja, yaitu persetujuan pengangkutan dari Jakarta ke Bandung dan Bandung ke Jakarta.
- c) Bisa, diajukan pada saat yang bersamaan, tetapi persetujuan jenisnya tetap akan keluar 2 persetujuan yaitu dari Jakarta-Bandung dan sebaliknya Bandung-Jakarta.

KAJIAN TEORETIK TEKNIK PENGUKURAN FRAKSI BAKAR BAHAN BAKAR NUKLIR DENGAN SPEKTROSKOPI GAMMA

Diah Hidayanti S.

Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir,
BAPETEN

ABSTRAK

KAJIAN TEORETIK PENGUKURAN BURNUP BAHAN BAKAR NUKLIR SECARA EKSPERIMENTAL. Pengukuran fraksi bakar bahan bakar secara eksperimental merupakan upaya untuk memverifikasi hasil perhitungan fraksi bakar yang dilakukan secara numerik oleh kode komputer. Salah satu metode pengukuran fraksi bakar secara eksperimental yang bersifat non destruktif adalah dengan spektroskopi gamma. Pada kajian ini, dilakukan analisis teoretik pengukuran fraksi bakar bahan bakar dengan metode spektroskopi gamma. Prinsip dasarnya adalah menentukan aktivitas atau jumlah inti pemancar gamma, dari salah satu radioisotop produk fisi yang terbentuk, sebagai indikator jumlah reaksi fisi yang telah berlangsung. Dalam penentuan aktivitas tersebut, faktor koreksi yang disebabkan oleh efek atenuasi, efek geometri sumber dan detektor, serta efek sejarah iradiasi bahan bakar turut diperhitungkan. Bahan bakar yang dianalisis adalah bahan bakar tipe pelat, khususnya bahan bakar RSG-GAS. Model teoretik yang dikaji ini masih perlu divalidasi dan dinilai tingkat akurasinya.

Kata kunci: analisis teoretik, fraksi bakar, spektroskopi gamma, bahan bakar tipe pelat.

ABSTRACT

THEORETICAL ASSESSMENT ON THE TECHNIQUE OF NUCLEAR FUEL BURNUP MEASUREMENT BY GAMMA SPECTROSCOPY. Experimental fuel burnup measurement is conducted to verify the result of burnup calculation done by computer code numerically. One of non destructive methods to measure burnup experimentally is gamma spectroscopy. In this paper, the theoretical analysis of fuel burnup measurement using gamma spectroscopy method was done. The principle used was determining the activity or the number of certain gamma emitter radioisotope nuclei produced by fission reaction as the indicator of the number of fission reactions performed. The activity calculation also considered the correction factors caused by attenuation effect, source and detector geometry effect, and fuel irradiation history effect. The fuel analysed here is the plate fuel type, especially the fuel of RSG-GAS. The theoretical model assessed still need validation and accuracy measurement.

Keywords: theoretical analysis, burnup gamma spectroscopy, plate fuel type.

1. Pendahuluan

Fraksi bakar (*burnup*) merupakan ukuran jumlah energi yang dihasilkan oleh suatu bahan bakar nuklir melalui reaksi fisi. Fraksi bakar merepresentasikan sejauh mana kinerja yang telah dicapai oleh bahan bakar

nuklir. Fraksi bakar termasuk salah satu parameter bahan bakar yang diatur dalam regulasi ketenaganukliran dan dijadikan sebagai salah satu parameter Batasan dan Kondisi Operasi (BKO). Hal ini dikarenakan fraksi bakar terkait dengan keselamatan pengoperasian reaktor dimana nilai fraksi

bakar tersebut bersifat proporsional terhadap kekuatan material kelongsong bahan bakar. Semakin tinggi fraksi bakar berarti semakin besar akumulasi faktor-faktor yang bersifat destruktif terhadap kekuatan dinding kelongsong, antara lain yaitu panas (kalor), fluks neutron, dan tekanan internal akibat akumulasi gas hasil fisi.

Dalam praktek di lapangan, nilai fraksi bakar umumnya ditentukan secara tidak langsung melalui perhitungan numerik dengan menggunakan berbagai macam kode komputer. Hasil-hasil perhitungan dari berbagai macam kode komputer tersebut memberikan nilai fraksi bakar yang bervariasi dalam rentang nilai tertentu. Perbedaan hasil dalam rentang nilai tertentu yang dianggap tidak signifikan masih dapat diterima. Namun, untuk kepentingan tertentu terkadang diperlukan pengukuran fraksi bakar secara langsung, yaitu melalui analisis destruktif pasca iradiasi dalam rangka verifikasi perhitungan fraksi bakar yang telah dilakukan oleh kode komputer. Verifikasi perhitungan fraksi bakar ini diperlukan sebagai salah satu pertimbangan dalam pengambilan keputusan yang berkaitan dengan pengawasan keselamatan reaktor.

Kajian ini dimaksudkan untuk menelaah sekaligus merumuskan dasar teori pengukuran fraksi bakar bahan bakar secara eksperimental yang bersifat non destruktif. Hasil dari kajian ini akan memberikan kontribusi bagi pengembangan metode pengukuran fraksi bakar secara eksperimental yang valid dan akurat sehingga hasil pengukurannya dapat dijadikan sebagai data verifikasi terhadap hasil perhitungan fraksi bakar yang dilakukan oleh kode komputer.

2. Batasan Kajian

Beberapa batasan yang diambil dalam kajian ini adalah:

- Bahan bakar yang akan diukur fraksi bakarnya adalah bahan bakar tipe MTR (*Material Testing Reactor*), yaitu bahan

bakar yang berbentuk pelat. Bahan bakar RSG-GAS akan dijadikan sebagai obyek kajian dalam makalah ini.

- Metode pengukuran yang digunakan adalah spektroskopi gamma.

3. Dasar Teori

Suatu fenomena yang menjadi identitas suatu zat yang bersifat radioaktif adalah peristiwa peluruhan inti radioaktif tersebut. Probabilitas terjadinya peluruhan pada suatu inti radioaktif per satuan waktu disebut sebagai konstanta peluruhan (s^{-1}). Secara matematis, peluruhan radioaktif digambarkan dengan persamaan berikut ini:

$$\frac{dN(t)}{dt} = -\lambda N(t) \quad (1)$$

yang menyatakan bahwa perubahan jumlah inti radioaktif N (atom) selama periode waktu tertentu sama dengan jumlah inti yang berkurang akibat meluruh. Jadi, jumlah inti radioaktif pada waktu t adalah:

$$N(t) = N(0)e^{-\lambda t} \quad (2)$$

dimana $N(0)$ adalah jumlah inti mula-mula, $N(t)$ adalah jumlah inti pada waktu t dan λ adalah lamanya peluruhan (s).

Aktivitas suatu zat radioaktif didefinisikan sebagai jumlah peluruhan inti radioaktif yang terjadi tiap satuan waktu.

$$A(t) = -\lambda N(t) \quad (3)$$

$A(t)$ adalah aktivitas zat radioaktif (dps) pada waktu t .

Suatu radionuklida dapat memancarkan beberapa jenis radiasi, antara lain radiasi alfa, radiasi beta dan radiasi gamma. Setiap radionuklida memiliki dua macam faktor yang memberikan identitas spesifik bagi radionuklida tersebut, yaitu waktu paruh $t_{1/2}$ dan tingkat energi radiasi yang dipancarkan. Sebagai contoh, Cs-137 yang memiliki waktu paruh 30,17 tahun dan tingkat energi gamma 0,662 MeV [3]. Kedua faktor inilah yang dapat dijadikan sebagai indikator untuk mengetahui keberadaan (kuantitas) suatu radioisotop.

Spektroskopi gamma adalah suatu metode yang digunakan untuk menentukan aktivitas suatu sumber radioaktif pemancar gamma berdasarkan spektrum gammanya. Luas puncak spektrum pada tingkat energi tertentu sebanding dengan jumlah cacah gamma pada tingkat energi tersebut. dalam pengukuran tersebut diperlukan suatu MCA (*multi channel analyser*) dimana tiap kanalnya merepresentasikan tingkat energi gamma tertentu.

Fraksi bakar didefinisikan sebagai jumlah energi yang dihasilkan oleh bahan bakar melalui reaksi fisi, yang dinyatakan dalam satuan *MegaWatt-day* (MWd). Energi fisi yang dihasilkan per satuan massa bahan bakar disebut sebagai *specific burnup* bahan bakar dan biasanya dinyatakan dalam *MegaWatt-day* per ton atau per kg (MWd/t atau MWd/kg) logam berat mula-mula yang terkandung dalam bahan bakar [1]. Fraksi bakar juga sering dinyatakan dalam bentuk '*fractional burnup*', yaitu:

$$\text{Burnup} = \frac{\text{jumlah reaksi fisi}}{\text{jumlah atom berat mula - mula}} \quad (4)$$

yang dinyatakan dalam satuan %.

Fraksi bakar dapat ditentukan melalui beberapa metode, antara lain:

- a. Perhitungan numerik
Metode ini dilakukan dengan menggunakan *numerical tool* berupa *neutronic computer code*, seperti misalnya ORIGEN.
- b. Pengukuran secara langsung yang bersifat destruktif
Pengukuran secara destruktif dilakukan pasca kegiatan iradiasi, dengan merusak bahan bakar dan mengukur secara langsung jumlah U-235 yang tersisa dalam bahan bakar.
- c. Pengukuran secara langsung yang bersifat non destruktif (*Non Destructive Analysis* = NDA)
Metode NDA yang diterapkan dalam rangka pengukuran fraksi bakar bahan bakar, antara lain spektroskopi gamma

dan pencacahan radiasi neutron. Metode ini tergolong relatif baru sehingga masih terus dikembangkan.

4. Hasil dan Pembahasan

Teori pengukuran fraksi bakar secara eksperimental melalui metode spektroskopi gamma yang dikaji disini akan dirumuskan dalam bentuk sejumlah persamaan matematis. Dalam perumusan teori ini, tidak semua nilai parameter dapat dianalisis secara teoretik sehingga memerlukan pengukuran empiris. Karena merupakan suatu model teoretik, teori pengukuran fraksi bakar yang dianalisis dalam kajian ini masih perlu diuji dengan data primer hasil eksperimen maupun data sekunder dari suatu referensi dalam rangka menilai validitas dan akurasi dari teori tersebut. Namun karena belum diperoleh data primer maupun data sekunder pengukuran fraksi bakar bahan bakar maka model teoretik yang dikembangkan dalam kajian ini belum bisa dipastikan validitas dan akurasinya.

Prinsip dasar pengukuran fraksi bakar bahan bakar secara eksperimental adalah menjadikan jumlah atom dari salah satu radioisotop produk fisi yang terbentuk sebagai indikator jumlah reaksi fisi yang telah berlangsung. Jumlah atom radioisotop hasil fisi tersebut ditentukan dengan cara mengukur aktivitasnya melalui metode spektroskopi gamma. Jadi, metode spektroskopi gamma ini merupakan suatu metode pengukuran fraksi bakar bahan bakar yang bersifat non destruktif. Metode ini relatif masih baru karena metode pengukuran fraksi bakar secara langsung yang dikenal selama ini adalah metode destruktif. Radioisotop pemancar gamma yang akan diukur aktivitasnya dikenal dengan istilah '*burnup monitor*'. Beberapa radioisotop yang bisa dijadikan sebagai *burnup monitor* dalam spektroskopi gamma untuk pengukuran fraksi bakar bahan bakar teriradiasi dapat dilihat pada Tabel 1.

Tabel 1. Spesifikasi *burnup monitor* pada spektroskopi gamma untuk pengukuran fraksi bakar bahan bakar teriradiasi [2]

Fuel element history		Burnup monitor	$T_{1/2}$	E_{γ} (keV)	I_{γ}	^{235}U			^{238}U	^{239}Pu	
Irradiation	Cooling					y_i (%)	y_r (%)	y (%)	y_r (%)	y_i (%)	y_r (%)
< 40 d	> 9 d	$^{140}\text{Ba}/^{140}\text{La}$	12.75 d	1596.5	1.099	6.30	6.13	6.18 ± 0.13	5.98	5.56	5.29
< 200 d	> 40 d	^{95}Zr	64.03 d	724.2	0.437	6.49	6.37	6.41 ± 0.09	5.13	4.89	4.66
				756.7	0.554						
≥ 1000 d	< 2 yr	$^{144}\text{Ce}/^{144}\text{Pr}$	284.9 d	2185.7	0.007	5.48	5.28	5.34 ± 0.16	4.50	3.74	3.74
> 1800 d	≥ 2 yr	^{137}Cs	30.14 yr	661.6	0.851	6.21	6.16	6.18 ± 0.04	5.97	6.62	6.49

Adapun alur perhitungan yang dilakukan dalam pengukuran fraksi bakar ini terdiri dari:

- Mengukur cacah radiasi gamma (cps) berdasarkan hasil spektroskopi gamma dengan memperhitungkan semua faktor atenuasi yang terlibat dan faktor koreksi bentuk geometri sumber radiasi.
- Mengkonversi data laju cacah menjadi parameter aktivitas (A) berdasarkan data efisiensi absolut (a) detektor gamma yang telah diketahui.

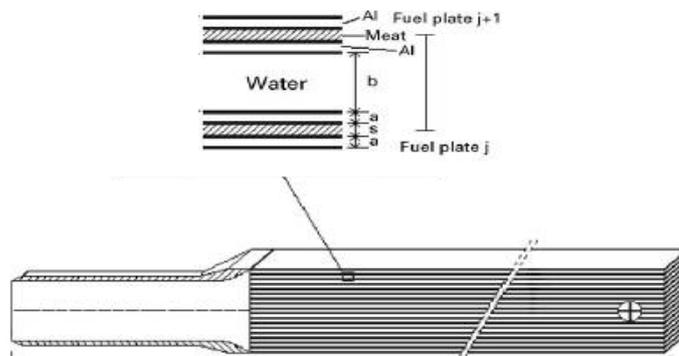
$$A = \frac{cps}{a} \tag{5}$$

- Menentukan nilai fraksi bakar bahan bakar berdasarkan data jumlah atom (N) *burnup monitor* yang telah diketahui dengan memperhitungkan faktor koreksi dari sejarah iradiasi bahan bakar.

$$N = \frac{A}{\lambda} \tag{6}$$

Penentuan Faktor Atenuasi

Bahan bakar yang akan dianalisis adalah bahan bakar RSG-GAS yang terdiri dari 21 pelat bahan bakar. Untuk mempermudah dalam menguraikan koreksi efek atenuasi yang terlibat dalam sistem pengukuran radiasi gamma, pada Gambar 1 diberikan ilustrasi gambar bahan bakar tipe MTR. Pada bahan bakar RSG-GAS, ke-21 pelat bahan bakar diapit oleh dua pelat AlMg pada sisi terluar (*side plates*).



Gambar 1. Ilustrasi bahan bakar tipe MTR [2]

Faktor koreksi yang berasal dari efek atenuasi, selain *self attenuation*, yang terjadi ketika sinar gamma melalui suatu medium mengacu pada korelasi $e^{-\mu x}$ dengan μ (m^{-1}) adalah koefisien atenuasi linier pada suatu medium dan x adalah ketebalan medium (m) [3].

- *Self Attenuation*

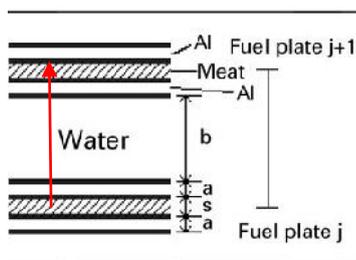
Self attenuation atau dikenal pula sebagai *source self-absorption* merupakan peristiwa dimana radiasi yang dipancarkan oleh suatu sumber akan diserap sendiri akibat ketebalan dari material sumber tersebut. Efek sumber ini akan menurunkan radiasi yang tercacah oleh detektor. Nilai koreksi akibat efek *self attenuation* yang terjadi pada lapisan *meat* uranium (k_1) ditentukan sebagai berikut:

$$k_1 = \frac{1 - e^{-\mu s}}{\mu s} \tag{7}$$

dengan s adalah ketebalan *meat* dan μ adalah koefisien atenuasi linier gamma dengan tingkat energi tertentu pada material *meat* yang dilalui [3].

- Atenuasi ketika radiasi gamma dipancarkan oleh pelat ke- j melewati pelat-pelat berikutnya hingga mencapai permukaan atas dari lapisan *meat* yang terakhir (lihat Gambar 2).

$$k_2^{21j} = e^{-2\mu_{Al}a} e^{-\mu_{air}b} e^{-\mu s} \tag{8}$$



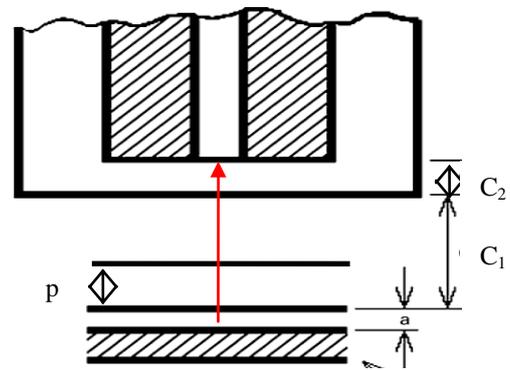
Gambar 2. Proses atenuasi radiasi gamma dari lapisan *meat* pelat ke- j hingga lapisan *meat* pada pelat yang terakhir [2]

Jika pengukuran dilakukan di *hotcell*, maka lapisan air digantikan oleh udara.

- Atenuasi pada pelat terakhir hingga ujung bawah tabung kolimator.

$$k_2 = e^{-\mu_{Al}g^a} e^{-\mu_{Al}g^p} e^{-\mu_{air}C_1} e^{-\mu_{Al}C_2} \tag{9}$$

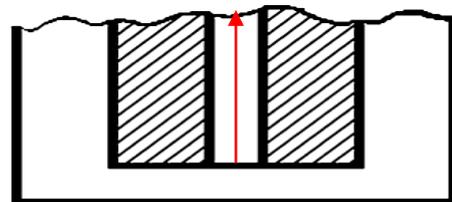
p adalah ketebalan *side plate*. Diasumsikan bahwa tabung kolimator terbuat dari logam aluminium.



Gambar 3. Proses atenuasi radiasi gamma dari pelat terakhir hingga ujung bawah tabung kolimator

- Atenuasi pada udara yang terdapat dalam tabung kolimator sepanjang L

$$k_3 = e^{-\mu_{udara}L} \tag{10}$$



Gambar 4. Proses atenuasi pada udara dalam tabung kolimator

Jadi, koreksi total dari semua efek atenuasi yang terlibat dalam pengukuran radiasi gamma adalah:

$$k_{total} = k_1 k_2 k_3 \prod_{j=1}^{21} k_j \tag{11}$$

Penentuan Koreksi Akibat Faktor Geometri Sumber Radiasi

Faktor koreksi dari bentuk geometri sumber radiasi dan detektor dinyatakan dengan parameter α , yaitu sudut deteksi (*solid angle*). Sudut deteksi didefinisikan sebagai perbandingan antara jumlah partikel yang diemisikan per detik dalam ruang yang ditentukan menurut kontur sumber dan jendela detektor dengan jumlah partikel yang dipancarkan sumber per detik [3].

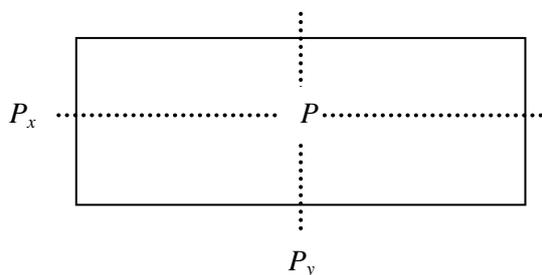
Sudut deteksi pada kasus yang analisis dalam kajian ini tidak dapat ditentukan secara teoretik serta belum diperoleh referensi yang relevan mengenai hal tersebut. Pada umumnya, untuk kasus dimana bentuk geometri sumber dan detektor yang relatif kompleks, sudut deteksi ditentukan secara empiris dengan menganalogikan definisi sudut deteksi dengan Persamaan (12) [3].

$$\frac{\alpha}{lw} \tag{12}$$

α adalah luas area yang merupakan sudut deteksi pada pelat bahan bakar dan l serta w masing-masing adalah panjang dan lebar pelat.

Pengukuran laju cacah radiasi gamma

Pengukuran dilakukan dengan mencacah pelat bahan bakar pada arah panjang dan lebar pelat.



Gambar 5. Posisi titik-titik pencacahan radiasi gamma pada pelat bahan bakar

\overline{P}_x : laju cacah rata-rata pada arah panjang pelat (cps)

\overline{P}_y : laju cacah rata-rata pada arah lebar pelat (cps)

P : laju cacah di titik pusat pelat (cps)

Semakin banyak jumlah titik pengukuran maka hasil pengukuran akan semakin representatif. Dengan demikian, diperoleh laju cacah total Q (cps) sebesar:

$$\overline{Q} = \overline{P}_x \overline{P}_y \tag{13}$$

Penentuan Aktivitas Burnup Monitor

Secara teoretis, diketahui bahwa laju cacah hasil pengukuran suatu detektor dengan aktivitas sumber yang dicacah berkorelasi dengan persamaan berikut ini:

$$r = F S \tag{14}$$

dimana r adalah laju cacah yang terukur, α adalah sudut deteksi, F adalah faktor-faktor koreksi, ϵ adalah efisiensi detektor, dan S adalah kekuatan atau aktivitas sumber [3]. Dengan mengacu pada Persamaan (14) tersebut, laju cacah pada Persamaan (13) memiliki korelasi dengan aktivitas sumber sebagai berikut:

$$\overline{Q} = \sum_{j=1}^{21} Q_j \sum_{j=1}^{21} A_j k_1 k_2 k_3 k_j \epsilon_a I \tag{15}$$

$$\overline{Q} = \sum_{j=1}^{21} k_1 k_2 k_3 \epsilon_a I \sum_{j=1}^{21} A_j k_j \tag{16}$$

dengan Q_j adalah laju cacah pelat ke- j (cps), A_j adalah aktivitas pelat ke- j (dps), ϵ_a adalah efisiensi detektor dan I adalah intensitas gamma. Dalam analisis ini, digunakan suatu asumsi penyederhanaan, yaitu bahwa aktivitas setiap pelat bahan bakar dianggap sama. Asumsi ini tentu menyebabkan deviasi antara hasil perhitungan dengan nilai fraksi bakar sebenarnya karena pada kenyataannya aktivitas setiap pelat bahan bakar tidak sama akibat adanya perbedaan distribusi fluks neutron sebagai fungsi posisi. Dengan asumsi ini maka Persamaan (16) dapat disederhanakan menjadi:

$$\bar{Q} = A k_1 k_2 k_3 \prod_{j=1}^{21} I_{j-1} k_j a_j \quad (17)$$

dimana A adalah aktivitas setiap pelat bahan bakar. Dengan memasukkan sudut deteksi menurut Persamaan (12) maka diperoleh Persamaan (18).

$$\bar{Q} = \frac{A k_1 k_2 k_3 \prod_{j=1}^{21} I_{j-1} k_j a_j}{lw} \quad (18)$$

Aktivitas *burnup monitor* (A) untuk seluruh pelat kemudian dihitung sebagai:

$$A_t = 21A \quad (19)$$

sehingga dari Persamaan (18) dan (19) tersebut diperoleh korelasi berikut ini:

$$A_t = \frac{21lw\bar{Q}}{k_1 k_2 k_3 \prod_{j=1}^{21} I_{j-1} k_j a_j} \quad (20)$$

Penentuan Jumlah Atom *Burnup Monitor*

Jumlah atom *burnup monitor* pada saat pengukuran berlangsung yaitu:

$$N_t = \frac{A_t}{\lambda} \quad (21)$$

dengan λ adalah konstanta peluruhan *burnup monitor* dan A_t adalah aktivitas *burnup monitor* pada saat pengukuran berlangsung. Adapun jumlah atom *burnup monitor* pada saat periode iradiasi bahan bakar yang terakhir N_0 dapat ditentukan sebagai berikut:

$$N_0 = N_t e^{\lambda t_c} \quad (22)$$

dimana t_c adalah interval waktu antara waktu iradiasi yang terakhir dengan waktu saat pengukuran fraksi bakar dilakukan dan N_t adalah jumlah atom *burnup monitor* pada saat pengukuran.

Penentuan Fraksi Bakar

Akhirnya, fraksi bakar bahan bakar dapat ditentukan dari korelasi berikut ini:

$$Burnup = \frac{N_U^0 f}{y N_U^0} \quad (23)$$

dimana N_U^0 adalah jumlah atom U-235 mula-mula, y adalah *average yield burnup monitor* pada reaksi fisi U-235, dan f adalah faktor koreksi dari sejarah iradiasi bahan bakar [2,4]. Mengacu pada eksperimen Terremoto et al. [2], nilai f ditentukan sebagai berikut:

$$f = \frac{\sum_{k=1}^n P_k t_k}{\sum_{k=1}^n P_k e^{-\lambda_k (1 - e^{-\lambda_k t_k})}} \quad (24)$$

dimana P_k adalah daya rata-rata pada periode iradiasi ke- k (MW), t_k adalah durasi periode iradiasi ke- k , λ_k adalah interval waktu antara akhir periode iradiasi ke- n dengan akhir periode iradiasi yang terakhir, dan n adalah jumlah total periode iradiasi dalam sejarah iradiasi yang dialami bahan bakar. Jika daya pada setiap tahap operasi dan lama operasi adalah sama, maka faktor koreksi akibat sejarah iradiasi bahan bakar ini dapat lebih disederhanakan, seperti misalnya bentuk faktor koreksi lain yang diusulkan berikut ini:

$$f = k e^{-(p-1)k} p e^{-T} \quad (25)$$

dengan k adalah jumlah total operasi reaktor, adalah interval waktu antar operasi, T adalah lamanya masa perawatan, p adalah jumlah masa perawatan, dan λ adalah konstanta peluruhan *burnup monitor* [5].

Efisiensi detektor a dan luas area sudut deteksi A ditentukan melalui eksperimen dengan menggunakan sumber standar dengan aktivitas A . Pada pengukuran efisiensi detektor, digunakan sumber standar yang ukurannya relatif jauh lebih kecil dari jendela detektor sehingga dapat dianggap sebagai sumber titik. Selanjutnya, dengan mengacu pada Persamaan (14), efisiensi detektor dapat ditentukan sebagai berikut:

$$a = \frac{cps}{AI} \quad (26)$$

dimana cps diperoleh dari jumlah cacah di bawah puncak spektrum gamma dibagi dengan lama pencacahan. Untuk sumber berbentuk titik dan jendela detektor berbentuk lingkaran berjari-jari R maka:

$$\frac{1}{2} \left(1 + \frac{d}{\sqrt{d^2 + R^2}} \right) \quad (27)$$

dimana d adalah jarak antara sumber dengan detektor [3]. Dalam pengukuran efisiensi detektor ini, tidak digunakan kolimator.

Adapun luas area sudut deteksi a diperoleh dengan mencacah suatu sumber standar yang dilengkapi dengan suatu *cylindrical opening outlet* dengan diameter tertentu sehingga dapat ditentukan aktivitas sumber standar per satuan luasnya. Luas *outlet* untuk sumber lebih besar daripada luas jendela detektor agar dapat merepresentasikan sistem yang dianalisis. Dengan demikian, a ditentukan menurut korelasi berikut:

$$a_j = \frac{cps}{\frac{A}{r^2} I_a e^{-\mu_{C_2} L} e^{-\mu_{d_j} L}} \quad (28)$$

dimana r adalah jari-jari *opening outlet* yang diletakkan di depan sumber radiasi, C_2 adalah tebal jendela aluminium kolimator (lihat Gambar 3), L adalah panjang kolimator, dan d_j adalah jarak antara jendela kolimator dengan sumber standar [2,3].

Pengukuran fraksi bakar dengan teknik spektroskopi gamma membutuhkan *setting* geometri antara detektor dengan bahan bakar yang baik dan yang bersifat *reproducible* [5]. Hal tersebut merupakan kelemahan dari metode ini.

5. Kesimpulan dan Saran

Analisis teoretik pengukuran fraksi bakar bahan bakar tipe pelat secara eksperimental dengan menggunakan metode spektroskopi gamma telah dilakukan. Prinsip pengukuran fraksi bakar dengan spektroskopi gamma adalah menentukan aktivitas bahan bakar, khususnya radioisotop

hasil fisi tertentu sebagai *burnup monitor*, setelah dikoreksi dengan beberapa faktor, yaitu faktor atenuasi medium, faktor geometri sumber dan detektor, dan faktor sejarah iradiasi bahan bakar. Aktivitas tersebut merepresentasikan jumlah zat radioaktif hasil fisi yang terbentuk sehingga dapat merepresentasikan pula jumlah bahan fisil yang mengalami reaksi fisi, yang tidak lain merupakan fraksi bakar bahan bakar. Model teoretik pengukuran fraksi bakar dengan spektroskopi gamma dalam kajian ini masih perlu diuji validitas dan tingkat akurasi melalui pengambilan data primer.

6. Ucapan Terima Kasih

Penulis menyampaikan terima kasih kepada Bpk. Ir. Dedi Sunaryadi yang telah memberikan dukungan dalam penulisan kajian ini, serta kepada Bpk. Dr. Ismail yang telah memberikan referensi pendukung.

Daftar Pustaka

- [1] J.R. Lamarsh, A.J. Baratta, 2001, *Introduction to Nuclear Engineering*, 3rd Edition, Prentice Hall.
- [2] L.A.A. Terremoto et al., 2000, Gamma-ray spectroscopy on irradiated MTR fuel elements, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research*, A 450, 495-514.
- [3] N. Tsoulfanidis, S. Landsberger, 2010, *Measurement and Detection of Radiation*, 3rd Edition, CRC Pr I Llc.
- [4] J.R. Phillips, *Irradiated Fuel Measurements Chapter 18*, www.fas.org/sgp/othergov/doe/lanl/lib-www/la-pubs/00326413.pdf.
- [5] C. Pereda et al., 2008, Burnup measurements of LEU fuel for short cooling times, *Journal of Physics: Conference Series* 134 012037.
- [6] A. Simpson et al., *Spent Fuel Measurements in Support of Burnup Credit*, www.pajaritoscientific.com/pdf/TECH_INMM_06_SPENT_FUEL_MONITORING_FINAL_436.pdf.

TANYA JAWAB DAN DISKUSI

1. Penanya : Amil Mardha

Pertanyaan:

1. Koreksi-koreksi yang ditentukan/ditetapkan selain atenuasi, apakah juga memperhitungkan koreksi alat detektornya/spektrometri?
2. Penentuan laju cacah untuk mendapatkan aktivitas, apakah secara posisi horizontal dan vertikal?

Jawaban:

1. Koreksi alat detektor sudah diperhitungkan dengan menentukan efisiensi detektor. Faktor koreksi yang terpenting dalam penentuan *burnup* bahan bakar adalah faktor sejarah iradiasi bahan bakar (lama operasi, interval waktu antar operasi, masa perawatan, dll.) dan *decay time* hingga saat pengukuran dilakukan.
2. Pengukuran laju cacah dilakukan dalam posisi bahan bakar horizontal. Hal ini merupakan salah satu kesulitan dalam melakukan metode ini karena diperlukan perangkat tambahan untuk men- *setting* posisi bahan bakar tersebut di dalam air.

KAJIAN POTENSI SERANGAN STUXNET PADA INSTALASI REAKTOR NON DAYA DI INDONESIA

Eko H. Rivadi

P2STPIBN – Badan Pengawas Tenaga Nuklir
Jl. Gajah Mada 8 Jakarta 10120,
Email: e.rivadi@bapeten.go.id

ABSTRAK

KAJIAN POTENSI SERANGAN STUXNET PADA INSTALASI REAKTOR NON DAYA DI INDONESIA. Sejak ditemukan pada bulan Juni tahun 2010, malware yang bernama stuxnet ini langsung menggemparkan dunia. Malware ini mulai mencuri perhatian media dan pakar keamanan (*security*) sejak menginfeksi sistem instrumentasi dan kendali (SIK) pada instalasi industri dan menyebabkan kerusakan yang signifikan. Stuxnet adalah sejenis malware komputer yang canggih yang dirancang untuk menyabotase proses industri yang dikendalikan oleh sistem kontrol Siemens SIMATIC WinCC dan PCS7. Bahkan malware komputer yang dikembangkan untuk menyerang fasilitas nuklir Iran ini memiliki sasaran dan dirancang sangat khusus hanya mengincar sistem SCADA pabrikan Siemens yang diatur untuk mengendalikan dan memantau proses dalam industri. Di Indonesia terdapat 3 reaktor non daya (reaktor penelitian) yaitu reaktor Kartini di Jogjakarta, TRIGA di Bandung dan RSG GA Siwabessy di Serpong. Reaktor terakhir mempunyai kapasitas daya terbesar yang ternyata menggunakan SIK pabrikan Siemens tersebut. Kajian ini bertujuan untuk mengetahui potensi serangan stuxnet dengan menggunakan metode dan analisis pembelajaran terhadap malware berbahaya tersebut. Dengan konfigurasi sistem kendali pada reaktor non daya tersebut, bukan tidak mustahil berpotensi untuk terkena infeksi dan serangan dari Stuxnet seperti fasilitas nuklir Iran di Natanz. Meskipun beberapa pakar keamanan dan anti malware telah mengeluarkan system patch dan removal untuk mengatasi malware ini, namun tetap dibutuhkan peran badan pengawas untuk memastikan bahwa sistem instrumentasi dan kendali di reaktor non daya tersebut benar-benar aman dan selamat dari serangan malware ini.

Kata Kunci: Serangan Stuxnet; sekuriti; sistem instrumentasi dan kendali pada reaktor penelitian.

ABSTRACT

ASSESSMENT FOR THE POTENTIAL OF STUXNET ATTACK ON RESEARCH REACTOR IN INDONESIA. Since discovered in June of 2010, the malware that named Stuxnet was directly electrify the world. The malware is interested the attentions of the media and security experts since infect instrumentation and control systems in industrial and caused significant damage. Stuxnet is a sophisticated kind of computer malware designed to sabotage industrial processes controlled by Siemens SIMATIC WinCC and PCS7. Even the malware developed to attack Iran's nuclear facilities have very specific goals and designed to infect Siemens SCADA systems are set up to control and monitor industrial processes. In Indonesia there are 3 research reactors i.e. Kartini in Jogjakarta, TRIGA in Bandung and RSG GA Siwabessy in Serpong. Last reactor has the largest capacity that was using the instrumentation and control system of the Siemens made. This study aims to determine the potential of the stuxnet attack on research reactor with use methods and analysis the learning to the malware. With the configuration of the control system on research reactors, it is not impossible will be target of the Stuxnet attacks like as Iran's nuclear facility in Natanz. Although some security experts and antivirus have develop system patch and removal to fix this malware, but still needed the role of regulatory bodies to ensure that instrumentation and control system in research reactors are totally safe and secure from malware attacks.

Keywords: Stuxnet attack; security; instrumentation and control systems on the research reactor.

1. PENDAHULUAN

Sejak ditemukan pada bulan Juni tahun 2010, *malicious software* (malware) yang bernama stuxnet ini langsung

menggemparkan dunia. Malware yang juga biasa disebut sebagai virus atau worm komputer ini mulai mencuri perhatian media dan pakar keamanan (*security*) sejak

menginfeksi sistem kendali pada instalasi industri dan menyebabkan kerusakan yang signifikan[1].

Hal ini menjadi pemicu untuk mendesak kalangan industri dalam melindungi infrastruktur penting mereka terhadap serangan cyber. Bahkan malware komputer yang dikembangkan untuk menyerang fasilitas nuklir Iran ini memiliki sasaran dan dirancang sangat khusus hanya mengincar sistem *Supervisory Control And Data Acquisition* (SCADA) pabrikan Siemens yang diatur untuk mengendalikan dan memantau proses dalam industri[2].

2. DASAR TEORI & TUJUAN

Stuxnet adalah sejenis malware komputer yang canggih yang dirancang untuk menyabotase proses industri yang dikendalikan oleh sistem kontrol Siemens SIMATIC Window Control Center (WinCC) dan PCS7. Malware ini digunakan untuk menyerang kerentanan baik yang dikenal maupun yang tidak diketahui sebelumnya untuk menginstal, menginfeksi dan menyebarkan, serta cukup kuat untuk mengontaminasi beberapa negara yang telah menerapkan teknologi dan prosedur keamanan[3].

Malware yang oleh beberapa pakar

keamanan diyakini ciptaan Amerika Serikat dan Israel ini menyerang fasilitas yang menggunakan sistem operasi tertentu, yaitu:

Sistem Operasi Windows;

Siemens PCS7, WinCC dan Step7 software Industri yang bekerja pada sistem operasi windows dan menggunakan jaringan berbasis *Transmission Control Protocol / Internet Protocol* (TCP/IP) ;

Siemens S7 *Programmable Logical Controller* (PLC). Seperti pada gambar-1.

Selain itu, malware yang sangat cepat menyebar dan menginfeksi ini oleh para pakar perusahaan anti virus menganggap malware ini sangat berbahaya. Hal ini disebabkan karena malware ini mampu menyerang berbagai fasilitas, mulai dari *Nuclear Power Plant, Traffic Control, Oil Plant, Bank, dan Manufaktur*.

Kajian ini bertujuan untuk mengetahui potensi serangan stuxnet terhadap reaktor non daya di Indonesia, sehingga dapat dilakukan langkah-langkah pencegahan sedini mungkin.

Gambar-1: Kontrol Step7 yang mengontrol proses read/write pada PLC[1]



Gambar-2: Daftar beberapa negara yang terkena dampak serangan malware Stuxnet[4]

Iran	Indonesia	India	Pakistan	Uzbekistan	Russia	Kazakhstan	Belarus
52,2%	17,4%	11,3%	3,6%	2,6%	2,1%	1,3%	1,1%
Kyrgyzstan	Azerbaijan	United States	Cuba	Tajikistan	Afghanistan	Rest of the world	
1,0%	0,7%	0,6%	0,6%	0,5%	0,3%	4,6%	

3. METODOLOGI

Kajian terhadap potensi serangan stuxnet ini menggunakan metodologi pembelajaran terhadap malware tersebut termasuk mempelajari tentang sistem yang bagaimana yang akan menjadi target serangan malware ini.

Stuxnet dirancang untuk menginfeksi perangkat Siemens SIMATIC WinCC dan produk S7 PLC, baik yang diinstal sebagai bagian dari sistem PCS-7, atau operasi pada perangkat mereka sendiri. Cara kerja malware ini dimulai dengan memanfaatkan kerentanan dalam sistem operasi Windows dan produk Siemens. Setelah berhasil mendeteksi calon korban yang sesuai, kemudian ia memodifikasi kontrol logik dalam PLC Siemens[4].

Fakta membuktikan bahwa setelah Iran yang terkena dampak Stuxnet paling parah, menyusul Indonesia yang menempati urutan kedua sebagai yang paling banyak terkena dampak Stuxnet (gambar-2). Karena selain sistem kontrol industri pabrikan Siemens banyak ditemui di Indonesia, juga karena tingginya tingkat kerentanan sistem operasi yang disebabkan masih banyak memanfaatkan sistem operasi yang tidak berlisensi.

Malware stuxnet ini awalnya menyebar secara membabi buta, bahkan selain perangkat lunak Siemens, perangkat perusak ini juga memiliki sasaran pada perangkat yang berjalan dalam sistem operasi Microsoft Windows. Untuk perangkat lunak Siemens, stuxnet menginfeksi PLC dengan mengubah aplikasi perangkat lunak Step-7 yang digunakan untuk memprogram perangkat tersebut[6].

Varian yang berbeda dari stuxnet

menargetkan lima organisasi Iran, diduga adalah infrastruktur pengayaan uranium di Iran termasuk instalasi nuklir Natanz[5], seperti pada gambar-3. Siemens menyatakan bahwa stuxnet tidak menyebabkan kerusakan pada pelanggannya, kecuali program nuklir Iran yang telah mengalami kerusakan karena malware ini. Sebuah studi tentang penyebaran Stuxnet oleh Symantec menunjukkan bahwa Negara-negara yang terkena dampak utama diawal infeksi adalah Iran, Indonesia dan India (gambar-2).

Beberapa alasan mengapa Stuxnet menjadi sangat berbahaya[6]:

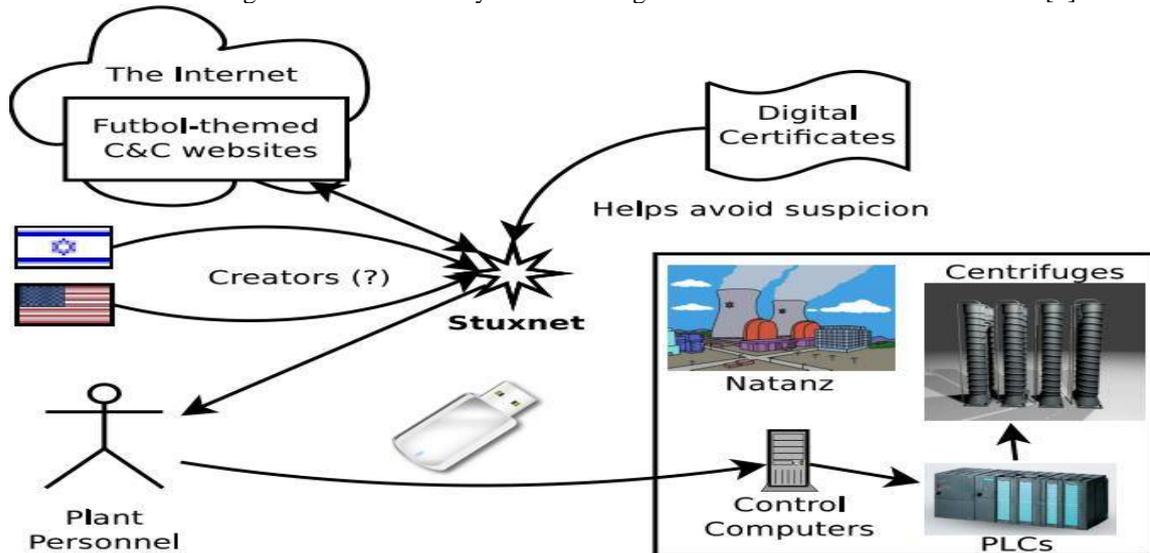
Stuxnet menyerang fasilitas-fasilitas negara yang sangat vital dan penting, seperti instansi keuangan, bank, sistem lalu lintas, fasilitas nuklir, pengeboran minyak bumi, dan industri.

Stuxnet ini menyerang sistem SCADA, padahal sistem SCADA ini mendekati sistem bahasa *hardware*, yang rumit untuk dibaca[8].

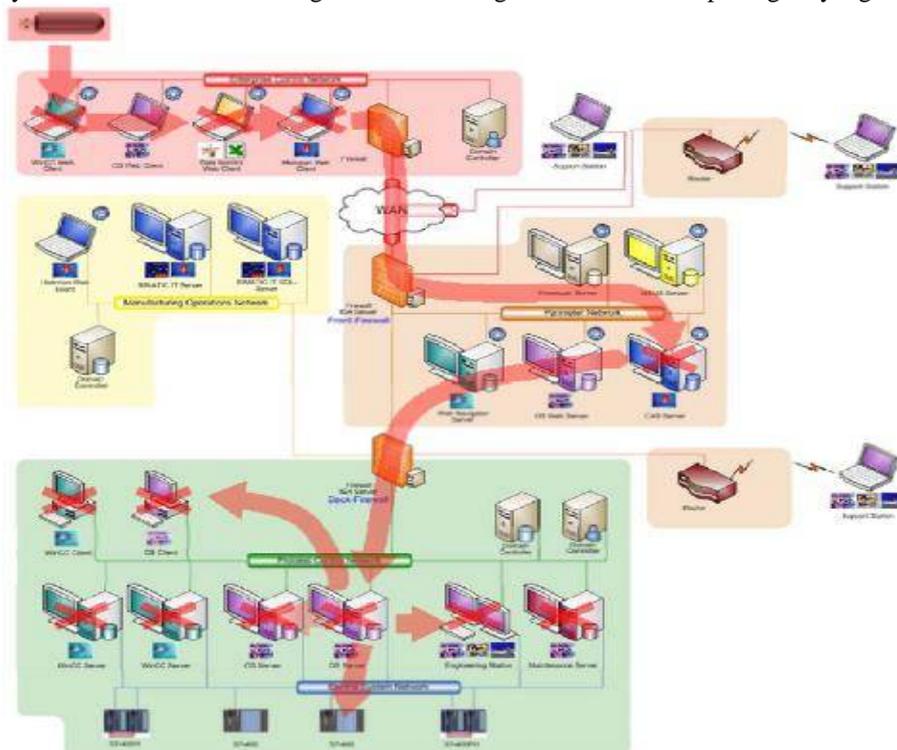
Stuxnet ini juga memanfaatkan celah-celah yang ada di dalam sistem operasi windows. Karena itu Stuxnet mampu menjelajahi celah-celah kemanan yang ada untuk menyerang sistem operasi terutama OS Windows, seperti dijelaskan pada gambar-4.

Stuxnet menggunakan Algoritma yang sangat rumit, dan memiliki tingkat intelegensi yang tinggi, karena mampu memilih celah mana yang akan dilewati.

Gambar-3: Bagaimana Stuxnet menyebar dan menginfeksi instalasi nuklir Iran di Natanz[4]



Gambar-4: Penyebaran Stuxnet dalam menginfeksi dan mengambil alih kendali perangkat yang menjadi target[2]



4. ANALISIS POTENSI INFEKSI STUXNET PADA REAKTOR NON DAYA

Saat ini Indonesia memiliki 3 reaktor non daya (reaktor penelitian), yaitu:
 Reaktor Kartini (100 kW) yang dioperasikan oleh Pusat Teknologi

Akselerator dan Proses Bahan (PTAPB) – BATAN Yogyakarta;
 Reaktor TRIGA 2000 Bandung (2000 kW) yang dioperasikan oleh Pusat Teknologi Nuklir Bahan dan Radiometri (PTNBR) – BATAN Bandung;
 Reaktor Serba Guna G.A. Siwabessy (30 MW) yang dioperasikan oleh Pusat

Reaktor Serba Guna (PRSG) – BATAN Serpong.

Reaktor non daya RSG GA Siwabessy di Serpong menjadi reaktor dengan kapasitas daya terbesar. Reaktor ini juga memanfaatkan SIK dari pabrikan Siemens yaitu perangkat keras PLC S7 300 (gambar-5) dengan Simatic Net CP 5611

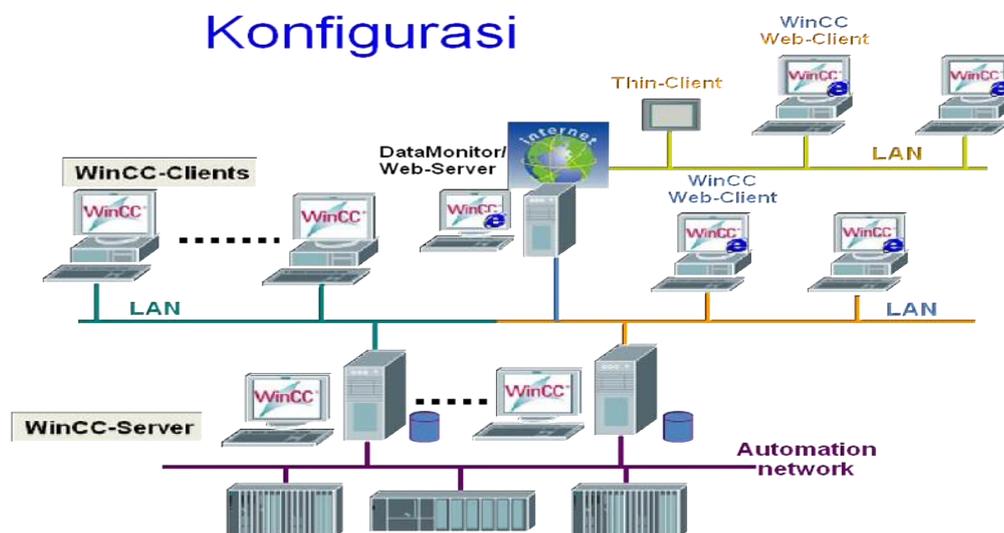
dengan interface Profibus dan perangkat lunak WinCC V.7 untuk SCADA (seperti pada gambar-6 dan 7) dan Windows XP SP3 untuk sistem operasi pada personal komputernya.

Dengan melihat konfigurasi sistem kendali pada reaktor non daya terbesar di

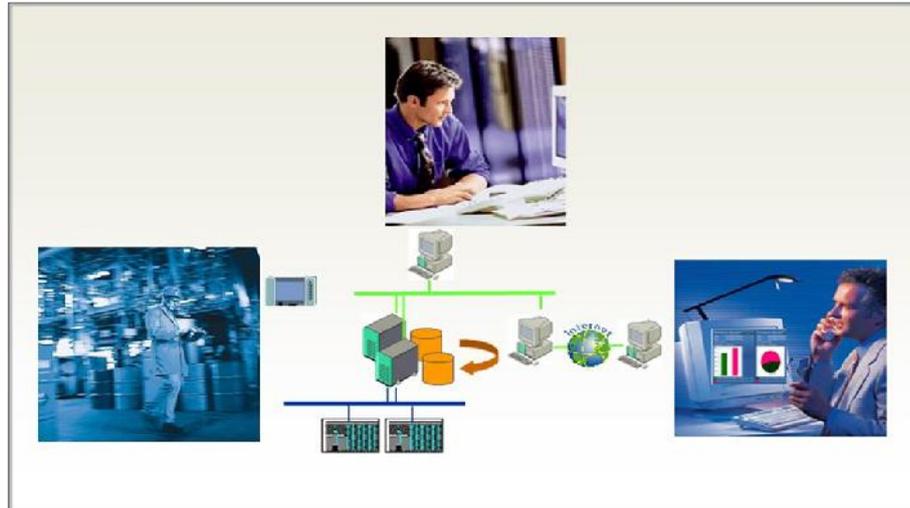
Gambar-5: PLC Siemens SIMATIC S7-300, type yang menjadi target Stuxnet[7]



Gambar-6: Sistem jaringan protokol TCP/IP monitoring, tipe protokol jaringan yang menjadi target Stuxnet[7]



Gambar-7: Informasi data monitoring dengan WinCC, tipe jaringan SCADA yang menjadi target Stuxnet[7]



Indonesia ini, bukan tidak mustahil berpotensi untuk terkena infeksi dan serangan dari Stuxnet seperti fasilitas nuklir Iran di Natanz (gambar-3).

Meskipun sampai saat ini belum ada laporan dan informasi bahwa reaktor tersebut terinfeksi Stuxnet, namun mengingat potensi bahaya malware Stuxnet ini maka badan pengawas seharusnya memberikan perhatian lebih dalam memastikan bahwa reaktor tersebut benar-benar aman dan selamat dari potensi serangan Stuxnet.

5. ANALISIS KESELAMATAN DAN TINDAKAN PENCEGAHAN

Melihat begitu besar dampak yang diakibatkan oleh serangan Stuxnet, yaitu mampu menginfeksi dan mengambil alih fungsi kendali terhadap perangkat yang menjadi target, maka beberapa pakar keamanan dan antivirus mulai meneliti dan mengembangkan *system patch* dan *removal* untuk malware ini, termasuk salah satunya adalah Siemens untuk mengamankan produknya.

Beberapa langkah-langkah yang dapat dilakukan untuk mengatasi potensi serangan Stuxnet adalah:

1. Membatasi pemanfaatan media penyimpanan portable seperti flashdisk, hardisk eksternal dan lainnya;
2. Jika tidak benar-benar diperlukan, tidak disarankan menggunakan jaringan internet pada SIK, seperti penggunaan *virtual private network* (VPN);
3. Melakukan *system patch* dan *removal* terhadap sistem operasi SCADA yang digunakan;
4. Selalu aktif mengupdate anti malware secara rutin;
5. Selalu aktif mengupdate sistem operasi Windows sesuai *service pack*-nya;
6. Menggunakan sistem operasi *open source* berbasis linux yang sampai saat ini cenderung masih aman.

Meskipun usaha antisipasi terhadap Stuxnet semakin aktif dilakukan, namun regenerasi varian malware baru pun sudah mulai bermunculan. Tercatat malware yang disebut sebagai Duqu telah menyerang pada September 2011 dan malware Flame pada Mei 2012, yang diperkirakan terkait dengan pengembangan Stuxnet.

Untuk memastikan aspek keamanan dan keselamatan dalam reaktor non daya di Indonesia dibutuhkan peran badan pengawas untuk lebih memberikan

pengawasan, apalagi adanya rencana pengembangan monitoring parameter keselamatan operasi reaktor non daya yang akan memanfaatkan jaringan internet dan perangkat SIK dari pabrikan yang menjadi target malware ini.

6. KESIMPULAN

- a) Pakar keamanan (*security*) digemparkan oleh infeksi dan serangan malware pada fasilitas *Nuclear Power Plant, Traffic Control, Oil Plant, Bank, dan Manufaktur*.
- b) Stuxnet merupakan malware perusak yang menargetkan untuk menginfeksi dan mengendalikan instalasi nuklir Iran yang menggunakan perangkat SIK pabrikan Siemens[8].
- c) Dampak serangan stuxnet adalah menginfeksi dan mampu mengambil alih fungsi kendali terhadap perangkat yang menjadi target.
- d) Reaktor non daya di Indonesia (terutama RSG GA Siwabessy) yang menggunakan SIK pabrikan Siemens berpotensi menjadi target serangan Stuxnet.
- e) Kehadiran malware varian baru seperti Duqu dan Flame yang mengancam dan melanjutkan serangan untuk periode berikutnya.
- f) Dibutuhkan peran badan pengawas untuk lebih memberikan pengawasan, terkait rencana pengembangan monitoring pada reaktor non daya dengan memanfaatkan protokol TCP/IP.

7. DAFTAR PUSTAKA

- [1] Siwar Kriaa, Marc Bouissou, Ludovic Pietre; *Modelling the Stuxnet Attack with BDMP: Toward More*

Formal Risk Assessments; Grenoble Institute of Technology; Grenoble 38402 France.

- [2] Aleksandr Matrosov; Eugene Rodionov; David Harley; Juraj Malcho; *ESET: Stuxnet Under the Microscope*; Revision 1.31.
- [3] http://en.wikipedia.org/wiki/Main_Page
<http://en.wikipedia.org/wiki/Stuxnet>; diakses pada Rabu, 24 April 2013 22:20 wib.
- [4] Eric Byres, P. Eng. ISA Fellow; Andrew Ginter, CISSP; Joel Langill, CEH, CPT, CCNA; *How Stuxnet Spreads – A Study of Infection Paths in Best Practice Systems*; Ver.1.0; Published February 22, 2011.
- [5] Nicolas Falliere, Liam O Murchu, Eric Chien; *W32: Stuxnet Dossier*; Ver1.0; September 2010.
- [6] <http://m.portal.paseban.com>
<http://m.portal.paseban.com/?mod=content&act=read&id=35802>
diakses pada Selasa, 23 April 2013 09:20 wib.
- [7] Tim Sistem Instrumentasi dan Kendali PRSG GAS; *Komputer Sistem Prosesdi Reaktor RSG-GAS*; BATAN; 2012.
- [8] Dorothy E. Denning; *Stuxnet: What Has Changed?*; Future Internet ISSN 1999-5903; Department of Defense Analysis, Naval Postgraduate School, 589 Dyer Road, Monterey, CA 93943, USA; Published: 16 July 2012.

TANYA JAWAB DAN DISKUSI

1. Penanya : Catur Febriyanto

Pertanyaan:

- a) 1. Jika yang digunakan oleh Siemens merupakan non open source (Ex Win OS) apakah dengan menggunakan sistem yang open source dapat menjamin keamanan dari SIK tersebut
- b) Bagaimana antisipasi dan tindakan dari BAPETEN, apabila suatu sistem instrumentasi dan kendali dari suatu instansi terkena serangan virus stuxnet ini?

Jawaban:

- a) 1. Malware Stuxnet sengaja didesain untuk menyabotase perangkat dengan sistem operasi MS Windows dan sistem instrumentasi dan kendali pabrikan siemens seperti Win CC PCS7; PLC S7 300. jadi untuk sistem operasi open source berbasis linux sampai saat ini cenderung lebih aman terhadap malware Stuxnet
- b) Tindakan badan pengawas terhadap instalasi yang terkena serangan Stuxnet adalah dengan membersihkan instalasi tersebut dengan menggunakan system patch & removal, selanjutnya memastikan bahwa instalasi benar-benar bersih dari infeksi stuxnet dan baru boleh dizinkan untuk beroperasi kembali, namun dengan catatan telah dilakukan antisipasi terhadap sistem operasi dari PC&Win CC yang digunakan untuk mencegah dan menghindari serangan dari Stuxnet kembali.

Inspeksi Kesehatan dan Keselamatan Kerja (K3) Sebagai Alat Evaluasi Penerapan Budaya Keselamatan di Instalasi Elemen Bakar Eksperimental

Eko Yuli R, Mu'nisatun Sholikhah, Torowati, Ganisa K. Suryaman
Pusat Teknologi Bahan Bakar Nuklir, BATAN

ABSTRAK

INSPEKSI KESEHATAN DAN KESELAMATAN KERJA (K3) SEBAGAI ALAT EVALUASI PENERAPAN BUDAYA KESELAMATAN DI INSTALASI ELEMEN BAKAR EKSPERIMENTAL (IEBE). Keselamatan dalam pengoperasian instalasi nuklir seperti IEBE harus menjadi pertimbangan dan prioritas utama. Berbagai penelitian menunjukkan bahwa sebagian besar kecelakaan dan kesalahan ketika bekerja terjadi akibat perilaku yang tidak selamat. Oleh karena itu, untuk mencapai tingkat keselamatan yang tinggi, perlu ditumbuhkan budaya keselamatan di lingkungan IEBE. Salah satu alat bantu untuk mengetahui kinerja penerapan budaya keselamatan adalah dengan inspeksi Keselamatan dan Kesehatan Kerja (K3). Inspeksi K3 di IEBE dilakukan satu kali dalam satu tahun Inspeksi dilakukan oleh seluruh karyawan yang bekerja di IEBE dengan objek inspeksi yaitu laboratorium IEBE (ruang kendali kualitas, ruang proses dan gudang). Inspeksi dilakukan pula oleh pimpinan senior PTBN dan BATAN. Para pimpinan dan karyawan diminta untuk mengisi form inspeksi. Data inspeksi pada makalah ini merupakan hasil dari inspeksi pada tahun 2010 dan 2011. Dari hasil inspeksi K3 IEBE tahun 2010 dan 2011 diketahui bahwa secara umum pekerja telah lebih peduli dengan keselamatan. Penurunan kebersihan dan kerapian di HR 24 pada tahun 2011 disebabkan oleh intensitas kerja yang tinggi.

Kata kunci: Inspeksi, Keselamatan, Kesehatan, Budaya Keselamatan.

ABSTRACT

HEALTH AND SAFETY INSPECTION AS A TOOL TO EVALUATE THE IMPLEMENTATION OF SAFETY CULTURE IN EXPERIMENTAL FUEL ELEMENT INSTALLATION (EFEI). Safety has become a very important aspect in the operation of Nuclear installation. Studies show that most of the accidents happened because of the unsafe action of the workers. Safety Culture is implemented in EFEI in order to minimize the unsafe action and to reach the high level of safety in EFEI operation. Health and safety inspection is one of the tools to evaluate the safety culture in EFEI. The inspection is done once a year by staffs and manajers in EFEI. The Inspection was done at 2010 and 2011. The result shows that, generally, the implementation of the safety culture in EFEI is improving although the score in HR 24 room was decreasing due to high working load.

Key Words: Health and Safety Inspection, Safety Culture

I. Pendahuluan

Instalasi elemen bakar eksperimental (IEBE) merupakan salah satu instalasi nuklir milik BATAN yang terletak di kawasan nuklir Serpong. Instalasi ini digunakan untuk litbang teknologi produksi bahan bakar nuklir untuk reaktor daya (PLTN), yaitu: Pemurnian dan konversi *Yellow Cake* menjadi serbuk UO_2 derajat nuklir, dan Fabrikasi perangkat bakar nuklir untuk PLTN tipe reaktor air berat (HWR). Mengingat potensi bahaya yang ada dan risiko yang ditimbulkan, maka keselamatan dalam pengoperasian instalasi nuklir seperti IEBE harus menjadi pertimbangan dan prioritas utama. Berbagai penelitian menunjukkan bahwa sebagian besar kecelakaan dan kesalahan ketika bekerja terjadi akibat perilaku yang tidak selamat. Oleh karena itu, untuk mencapai tingkat keselamatan yang tinggi, perlu ditumbuhkan budaya keselamatan di lingkungan IEBE.

Budaya keselamatan merupakan suatu gabungan karakteristik sikap yang terbentuk pada manusia dan organisasi yang menyatakan bahwa keselamatan merupakan aspek yang utama. Budaya keselamatan hendaknya perlu untuk selalu ditingkatkan. Berdasarkan dokumen IAEA GSG 3.5 tentang *The Management System For Nuclear Installation*, terdapat lima karakteristik budaya keselamatan. Kelima hal tersebut adalah Keselamatan adalah nilai yang dikenal baik, Kemimpinan keselamatan adalah jelas,

akuntabilitas untuk keselamatan adalah jelas, Keselamatan adalah pendorong pembelajaran, dan keselamatan terintegrasi didalam semua kegiatan.

Penguatan budaya keselamatan di IEBE semakin intensif dilakukan sejak tahun 2006. Adapun beberapa contoh penerapan budaya keselamatan di IEBE adalah adanya briefing pagi setiap pagi sebelum para pekerja bekerja di laboratorium, pembuatan *Hazard Identification Risk Assessment and Determining Control* (HIRADC) untuk setiap pekerjaan, tersedianya poster-poster dan display-display yang berkaitan dengan keselamatan dan masih banyak lagi. Untuk mengetahui sejauh mana kemajuan penerapan budaya keselamatan di IEBE, maka diperlukan suatu tools untuk menilai tentang hal ini. Salah satu alat bantu untuk mengetahui kinerja penerapan budaya keselamatan adalah dengan inspeksi Keselamatan dan Kesehatan Kerja (K3).

II. Inspeksi K3

Inspeksi Keselamatan dan Kesehatan Kerja mempunyai peranan penting didalam program pencegahan kecelakaan. Inspeksi merupakan salah satu alat kontrol manajemen yang bersifat klasik, tetapi masih sangat relevan dan secara luas sudah banyak diterapkan dalam upaya menemukan masalah yang dihadapi dilapangan, termasuk untuk memperkirakan besarnya resiko. Kecelakaan disebabkan oleh beberapa faktor penyebab yaitu :

Unsafe condition / keadaan yang tidak aman

Unsafe action / tindakan yang tidak aman

Atau kombinasi keduanya

Dengan demikian bahwa usaha-usaha untuk mencegah terjadinya kecelakaan diawali dengan mampu menemukan faktor penyebab diatas, dengan melakukan inspeksi secara teratur, terencana dan sistimatis.

Inspeksi keselamatan kerja bukan untuk mencari kesalahan tetapi untuk menyakinkan apakah semua tata kerja dilaksanakan sesuai norma-norma keselamatan dan Kesehatan Kerja. Maksud dan Tujuan diadakannya Inspeksi Keselamatan dan Kesehatan Kerja diantaranya adalah:

1. Mengidentifikasi problem-problem yang mungkin terjadi
2. Mengidentifikasi kekurangan-kekurangan pada peralatan.
3. Mengidentifikasi tindakan tidak standar / tidak aman pekerja
4. Mengidentifikasi dampak dari perubahan / pergantian suatu proses / material

5. Mengidentifikasi kekurangan-kekurangan dalam suatu perbaikan

6. Melokalisasi dan menetralsir bahaya-bahaya yang ada.

III. Metode

Inspeksi K3 di IEBE dilakukan satu kali dalam satu tahun. Kegiatan inspeksi rutin K3 di IEBE telah dilakukan sejak tahun 2009. Inspeksi dilakukan oleh seluruh karyawan yang bekerja di IEBE, dengan objek inspeksi yaitu laboratorium IEBE (ruang kendali kualitas, ruang proses dan gudang). Inspeksi dilakukan pula oleh pimpinan senior PTBN dan BATAN. Para pimpinan dan karyawan diminta untuk mengisi form inspeksi seperti pada lampiran 1. Data inspeksi pada makalah ini merupakan hasil dari inspeksi pada tahun 2010 dan 2011.

IV. Hasil dan Pembahasan



Gambar 1. Inspeksi di HR 23



Gambar 2. Kondisi meja kerja di HR 24



Gambar 3. Inspeksi gudang



Gambar 4. Suasana inspeksi oleh karyawan

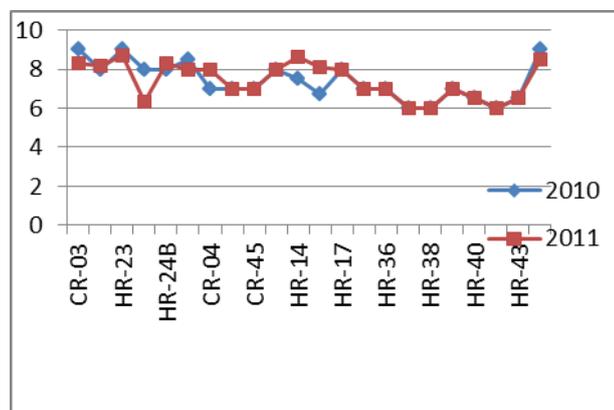


Gambar 5 . Inspeksi K3 oleh Ka. PTBN

Hasil yang diperoleh dari inspeksi K3 adalah seperti dituangkan pada Tabel 1 dibawah ini:

Tabel 1. Hasil Inspeksi K3 tahun 2010 & 2011

NO	RUANG	NILAI		KET.
		Th 2010	Th 2011	
1	CR-03	9	8,33	5-6 = Kurang 7-8 = Cukup 9 -10= Baik
2	HR-22	8	8,2	
3	HR-23	9	8,7	
4	HR-24A	8	6,3	
5	HR-24B	8	8,33	
6	HR-24C	8,5	8	
7	CR-04	7	8	
8	CR-21	7	7	
9	CR-45	7	7	
10	HR-13	8	8	
11	HR-14	7,5	8,6	
12	HR-16	6,7	8,12	
13	HR-17	8	8	
14	HR-19	7	7	
15	HR-36	7	7	
16	HR-37	6	6	
17	HR-38	6	6	
18	HR-39	7	7	
19	HR-40	6,5	6,5	
20	HR-41	6	6	
21	HR-43	6,5	6,5	
22	HR 01s/d 04 dan HR 06	9	8,5	



Gambar 6. Grafik hasil inspeksi K3 tahun 2010 dan 2011

Inspeksi K3 IEBE dilakukan untuk mendeteksi adanya indikasi ketidak selamatan dan ketidaknyamanan tempat kerja. Form inspeksi secara garis besar berisi tentang keadaan pintu darurat, *house keeping*, peralatan, limbah/sampah, prosedur kerja, P3K dan *intercom* disetiap ruang di laboratorium IEBE.

Pada tabel 1 dapat terlihat bahwa terjadi penurunan yang cukup signifikan pada tahun 2011 untuk ruangan HR-24 A. Penurunan ini terutama dari aspek kebersihan dan kerapihan ruang kerja. Diketahui bahwa pada tahu 2011, intensitas pekerjaan di ruangan tersebut meningkat. Peningkatan akitifitas di HR-24 terlihat dari logbook yang terdapat di ruangan ini. Dengan meningkatnya intensitas pekerjaan ternyata berdampak pada menurunnya kerapihan dan kebersihan pekerja di laboratorium. Padahal aspek kebersihan dan kerapihan juga merupakan salah satu aspek yang menunjang keselamatan. Selain peningkatan intensitas pekerjaan, personil yang bekerja di HR-24 A tidak hanya pekerja di IEBE saja, namun juga banyak personil yang berasal dari luar IEBE yaitu para pelajar dan juga mahasiswa yang melakukan kerja praktek dan tugas akhir di IEBE.

Penurunan nilai inspeksi keselamatan pun terjadi pada CR 04, HR24C, HR 23, HR 01-04 dan HR 06. Namun demikian penurunan yang terjadi pada ruangan tersebut tidak sebesar penurunan yang terjadi pada HR-24. Hal ini terlihat pada gambar 6. Peningkatan terjadi di ruang proses di HR- 16 dan HR 14.

Walaupun terjadi penurunan yg cukup besar di HR 24A, namun sebagian besar ruangan di laboratorium di IEBE cenderung tetap bahkan ada yang mengalami peningkatan di tahun 2011 dibandingkan dengan tahun 2010. Hal ini mengindikasikan bahwa kesadaran para personil dan manajemen terhadap keselamatan sudah semakin meningkat dibandingkan dengan tahun sebelumnya.

V. Kesimpulan

Budaya keselamatan di IEBE telah diterapkan, salah satu alat yang digunakan untuk mengetahui sejauh mana penerapan budaya keselamatan di IEBE adalah dengan inspeksi K3. Dari hasil inspeksi K3 IEBE tahun 2010 dan 2011 diketahui bahwa secara umum pekerja telah lebih peduli dengan keselamatan dibandingkan dengan tahun sebelumnya. Penurunan kebersihan dan kerapihan di HR 24 pada tahun 2011 disebabkan oleh intensitas kerja yang tinggi.

VI. Daftar Pustaka

1. Dewanto, Pandu., Hermawan, Dedi., Heni Yusri. 2011. *Kajian Penerapan Management System Inspection Tool (Msit) – Checklist Terkait Dengan Budaya Keselamatan Pada Instalasi Nuklir Non Reaktor*. Prosiding Seminar Nasional ke-17 Teknologi dan Keselamatan PLTN Serta Fasilitas Nuklir Yogyakarta.

2. Herutomo, Bambang. 2010. *Rangkuman Materi Operator Supervisor IEBE*
3. IAEA GSG 3.5.2009. *The Management System For Nuclear Installation*. Vienna: International Atomic Energy Agency.
4. Ismara, Ima. *Budaya K3 dan Performansi k3 di SMA*.

Lampiran 1



**PTBN
BATAN**

**DAFTAR PERIKSA INSPEKSI RUTIN K3
untuk ruang kendali kualitas**

Pusat Elemen Bakar Nuklir, BATAN

Kawasan PUSPIPTEK, Serpong, Tangerang

Tanggal Inspeksi			Supervisor	Nomor Ruangan
Petugas Inspeksi	1.	6	(.....)	
	2.	7		
	3	8		
	4	9		
	5	10		

No	Item yang diperiksa	Nilai						Keterangan
		5	6	7	8	9	10	
1	Apakah pintu masuk-keluar ruangan dan pintu darurat dalam keadaan berfungsi baik dan tidak ada penghalang menuju jalur evakuasi.							
2	Apakah ruangan memiliki penerangan,tata udara yang cukup(suhu, arah aliran tekanan udara) dan terlihat bersih rapi.							
3	Apakah lantai/dinding ruangan dalam keadaan baik,bersih (tidak ada retakan atau terkelupas) dan tidak ada penghalang lalu							

No	Item yang diperiksa	Nilai						Keterangan
		5	6	7	8	9	10	
	lalang pekerja.							
4	Apakah meja kerja dalam kondisi baik,,jumlah kursi cukup dan tidak terdapat benda tidak penting diatas meja.							
5	Apakah tersedia tempat sampah yang sesuai dengan ketentuan dan dalam jumlah cukup, dan bak cuci bersih.							
6	Apakah ruangan kerja digunakan untuk menangani bahan radioaktif (Uranium) dan ada tempat khusus untuk menyimpan uranium							
7	Apakah di ruangan kerja terdapat bahan kimia berbahaya,sudah diberi label dan disimpan dengan baik dan tidak ada bahan yang kadaluwarsa.							
8	Apakah gas yang mudah terbakar ditempatkan dalam keadaan aman (jauh dari sumber api dan tidak mudah roboh)							
9	Apakah setiap tabung gas memiliki tanda yang jelas (mark) tentang jenis gas di dalamnya							
10	Apakah pipa saluran gas, selang dan regulator dalam keadaan baik dan atau tetap terkoneksi dengan alat meskipun alat tidak beroperasi							
11	Apakah di ruangan kerja terdapat alat pemadam kebakaran yang sesuai dan cukup, mudah dicapai, selalu dicek tutin dan ada petunjuk pemakaian.							
12	Apakah glovebox dan fumehood berfungsi baik, tidak ada yang overloaded dan diinspeksi secara rutin,							
15	Apakah peralatan yang ada di ruang kerja terawat baik dan bersih (berfungsi atau rusak)							

No	Item yang diperiksa	Nilai						Keterangan
		5	6	7	8	9	10	
16	Apakah alat/mesin yang digunakan menangani bahan Uranium diberi simbol radiasi							
17	Apakah ada alat/mesin yang digunakan untuk menangani bahan mudah terbakar/meledak							
18	Apakah semua instrumentasi ukur pada peralatan telah dikalibrasi							
29	Apakah ada pelindung pada bagian mesin yang berputar							
20	Apakah peralatan/mesin yang dalam keadaan rusak/ dalam perbaikan telah diberi tanda yang jelas							
21	Apakah alat/mesin bila dioperasikan mengeluarkan bunyi bising (noise) dan bervibrasi							
22	Apakah log book pengoperasian dan perawatan diisi dengan konsisten dan tersedia intruksi kerja.							
23	Apakah peralatan/mesin dirawat sesuai dengan program dan skedul perawatan							
24	Apakah di ruangan kerja tersedia kotak P3K lengkap dengan isinya							

Catatan (Temuan Lain) :

.....

SUPERVISOR

(.....)

Keterangan Penilaian : 5-6 Kurang , 7- 8 cukup, 9–10 baik

TANYA JAWAB DAN DISKUSI

1. Penanya : Antonie Ruandi BBA (LSM Lingkungan Hidup FEBE)

Pertanyaan:

- a) Apakah keselamatan kerja pada R&D harus lebih ketat pada bagian "Research and Development" karena inti dari institusi BAPETAN ini lebih bersifat teknis?

Jawaban:

- a) Keselamatan di Instalasi kami (instalasi nuklir) harus jauh lebih ketat dibandingkan dengan keselamatan yang lainnya (selain di instalasi nuklir).

2. Penanya : Vatimah Zahrawati (BAPETEN)

Pertanyaan:

- a) Survei yang dilakukan hanya berdasarkan penilaian kuesioner. Apakah ada metode survei lain seperti wawancara langsung atau survei langsung ke lapangan?
b) Setelah didapatkan hasil, apa tindak lanjut yang dilakukan?

Jawaban:

- a) Belum ada.
b) Akan digunakan sebagai acuan untuk lebih meningkatkan dalam penerapan di bidang keselamatan (budaya keselamatan).

3. Penanya : Nanang Triagung EH (BAPETEN)

Pertanyaan:

- a) Disamping metode survey dengan kuesioner, apakah dilakukan juga metode lain untuk mengetahui sejauhmana penerapan budaya keselamatan di IEBE PTBN? Jika

ada perbandingan hasilnya seperti apa?

Jawaban:

- a) Sampai saat ini belum ada metode lain yang dilakukan selain survey dengan kuesioner.

KESIAPAN PEMEGANG IZIN TERHADAP IMPLEMENTASI PP DAN PERKA BAPETEN MENGENAI ANALISIS KESELAMATAN REAKTOR NONDAYA (MT)

Endiah Puji Hastuti

endiah@batan.go.id

Pusat Teknologi Reaktor dan Keselamatan Nuklir-BATAN
Gedung 80, Kawasan PUSPIPTEK, Serpong, Tangerang 15310

ABSTRAK

KESIAPAN PEMEGANG IZIN TERHADAP IMPLEMENTASI PP DAN PERKA BAPETEN MENGENAI ANALISIS KESELAMATAN REAKTOR NONDAYA. Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) telah mengeluarkan berbagai regulasi terkait keselamatan untuk mengatur pemanfaatan pengoperasian reaktor non daya, mulai dari izin tapak hingga penyimpanan limbah. Makalah ini bertujuan untuk mengkaji kesiapan pemegang izin (PI) dalam mengimplementasikan peraturan pemerintah dan peraturan kepala BAPETEN terkait analisis keselamatan reaktor non daya. Laporan Analisis Keselamatan (LAK) adalah dokumen yang harus dimiliki oleh pemilik/pengoperasi reaktor nuklir, berisi analisis keselamatan untuk menjamin keselamatan pengoperasian reaktor nuklir. Peraturan yang dimaksud adalah: peraturan pemerintah Republik Indonesia Nomor 54 Tahun 2012 tentang Keselamatan dan Keamanan Instalasi Nuklir; Perka Nomor 8 Tahun 2012 Tentang Penyusunan Laporan Analisis Keselamatan Reaktor Nondaya dan Perka Nomor 5 Tahun 2012 tentang Keselamatan dalam Utilisasi dan Modifikasi Reaktor Nondaya, serta sumber kajian lainnya. Dalam lingkup BATAN tugas seorang pemegang izin reaktor nondaya besar seperti RSG-GAS dibantu oleh panitia keselamatan, yang beranggotakan para ahli berasal dari lintas satker di Serpong. Dalam mengimplementasikan perka dan PP, pemegang izin dibantu oleh panitia penilai keselamatan yang independen sejak tahap konstruksi dimulai. Dari hasil kajian Pemegang izin pengoperasian reaktor siap dan dapat memenuhi peraturan yang ditetapkan melalui pelatihan dan pembentukan tim penyusun analisis keselamatan serta adanya panitia keselamatan.

Kata kunci: perka bapeten, keselamatan reaktor, pemegang izin, LAK, modifikasi

ABSTRACT

PREPAREDNESS OF LICENSE HOLDERS TO IMPLEMENTATION OF PP AND PERKA BAPETEN OF NON POWER REACTOR SAFETY ANALYSYS. Nuclear Energy Regulatory Board (BAPETEN) has issued various regulations in relation to the safety in order to regulate the utilization of non-power reactors, from the site permit until the waste depository permit. This paper aims to assess the preparedness of the license holder in implementing the government rules and BAPETEN regulations for non power reactor safety. Safety Analysis Report (SAR) is a document which is owned by the license holder / nuclear reactor operator. SAR contains a systematic analysis to ensure the safety of operation of the nuclear reactor. In this paper, the regulations are the government regulation of the Republic of Indonesia Number 54/2012 on Safety and Security of Nuclear Installations, Bapeten Regulatory No. 8/2012 on Preparation of non-power Reactor Safety Analysis Report, and Bapeten Regulatory No. 5/2012 concerning Safety in the Utilization and Modification of non-power reactor, as well as the sources of other study. Within the scope of the BATAN task, a large non-powered reactor licensees such as RSG-GAS, is supported by a safety committee, which consists of experts from other institutions in Serpong. To implement Bapeten and Government rules, a committee of safety supports the permit holder as independent assessors since construction began. The results of the study show that license holder is ready and able to meet the regulations through training and the establishment of the safety analysis report contributors and the safety committee.

Keywords: bapeten regulation, reactor safety, license holder, SAR, modification

PENDAHULUAN

Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) telah mengeluarkan berbagai regulasi terkait keselamatan untuk mengatur pemanfaatan pengoperasian reaktor non daya, mulai dari izin tapak hingga modifikasi. Reaktor Nondaya adalah reaktor nuklir yang memanfaatkan neutron dan radiasi hasil pembelahan nuklir. Peraturan tersebut diadopsi dari peraturan badan tenaga atom internasional (*IAEA=International Atomic Energy Agency*), melalui pembahasan yang komprehensif dengan melibatkan *stake holder*. Mengingat terdapat beberapa perka yang saling terkait tentang keselamatan mengenai reaktor non daya maka pemegang izin perlu mencermati untuk dapat memenuhi peraturan-peraturan tersebut. Pemegang izin pengoperasian reaktor non daya dalam hal ini adalah kepala pusat setingkat eselon II di BATAN, masing-masing kepala reaktor GA Siwabessy di Serpong, kepala reaktor TRIGA 2000 di Bandung dan kepala reaktor Kartini bertanggung jawab terhadap penggunaan izin tersebut. Organisasi BATAN sesuai PERKA BATAN No. 123 tahun 2007 tentang Rincian Tugas Unit Kerja di Lingkungan BATAN telah mengatur kewenangan masing-masing satker pemegang izin. Untuk itu diperlukan suatu pengaturan strategi yang tepat agar implementasi perka BAPETEN dapat berjalan dengan baik.

Ruang lingkup kajian dibatasi pada peraturan pemerintah mengenai keselamatan dan keamanan Instalasi Nuklir secara umum, yang menjadi dasar dari perka keselamatan instalasi nuklir. Selain itu juga dipilih perka yang terkait pengoperasian, laporan, utilisasi dan modifikasi reaktor dimana di dalam penerapannya perka-perka ini memerlukan pembaruan analisis. Makalah ini bertujuan untuk mengkaji kesiapan pemegang izin dalam mengimplementasikan peraturan pemerintah dan peraturan kepala

BAPETEN terkait keselamatan reaktor. Peraturan yang dimaksud adalah: peraturan pemerintah Republik Indonesia Nomor 54 Tahun 2012 tentang Keselamatan dan Keamanan Instalasi Nuklir; Perka Nomor 8 Tahun 2012 Tentang Penyusunan Laporan Analisis Keselamatan Reaktor Nondaya dan Perka Nomor 5 Tahun 2012 tentang Keselamatan dalam Utilisasi dan Modifikasi Reaktor Nondaya, serta sumber kajian lainnya.

Metode kajian yang dilakukan adalah mengkaji, mencermati peraturan pemerintah dan perka BAPETEN terkait keselamatan, peraturan IAEA terkait keselamatan, perka BATAN terkait struktur organisasi, serta menganalisis kesiapan pemegang izin sesuai dengan kondisi saat ini. Analisis dilakukan langsung di dalam peraturan-peraturan tersebut.

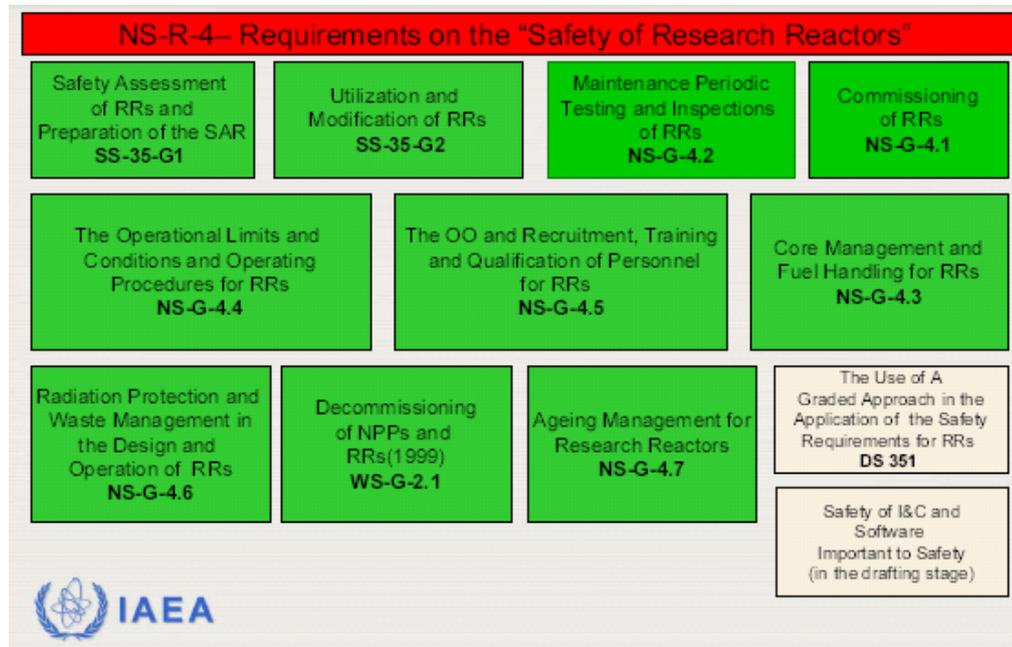
POKOK-POKOK BAHASAN

1. Standard Keselamatan IAEA Untuk Reaktor Riset

Badan Tenaga Nuklir Internasional (*IAEA=International atomic energy agency*), telah mengatur mengenai standar keselamatan reaktor riset melalui berbagai peraturan. Standar keselamatan IAEA merefleksikan konsensus Internasional yang merupakan level keselamatan tertinggi, hal ini menjadi dasar bagi IAEA untuk memberikan bantuan pelayanan review. Standar keselamatan mencakup semua bidang penting untuk keselamatan reaktor riset dan memberikan dukungan penerapan *code of conduct* IAEA untuk keselamatan reaktor riset. Standar keselamatan dimaksudkan untuk digunakan oleh semua organisasi yang terlibat dalam reaktor riset, termasuk organisasi pengoperasi, badan regulator, user, desainer, dan pemasok. Standar keamanan menggunakan bahasa peraturan yang memungkinkan untuk digunakan dalam peraturan keselamatan nasional, dan pengembangan panduan peraturan nasional. Gambar 1 menampilkan diagram

persyaratan keselamatan yang diperlukan oleh reaktor riset, berdasarkan peraturan

IAEA NS.R4 tentang *Requirements on the "Safety of Research Reactors"*.



Gambar 1. Diagram peraturan IAEA untuk standar keselamatan reaktor riset^[1]

Standar keselamatan tersebut telah dibuat dalam peraturan pemerintah dan peraturan kepala Bapeten. Untuk membedakan antara reaktor riset yang memanfaatkan hasil fisi untuk daya dan neutronnya, maka selanjutnya reaktor riset yang memanfaatkan neutronnya disebut reaktor non daya. Seperti dijelaskan dalam ruang lingkup peraturan yang dipilih dalam kajian ini hanya yang terkait dengan peraturan yang memerlukan analisis berkelanjutan.

2. Peraturan Pemerintah Republik Indonesia Nomor 54 Tahun 2012 Tentang Keselamatan Dan Keamanan Instalasi Nuklir

Peraturan pemerintah ini bertujuan untuk mewujudkan keselamatan dan keamanan instalasi nuklir, setiap badan hukum yang akan melaksanakan pembangunan, pengoperasian, dan

dekomisioning wajib memiliki izin dari Kepala BAPETEN.

Keselamatan instalasi nuklir ditujukan untuk melindungi pekerja, masyarakat, dan lingkungan hidup, yang dilakukan melalui upaya pertahanan yang efektif terhadap timbulnya bahaya radiasi di instalasi nuklir^[2].

Keamanan instalasi nuklir ditujukan untuk:

1. Mencegah penyimpangan terhadap pemanfaatan bahan nuklir dari tujuan damai; dan
2. Mencegah, mendeteksi, menilai, menunda, dan merespons tindakan pemindahan bahan nuklir secara tidak sah dan sabotase instalasi dan bahan nuklir.

Keselamatan dan keamanan instalasi nuklir meliputi:

1. Teknis keselamatan instalasi nuklir;
2. Teknis keamanan instalasi nuklir;

3. Manajemen keselamatan dan keamanan instalasi nuklir; dan
4. Kesiapsiagaan dan penanggulangan kedaruratan nuklir.

3. Perka Penyusunan Laporan Analisis Keselamatan Reaktor Nondaya

Perka Nomor 8 Tahun 2012 ini mengatur tentang Penyusunan Laporan Analisis Keselamatan Reaktor Nondaya^[3]. Pembangunan instalasi nuklir mensyaratkan adanya Laporan Analisis Keselamatan. Laporan Analisis Keselamatan yang selanjutnya disingkat LAK adalah dokumen keselamatan yang berisi informasi tentang instalasi nuklir, desain, analisis keselamatan dan ketentuan untuk mengurangi risiko terhadap masyarakat, personil operasi dan lingkungan hidup.

LAK adalah dokumen yang harus dimiliki oleh pemilik/pengoperasi reaktor nuklir. Berisi analisis keselamatan melalui analisis yang sistematis dan menjamin keselamatan pengoperasian reaktor nuklir. Berisi bab-bab yang disusun secara sistematis sesuai petunjuk IAEA dan BAPETEN. Tahapan penyusunan Laporan Analisis Keselamatan (LAK) reaktor terdiri dari 3 tahap yaitu: LAK awal, LAK *intermediate* dan LAK final. Masing-masing LAK ini memiliki tujuan yang berbeda, LAK awal (*preliminary SAR*) bertujuan agar pihak badan pengawas dapat melakukan kajian awal sebagai pertimbangan dikeluarkannya izin pembangunan reaktor. LAK *intermediate* untuk mengakomodir apabila dalam penyusunan akan mengalami beberapa revisi sesuai dengan perkembangan desain yang lebih detail. Sedangkan LAK final untuk memperoleh Izin Komisioning dan Pengoperasian rutin dari badan pengawas. Pada umumnya LAK pada tahap awal dan *intermediate* dilakukan vendor, sedangkan LAK akhir dibuat atas nama pemilik reaktor. LAK final ini perlu dievaluasi dan diperbarui setelah dilakukan tahap komisioning, agar terdapat catatan mengenai kesesuaian atau ketidaksesuaian

antara desain dan hasil komisioning pengoperasian reaktor. Selanjutnya BAPETEN perlu mengevaluasi untuk perizinan operasi selanjutnya.

Ketentuan umum Perka BAPETEN Nomor 8 tahun 2012 terdiri dari batang tubuh perka dan lampiran. Tujuan perka untuk memberikan ketentuan bagi pemegang izin dalam penyusunan dokumen laporan analisis keselamatan reaktor nondaya. Perka ini mengatur mengenai format dan isi bab – bab LAK. Selain itu pasal ini juga telah mengakomodir mengenai penyusunan dan pemutakhiran LAK. Susunan LAK terdiri dari 20 bab sesuai ketentuan IAEA, sangat jelas, runut dan tidak diperkenankan untuk mengubah susunan bab. Ketentuan dalam peraturan kepala BAPETEN ini diberlakukan berdasarkan pendekatan pemingkatan, sesuai dengan potensi bahaya radiologi dari reaktor nondaya. Hal ini perlu mengingat Indonesia dalam hal ini BATAN memiliki 3 reaktor non daya yang dapat dikategorikan sebagai reaktor daya rendah (reaktor Kartini 100 KW dan reaktor TRIGA2000), dan reaktor daya tinggi (RSG GA Siwabessy 30 MW). Kategorisasi ini penting mengingat adanya perbedaan sistem yang signifikan, yang berdampak pada perbedaan analisis keselamatan yang harus dilakukan. Analisis untuk keselamatan untuk reaktor daya tinggi mencakup sistem pendinginan konveksi paksa dan analisis keselamatan kegagalan komponen utama terkait keselamatan, berbasis DBA (*design basis accident*), sedangkan pada reaktor daya rendah yang hanya menggunakan moda pendinginan konveksi bebas tidak memerlukan analisis tersebut.

Susunan dan penomoran bab dalam LAK adalah sebagai berikut:

Tabel 1. Susunan laporan analisis keselamatan reaktor non daya^[3]

NO. BAB	ISI
BAB I.	PENDAHULUAN
BAB II.	TUJUAN KESELAMATAN DAN PERSYARATAN DESAIN
BAB III.	KARAKTERISTIK TAPAK
BAB IV.	GEDUNG DAN STRUKTUR
BAB V.	REAKTOR
BAB VI.	SISTEM PENDINGIN REAKTOR DAN SISTEM TERKAIT
BAB VII.	FITUR KESELAMATAN TEKNIS
BAB VIII.	SISTEM INSTRUMENTASI DAN KENDALI
BAB IX.	SISTEM CATU DAYA LISTRIK
BAB X.	SISTEM PENDUKUNG
BAB XI.	UTILISASI REAKTOR
BAB XII.	PROTEKSI DAN KESELAMATAN RADIASI
BAB XIII.	PELAKSANAAN OPERASI
BAB XIV.	PENGELOLAAN DAN PEMANTAUAN LINGKUNGAN
BAB XV.	KOMISIONING
BAB XVI.	ANALISIS KESELAMATAN
BAB XVII.	BATASAN DAN KONDISI OPERASI
BAB XVIII.	SISTEM MANAJEMEN
BAB XIX.	DEKOMISIONING
BAB XX.	KESIAPSIAGAAN DAN PENANGGULANGAN KEDARURATAN NUKLIR

4. Perka Keselamatan dalam Utilisasi dan Modifikasi Reaktor Nondaya

Perka nomor 5 Tahun 2012 ini mengatur persyaratan keselamatan utilisasi dan modifikasi reaktor nondaya dan perangkat kritis^[4]. Peraturan ini bertujuan memberi ruang kepada pemegang izin untuk dapat memodifikasi reaktor guna utilisasi sejauh tidak melanggar batas kondisi operasi (BKO) yang telah ditetapkan oleh pemilik reaktor dan telah disetujui oleh BAPETEN.

Yang dimaksud utilisasi atau pemanfaatan reaktor di sini adalah penggunaan instalasi nuklir, penggunaan eksperimen atau penggunaan peralatan eksperimen selama operasi instalasi nuklir. Utilisasi yang perlu dimintakan izin adalah utilisasi yang belum tercantum dalam laporan analisis keselamatan reaktor

nondaya. Di dalam peraturan tersebut utilisasi dikategorisasikan berdampak besar terhadap keselamatan apabila:

- a. Menyebabkan perubahan BKO;
- b. Mempengaruhi struktur, sistem dan komponen yang penting untuk keselamatan; atau
- c. Menimbulkan potensi bahaya yang sifatnya berbeda atau kemungkinan terjadinya lebih besar dari yang dianalisis dalam laporan analisis keselamatan.

Modifikasi adalah setiap upaya yang mengubah sistem, struktur, dan komponen yang penting untuk keselamatan, termasuk pengurangan dan/atau penambahan. Sedangkan BKO adalah seperangkat ketentuan operasi untuk menetapkan batas parameter, kemampuan fungsi, dan tingkat kinerja peralatan dan personil, yang telah disetujui oleh Kepala Badan Pengawas Tenaga

Nuklir untuk pengoperasian instalasi nuklir dengan selamat. Modifikasi dikategorisasi berdampak besar terhadap keselamatan apabila:

- a. Menyebabkan perubahan BKO; atau
- b. Menimbulkan potensi bahaya yang sifatnya berbeda atau kemungkinan terjadinya lebih besar dari yang dianalisis dalam laporan analisis keselamatan.

Kategorisasi besar atau kecilnya utilisasi bergantung pada penilaian badan pengawas, dimana untuk penilaian tersebut telah disediakan kuesioner yang harus diisi dalam pengajuan izin utilisasi dan atau modifikasi. Dalam hal utilisasi dan modifikasi berdampak besar maka analisis keselamatan harus dilakukan dan diajukan oleh pemegang izin kepada badan pengawas untuk dimintakan izin. Sebelum

melaksanakan utilisasi yang berdampak besar terhadap keselamatan, PI harus menyusun dan menetapkan dokumen:

- a. program utilisasi; dan
- b. sistem manajemen utilisasi.

Sedangkan untuk modifikasi ketentuannya adalah permohonan perubahan izin operasi dengan menyampaikan bagian dari laporan analisis keselamatan reaktor nondaya (*addendum*) yang mengalami perubahan kepada Kepala BAPETEN sebelum struktur, sistem, dan komponen yang dimodifikasi akan dioperasikan.

Susunan bagian LAK untuk utilisasi dan modifikasi yang harus disampaikan telah ditentukan oleh perka ini, seperti terlihat dalam Tabel 2, sedangkan jenis analisis keselamatan yang harus dilakukan ditampilkan pada Tabel 3.

Tabel 2. Susunan LAK perizinan Utilisasi dan modifikasi^[4]

No.	Utilisasi	Modifikasi
1.	Pendahuluan	Pendahuluan
2.	Deskripsi utilisasi	Deskripsi modifikasi
3.	Desain, pabrikasi, dan pemasangan	Persyaratan desain
4.	Analisis keselamatan	Desain, pabrikasi, dan pemasangan
5.	Proteksi radiasi	Analisis keselamatan
6.	Penanggulangan kedaruratan nuklir	Proteksi radiasi
7.	Organisasi dan tanggung jawab	Penanggulangan kedaruratan nuklir
8.	Uraian jadwal pelaksanaan	Organisasi dan tanggung jawab
9.	-	Uraian pelaksanaan dan jadwal

Tabel 3. Analisis keselamatan yang harus dilakukan^[4]

No.	Utilisasi	Modifikasi
1.	Kegagalan komponen teras	Kegagalan komponen teras
2.	Kegagalan sistem pendingin	Kegagalan sistem pendingin
3.	Kegagalan penyungkup	Kegagalan penyungkup
4.	Kegagalan sistem catu daya listrik	Kegagalan sistem catu daya listrik
5.	Kegagalan sistem instrumentasi	Kegagalan sistem instrumentasi
6.	Kegagalan komponen lainnya	Kegagalan komponen lainnya
7.	Kesalahan manusia pada saat pelaksanaan utilisasi	Kesalahan manusia pada saat pelaksanaan modifikasi

Perbedaan susunan LAK perizinan antara utilisasi dan modifikasi (Tabel 2),

terletak pada persyaratan desain, seperti yang dibutuhkan dalam modifikasi yang

melibatkan perancangan/perubahan desain alat/komponen. Dalam hal pelaksana utilisasi dan modifikasi melibatkan pengguna dari luar/*stake holder* maka LAK dibuat oleh *stake holder* dengan melibatkan personil reaktor, pemegang izin bertanggung jawab terhadap pelaksanaan pengoperasiannya.

Analisis keselamatan utilisasi dan modifikasi merupakan bagian dari LAK perizinan. Jika diamati jenis kegagalan yang harus dianalisis antara kedua tujuan tersebut tepat sama. Dalam hal tidak terdapat kemungkinan kegagalan dari jenis kegagalan tersebut, dapat dilakukan dalam bentuk justifikasi saja, sehingga diperoleh keyakinan bahwa yang dianalisis adalah jenis kegagalan terpilih saja.

5. Periodic Safety Review (Penilaian Keselamatan Berkala)

Review LAK secara berkala harus dilakukan setiap 5 tahun. Setiap perubahan/modifikasi yang terjadi harus selalu dicatat, dilaporkan dan dimasukkan ke dalam LAK sehingga dapat dirunut oleh pihak yang membutuhkan dengan mudah. LAK menjadi dokumen yang utuh, disimpan, dapat digunakan sebagai acuan bagi pihak yang membutuhkan setiap waktu dan menjadi *long life document*. Pengaturan mengenai review laporan berkala disinggung di dalam PP No. 54/2012^[2], secara khusus tertuang di dalam perka BAPETEN. Format review LAK berkala sama dengan LAK.

HASIL DAN PEMBAHASAN

1. Organisasi Batan

Perka BATAN nomor 123 tahun 2007, tentang organisasi BATAN^[5], telah menetapkan bahwa PRSG selaku satuan kerja setingkat eselon II memiliki tugas dan fungsi mengoperasikan dan melakukan perawatan reaktor. Tidak terdapat tugas litbang, sementara untuk

mengimplementasikan PP dan Perka Bapeten terkait keselamatan reaktor nondaya memerlukan personil yang memiliki kemampuan meneliti. Reaktor nondaya, membutuhkan kepakaran dalam bidang teknologi reaktor dan administrasi serta manajemen yang efektif. Satker yang memiliki tugas dan fungsi litbang dalam bidang keselamatan reaktor adalah PTRKN, untuk itu pemegang izin dapat meminta bantuan melakukan analisis apabila diperlukan. Pemegang izin juga dibantu oleh panitia keselamatan yang dibentuk oleh kepala BATAN guna memberi masukan terkait pengoperasian reaktor yang aman.

Secara paralel sebagai operator reaktor juga dapat diberikan pelatihan dalam bentuk *coaching* untuk melakukan analisis secara independen sejauh pengoperasian reaktor untuk tujuan utilisasi dan modifikasi telah dilakukan secara berulang. Dalam hal untuk keperluan penelitian dan pengembangan maka tetap diperlukan keahlian khusus yang dilakukan secara sinergi antara operator, *stake holder* dan peneliti.

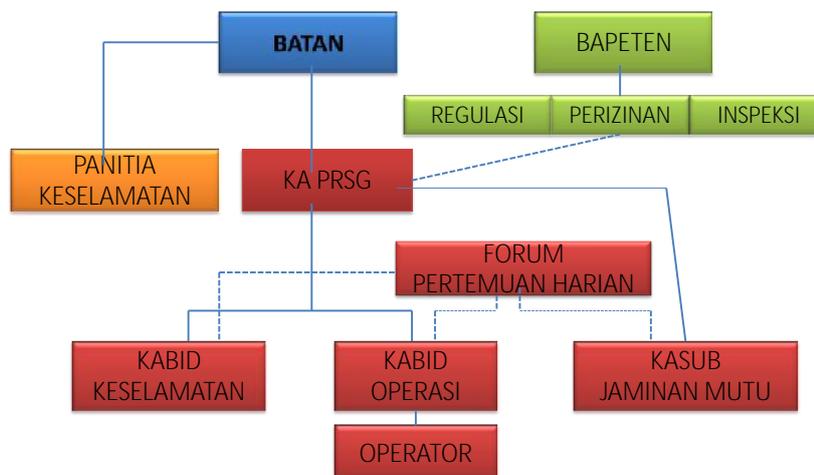
2. Peran Panitia Keselamatan

Perka nomor 2/2011 tentang Ketentuan Keselamatan Operasi Reaktor Nondaya^[6], dinyatakan bahwa PI harus membentuk panitia penilai keselamatan yang independen sejak tahap konstruksi dimulai. Anggota panitia penilai keselamatan terdiri atas beberapa personil yang ahli pada bidang-bidang yang berkaitan dengan operasi reaktor, yang berasal dari dalam dan luar organisasi pengoperasi reaktor. Fungsi, kewenangan, susunan dan tata kerja panitia penilai keselamatan harus dinyatakan secara tertulis dan didokumentasikan serta disampaikan kepada Kepala BAPETEN

Dalam lingkup BATAN tugas seorang pemegang izin reaktor nondaya besar seperti RSG-GAS dibantu oleh

panitia keselamatan, yang beranggotakan para ahli berasal dari lintas satker di Serpong. Ketua panitia adalah kepala pusat keselamatan reaktor, bersama dengan anggota yang bertugas antara lain menilai laporan operasi dan laporan analisis keselamatan yang diajukan oleh pemegang izin. Fungsi pengawasan keselamatan reaktor bersifat independen. Pemegang izin/operator reaktor harus dapat

menjelaskan laporan operasi dan LAK dalam rangka utilisasi atau modifikasi, dan setiap kejadian selama umur reaktor. Panitia keselamatan akan memberikan masukan atau solusi guna penyelesaian masalah yang ada, agar tujuan keselamatan pengoperasian reaktor tercapai. Posisi panitia keselamatan di dalam struktur manajemen pengoperasian RSG-GAS dapat dilihat pada Gambar 2.



Struktur manajemen keselamatan pengoperasian RSG-GAS

Gambar 2. Posisi Panitia Keselamatan di dalam struktur manajemen RSG-GAS^[7]

KESIMPULAN

Dari kajian di atas terdapat keyakinan bahwa pemegang izin dapat memenuhi peraturan pemerintah dan perka BAPETEN terkait analisis keselamatan reaktor nondaya dengan dibantu oleh *stake holder*, peneliti lintas satker dan tim penyusun analisis keselamatan serta adanya penilaian oleh panitia keselamatan reaktor.

Daftar Pustaka

1. Hassan Abou Yehia, *Safety Standard of Research Reactor*, IAEA, March 2010,
2. Peraturan Pemerintah Republik Indonesia Nomor 54 Tahun 2012 Tentang *Keselamatan Dan Keamanan Instalasi Nuklir*.
3. BAPETEN, Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 8 Tahun 2012 Tentang *Penyusunan Laporan Analisis Keselamatan Reaktor Nondaya*.
4. BAPETEN, Peraturan kepala badan pengawas tenaga nuklir Nomor 5 tahun 2012 Tentang *Keselamatan Dalam Utilisasi dan Modifikasi Reaktor Nondaya*.
5. BATAN, Peraturan Kepala Badan Tenaga Nuklir Nasional Nomor 123 tahun 2007 tentang *Rincian*

*Tugas Unit Kerja di Lingkungan
BATAN.*

6. BAPETEN, Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 2 tahun 2011 Tentang *Ketentuan Keselamatan Operasi Reaktor Nondaya.*
7. Endiah Puji Hastuti, *Safety Management Infrastructure for the Indonesia RSG-GAS Research Reactor*, Workshop on Developing the Safety Infrastructure for a Research Reactor In an Emerging Nuclear Power State, Argonne, Illinois, USA, 7-11 March 2011

TANYA JAWAB DAN DISKUSI

1. Penanya : Haendra S. (BAPETEN)

Pertanyaan:

- a) Apa kendala pemegang izin dalam memenuhi ketentuan PP dan Perka BAPETEN mengenai analisis keselamatan reaktor non daya?

Jawaban:

- a) PP dan Perka BAPETEN seringkali mengharuskan dilakukannya analisis scientific di luar Tusi PRSG, sehingga tidak tersedia SDM yang dapat menyelesaikannya, akibatnya hal tersebut terasa menjadi beban. Untuk itu PI perlu melakukan kerja sama dengan satker terkait dengan cara memasukkan tugas-tugas tersebut ke dalam tusi satker di luar PRSG atau dengan membuat tim kerja.

PENENTUAN ZONA TINDAKAN DALAM PROSES PENANGANAN KEDARURATAN NUKLIR/RADIOLOGI

Ade Awalludin

*Direktorat Keteknikan dan Kesiapsiagaan Nuklir
Badan Pengawas Tenaga Nuklir
Jalan Gajah Mada No 8 Jakarta*

ABSTRAK

Telah dilakukan kajian penentuan zona tindakan dalam proses penanganan kedaruratan nuklir/radiologi. Kajian ini mempertimbangkan tingkat bahaya radiologi dalam proses penanganan kedaruratan nuklir/radiologi yang terjadi di luar instalasi nuklir. Penanganan kedaruratan nuklir sama dengan penanganan kedaruratan lainnya dengan menambahkan prinsip proteksi radiasi. Kajian ini bertujuan untuk memberikan panduan dalam pembuatan perimeter keselamatan dan keamanan luar instalasi nuklir bagi perespons awal saat terjadi kedaruratan nuklir/radiologi berdasarkan laju dosis, tingkat kontaminasi atau jarak dari pusat kejadian. Pembagian daerah kerja ini penting untuk keselamatan perespons awal dalam bekerja di lingkungan radiasi saat terjadi kedaruratan nuklir atau radiasi tanpa menyalahi prosedur yang telah berlaku di masing-masing instansi perespons awal. Batasan nilai perimeter keselamatan dan keamanan telah dibuat sesuai kondisi Indonesia untuk mampu terap di lapangan.

Kata kunci: kedaruratan nuklir/radiologi, perimeter keselamatan, perimeter keamanan, laju dosis, tingkat kontaminasi, jarak, perespons awal

ABSTRACT

Assessment has been conducted on determination of action zone in nuclear or radiological emergency. The assessment is taken into account radiological risk level in nuclear or radiological emergency management process outside nuclear installation. Managing of nuclear emergency is same as that one of other emergency by adding the principles of radiation protection. This study aims to provide guidance in making of safety and security perimeter outside the nuclear installation for first responders during nuclear/radiological emergency based on dose rate, contamination level or distance from the scene. Separation of working zone is important for first responder safety that works in radiological environment in the event of nuclear or radiation emergency without violating their standard operating procedure. Value limit of safety and security perimeter has been made according to the conditions in Indonesia and considering the applicability in practical.

Keywords: nuclear/radiological emergency, safety perimeter, security perimeter, dose rate, contamination level, distance, first responders

PENDAHULUAN

Kedaruratan nuklir atau radiologi berpotensi dapat terjadi kapanpun dan dimanapun akibat kecelakaan kerja maupun tindakan sabotase. Saat terjadi kedaruratan nuklir atau radiologi di luar instalasi nuklir ataupun keluar dari instalasi nuklir, penting untuk mengelola

insiden tersebut salah satunya dengan membagi daerah kerja.

Perespons awal di Indonesia yang terdiri atas polisi, tim medis, dan pemadam kebakaran dalam menanggapi terjadinya kedaruratan secara umum akan menerapkan perimeter keamanan atau garis batas polisi untuk mengisolasi tempat

kejadian. Perimeter keamanan dibuat berdasarkan beberapa pertimbangan, diantaranya dengan mengamati keadaan sekitar misalnya bangunan untuk menarik garis polisi.

Perimeter keamanan yang dibuat umumnya tidak memperhitungkan potensi bahaya radiasi. Dalam hal terjadinya kedaruratan radiologi atau nuklir, pembuatan perimeter yang tidak memperhatikan paparan radiasi berpotensi membahayakan perespons awal itu sendiri. Hingga saat ini belum ada panduan dalam menentukan penentuan perimeter jika terjadi kedaruratan nuklir yang terjadi di luar instalasi nuklir atau fasilitas zat radioaktif.

Dalam kecelakan PLTN di Chernobyl tahun 1986, dilaporkan bahwa terdapat korban seketika sebanyak 31 orang [1] yang sebagian besar merupakan perespons awal yang bertugas memadamkan kebakaran reaktor nuklir tersebut.

Pembagian daerah kerja dengan pemisahan perimeter keamanan dan keselamatan bertujuan untuk mencegah kontaminasi silang, memperkecil penyebaran kontaminan dan meminimalkan dampak bagi masyarakat, pekerja dan lingkungan.

Saat terjadi insiden, perespons awal bertanggung jawab dalam menentukan perimeter keselamatan, perimeter keamanan, dan zona tindakan lainnya yang mencakup penyelamatan korban, evakuasi, dan dekontaminasi.

Pembuatan zona tindakan, perimeter keselamatan dan keamanan berbeda untuk setiap jenis penyebab kedaruratan nuklir dan berdasarkan atas pertimbangan jarak, ukuran laju dosis atau tingkat kontaminasi serta arah angin.

Ketersediaan alat ukur radiasi yang digunakan perespons awal dalam menanggapi kedaruratan nuklir sangat kecil sehingga panduan yang efektif bagi perespons awal dalam menentukan batasan perimeter ialah berdasarkan pertimbangan jarak.

METODE KAJIAN

Kajian ini bertujuan membuat panduan perimeter keselamatan luar instalasi nuklir bagi perespons awal saat terjadi kedaruratan nuklir. Panduan dibuat berdasarkan pertimbangan:

1. laju dosis yang terukur
2. tingkat kontaminasi yang terukur
3. jarak dari pusat kejadian.

Metode kajian dibuat dengan membandingkan beberapa pedoman mengenai batasan penentuan perimeter keselamatan dan keamanan yang telah dibuat oleh IAEA atau sudah diterapkan oleh perespons awal di beberapa negara.

Selanjutnya diuraikan mengenai keuntungan dan kerugian jika pedoman tersebut diterapkan dan bagaimana penerapannya oleh perespons awal di Indonesia.

TINJUAN LITERATUR

Kedaruratan nuklir atau radiasi yang berpotensi terjadi [2] yang perlu ditangani oleh perespons awal ialah:

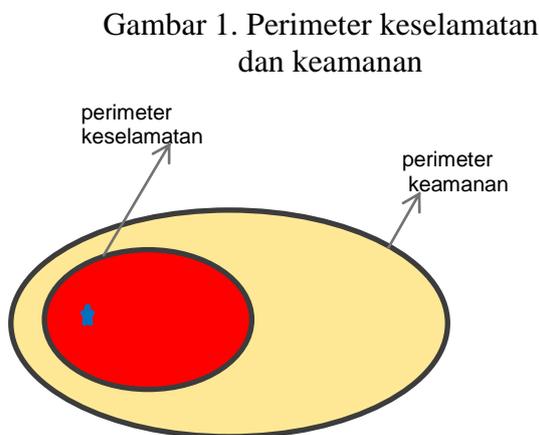
1. Jatuhnya satelit bertenaga nuklir
2. Lepasannya sumber radioaktif melewati batas Negara
3. Terjadinya bom kotor atau *radiological dispersal device/RDD*
4. Kecelakaan transportasi pengangkutan bahan nuklir atau sumber radioaktif
5. Penemuan sumber hilang atau tak berizin
6. Kebakaran melibatkan sumber radioaktif.
7. Kecelakaan nuklir di instalasi nuklir yang berdampak ke luar kawasan.

Selain jenis kecelakaan pada Nomor 7 diatas, perespons awal perlu menetapkan pembagian daerah kerja berdasarkan perimeter keselamatan dan keamanan. Setiap jenis kecelakaan akan berbeda penanganannya dalam hal pembuatan perimeter keselamatan. Pembuatan perimeter keselamatan akan ditentukan berdasarkan zona tingkat bahaya yang terukur baik laju dosis ataupun tingkat

kontaminasi serta dengan pertimbangan jarak dari pusat kejadian.

A. Pembagian Daerah Kerja Menurut IAEA

Dalam hal kedaruratan nuklir, IAEA merekomendasikan pembagian zona tindakan berdasarkan perimeter keselamatan dan keamanan sebagaimana dalam ilustrasi Gambar 1. Kedua perimeter ini dibuat oleh perespons awal berdasarkan kajian dengan mempertimbangkan faktor arah angin, laju dosis atau tingkat kontaminasi, serta faktor jarak dari pusat bahaya.



Tabel 1 berikut menjelaskan ukuran dalam pembuatan perimeter keselamatan dengan beragam jenis situasi kedaruratan nuklir yang akan dihadapi perespons awal dalam tugas di lapangan.

Secara umum, batasan untuk pembuatan perimeter keselamatan ialah batasan laju dosis $100 \mu\text{Sv}/\text{jam}$ atau dengan tingkat kontaminasi gamma/beta sebesar $1.000 \text{ Bq}/\text{cm}^2$ atau kontaminasi alfa $100 \text{ Bq}/\text{cm}^2$ tergantung pada ukuran mana yang tercapai terlebih dahulu saat pengukuran di lapangan.

Dalam Tabel 1 di bawah juga dibahas beberapa jenis insiden yang berpotensi mengarah ke kedaruratan nuklir

dengan luasan perimeter keselamatan yang berbeda.

B. Pembagian Daerah Kerja Menurut Panduan Perespons Awal di Canada

Dalam pedoman ini, daerah kerja pada medan radiasi terbagi menjadi dua jenis untuk penentuan perimeter keselamatan, yaitu pada keadaan rutin dan pada keadaan kedaruratan [4]. Dalam keadaan darurat perimeter keselamatan didasarkan atas laju dosis hingga $100 \mu\text{Sv}/\text{jam}$.

Dalam keadaan kegiatan rutin, jika terjadi peningkatan paparan radiasi, perimeter keselamatan ditetapkan berdasarkan:

1. Laju dosis yang melebihi 5-10 kali laju dosis latar dengan tingkat kontaminasi 500 cpm dengan luasan detektor 15 cm^2 atau
2. Laju dosis gama terbaca 5-10 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$.

Pada pedoman ini juga membahas penempatan tempat dekontaminasi yang tidak dibahas pada pedoman yang dikeluarkan oleh IAEA. Daerah dekontaminasi ditempatkan di batas garis perimeter keamanan. Perimeter keamanan ditetapkan sejauh 5-10 meter dari titik hasil pengukuran dua kali laju dosis latar. Daerah terkontaminasi didasarkan atas bacaan laju dosis sebanyak dua kali dari laju dosis latar.

C. Pembagian Daerah Kerja Menurut Panduan Perespons Awal di Amerika Serikat

Dalam insiden yang melibatkan sumber radioaktif atau bahan nuklir misalnya terjadinya ledakan bom terkait RDD, perespons awal bekerja sesuai panduan. Panduan dibuat berdasarkan tingkatan bahaya radiasi yang terjadi seperti pada Tabel 2.

Tabel 1. Batasan jarak, laju dosis atau tingkat kontaminasi untuk pembuatan perimeter keselamatan pada beragam situasi kedaruratan

No.	Situasi	Perimeter keselamatan	
		Jarak [3]	Laju dosis/ Kontaminasi [2]
1	Bungkusan utuh dengan label I-PUTIH, II KUNING, III KUNING	Sekitar bungkusan	
2	Bungkusan Rusak dengan label I-PUTIH, II KUNING, III KUNING	Radius 30 meter	<ul style="list-style-type: none"> ○ 100 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ atau ○ 1.000 Bq/cm^2 gamma/beta atau ○ 100 Bq/cm^2 alfa
3	Sumber untuk kepentingan konsumen seperti detektor asap	Tidak ada	
4	Sumber tak berperisai atau berpotensi rusak	Radius 30 meter	<ul style="list-style-type: none"> ○ 100 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ atau ○ 1.000 Bq/cm^2 gamma/beta atau ○ 100 Bq/cm^2 alfa
5	Tumpahan besar mengandung sumber	Radius 100 meter	
6	Kebakaran, ledakan atau asap yang melibatkan sumber	Radius 300 meter	<ul style="list-style-type: none"> ○ 100 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ atau ○ 1.000 Bq/cm^2 gamma/beta atau ○ 100 Bq/cm^2 alfa
7	Dugaan bom RDD meledak ataupun tidak	Radius 400 meter atau lebih	<ul style="list-style-type: none"> ○ 100 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ atau ○ 1.000 Bq/cm^2 gamma/beta atau ○ 100 Bq/cm^2 alfa
8	Ledakan konvensional (non nuklir) atau kebakaran melibatkan senjata nuklir (tidak ada nuclear yield)	Radius 1.000 m	<ul style="list-style-type: none"> ○ 100 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ atau ○ 1.000 Bq/cm^2 gamma/beta atau ○ 100 Bq/cm^2 alfa
9	Sumber rusak, hilang perisainya atau tumpahan dalam gedung	Area berdekatan dan terkena dampak (termasuk lantai atas dan di bawahnya)	
10	Kebakaran atau kejadian lain melibatkan sumber yang dapat menyebarkan sumber melalui bangunan (misalnya melalui sistem ventilasi)	Seluruh gedung dan jarak terluar seperti panduan di atas	

Pembuatan daerah kerja bagi perspons awal terbagi menjadi 4 daerah dengan tingkat radisi yang berbeda, yaitu:

1. radiasi sangat tinggi
2. radiasi tinggi
3. radiasi sedang
4. radiasi rendah

Tabel 2. Batas antar zona berdasarkan laju papar [5]

Batas Antar Zona	Laju papar radiasi (mR/hr)
radiasi sangat tinggi dan tinggi	10.000
radiasi tinggi dan sedang	1.000
radiasi sedang dan rendah	100
radiasi rendah	<10

Dalam situasi darurat dengan tidak adanya alat ukur radiasi yang tersedia, perespons awal dalam melakukan tindakan evakuasi korban dipandu dengan menggunakan panduan jarak. Jarak evakuasi yang direkomendasikan dalam insiden ini sejauh 500 meter dari pusat kejadian.

Pusat pos komando di lapangan dibuat pada daerah dengan laju dosis yang terukur sama dengan laju dosis latar. Pos komando dibuat dengan letak yang menjauh dari angin yang membawa *plume* dari sumber ledakan. Jika tidak memungkinkan membuat pos komando pada laju dosis latar, pos komando dapat dibuat pada laju dosis yang kurang dari 2 mR/jam dengan tingkat kontaminasi kurang dari 1.000 cpm diukur dari 1-2 inchi dari permukaan tanah. Pada kondisi tersebut pos komando dibuat dengan pengawasan dari pengkaji radiologi [5].

HASIL DAN PEMBAHASAN

A. Pembagian daerah kerja menurut IAEA

Pembagian daerah kerja di medan radiasi akibat kedaruratan nuklir yang

dipandu dalam pedoman yang dikeluarkan oleh IAEA lebih praktis diterapkan di Indonesia untuk perespons awal. Hal ini mudah dilakukan karena pembagian daerah kerja tersebut berdasarkan perimeter keselamatan dan keamanan.

Garis batas polisi atau perimeter keamanan dibuat di luar perimeter keselamatan dengan jarak yang disesuaikan dengan kebutuhan di lapangan. Pertimbangan pembuatan perimeter keamanan dilakukan dengan melihat keefektifan jarak respon antara perimeter keamanan dan keselamatan.

Jarak perimeter keamanan yang jauh dari pusat kejadian akan menyebabkan waktu tempuh dan waktu kerja yang lebih lama tetapi kemungkinan terkena paparan radiasi akan sangat kecil bagi petugas yang bekerja di batas perimeter keamanan.

Selama bekerja di lingkungan radiasi, luasan perimeter yang kecil dapat menyebabkan waktu tempuh untuk masuk ke daerah radiasi akan kecil pula, tetapi mungkin tidak cukup tempat bagi pembuatan daerah dekontaminasi, triage, maupun tempat tim medis. Kemungkinan terkena paparan radiasi bagi petugas yang bekerja di batas perimeter keamanan akan lebih tinggi.

Panduan ini juga memberikan rekomendasi batasan jarak yang diperlukan dalam menentukan garis batas perimeter keselamatan sesuai dengan jenis kedaruratan nuklir yang teramati jika tidak tersedia alat ukur radiasi.

Setelah dilakukan pengukuran tingkat radiasi lingkungan oleh tim yang memiliki alat ukur radiasi, batas perimeter keselamatan dikaji ulang dan ditentukan berdasarkan hasil pengukuran di lapangan.

B. Pembagian Daerah Kerja Menurut Panduan Perespons Awal di Canada

Panduan kedaruratan akibat kedaruratan nuklir bagi perespons awal khususnya tim yang menangani bahan

berbahaya (*hazardous material team*) yang dikeluarkan oleh Pemerintah Canada akan bermanfaat bagi komandan insiden di lapangan dalam menetapkan posisi tempat dekontaminasi, pos komando lapangan, dan penentuan garis batas perimeter keamanan berdasarkan laju dosis yang terukur.

Perimeter keamanan ditentukan setelah ditemukannya laju cacah lingkungan yang melebihi dua kali laju cacah latar. Garis batas perimeter keselamatan dibuat pada jarak 5-10 meter setelah ditemukan dua kali laju cacah latar tersebut.

Dengan diberikan panduan ini maka seberapa efektif luasan perimeter keamanan atau seberapa jauh batas perimeter keamanan dari garis perimeter keselamatan dapat ditentukan dengan pasti. Dengan batasan ini, pekerja kedaruratan dapat bekerja secara efektif dengan selamat di lingkungan radiasi.

C. Pembagian Daerah Kerja Menurut Panduan Perespons Awal di Amerika Serikat

Panduan yang dikeluarkan untuk perespons awal yang bekerja di lingkungan radiasi di Amerika Serikat ini menggunakan bukan satuan standard internasional (bukan satuan SI). Di Indonesia umumnya menggunakan satuan SI untuk pengukuran laju dosis atau tingkat kontaminasi radioaktif. Jika pedoman ini diterapkan di Indonesia, maka akan mengalami kesulitan karena harus disetarakan satuannya terlebih dahulu.

Perespons awal yang tidak memiliki pengetahuan yang cukup mengenai radiasi pengion akan mengalami kesulitan jika menggunakan pedoman ini. Untuk kepentingan respons cepat penyetaraan satuan dapat menggunakan perbandingan berikut ini:

$$1 \text{ Sievert} = 100 \text{ rem} \sim 100 \text{ rad} \sim 100 \text{ R}$$

Panduan perespons awal yang berlaku di Amerika Serikat dalam merespon kedaruratan nuklir di luar fasilitas khususnya bom kotor dilakukan

dengan membagi zona panas kedalam beberapa sub zona dengan tingkat bahaya radiasi yang tinggi. Zona panas yang dimaksud diartikan sebagai perimeter keselamatan.

Pembagian menjadi beberapa sub zona akan bermanfaat bagi pengkaji radiologi dalam memberikan rekomendasi kepada komandan insiden. Pembagian sub zona panas dengan tingkat radiasi tinggi memberikan kemudahan bagi pengkaji radiologi membagi waktu kerja bagi perespons sesuai daerah yang akan memasuki sebagaimana tertera pada Tabel 3.

Tabel 3. Panduan lama bekerja di lingkungan radiasi

Zona Radiasi	Laju Papar (mR/jam)	Batas bekerja
Latar	Latar	Tak dibatasi
radiasi rendah	<10-100	Lebih dari 12 jam
radiasi sedang	100-1.000	5-12* jam
radiasi tinggi	1.000-10.000	5-30 menit
radiasi sangat tinggi	>10.000	Menit hingga beberapa jam

*Untuk kegiatan penyelamatan jiwa

Panduan waktu bekerja di atas berdasarkan hasil perhitungan hubungan lama waktu bekerja pada lingkungan radiasi dan nilai batas dosis (NBD) yang diizinkan bagi pekerja radiasi sebesar 5.000 mRem atau 50 mSv. Jika pedoman ini akan diterapkan di Indonesia, maka perlu kaji ulang lamanya waktu bekerja bagi perespons awal di beragam tingkatan lingkungan radiasi dengan memberlakukan pembatasan dosis (*dose constraint*) yang nilainya lebih rendah dari NBD. Di Indonesia NBD yang berlaku untuk pekerja radiasi sebesar 20 mSv per tahun dalam rerata selama lima tahun berturut-turut atau 50 mSv dalam satu tahun. Sedangkan untuk masyarakat, NBD yang berlaku sebesar 1 mSv.

D. Usulan Panduan Pembagian Daerah Kerja Perespons Awal Indonesia

Dari ketiga panduan yang dibahas atas, penulis menarik kesimpulan untuk mengusulkan pembuatan perimeter keselamatan dan keamanan pada Tabel 3 di bawah ini.

Keterbatasan alat ukur radiasi yang dimiliki oleh perespons awal dalam upaya pembuatan perimeter keselamatan dapat disiasati dengan panduan jarak sebelum adanya tim yang bertugas mengukur laju dosis atau tingkat kontaminasi. Setelah pengukuran tingkat kontaminasi atau laju dosis diperoleh, batasan yang jarak yang sudah ditetapkan dalam penentuan perimeter keselamatan dikaji ulang. Perimeter keselamatan bisa diperbesar atau dipersempit berdasarkan batasan laju dosis atau tingkat kontaminasi yang lebih dahulu tercapai.

Penerapan pemisahan perimeter keamanan dan keselamatan menggantikan konsep satu perimeter yang selama ini diterapkan di Indonesia tidaklah mudah. Hal ini dapat dilakukan dengan diseminasi informasi terkait konsep pembagian dua perimeter tersebut. Pembagian daerah kerja ini bertujuan untuk menjaga keselamatan perespons awal selama bertugas di lingkungan radiasi.

Penggunaan personal dosimeter untuk perespons awal yang bekerja di lingkungan radiasi sangat disarankan. Jika hal ini tidak memungkinkan, penggunaan personal dosimetri untuk beberapa perespons awal yang bekerja di lingkungan radiasi dalam waktu bersamaan dapat dibolehkan. Penggunaan satu dosimeter personal dalam satu kelompok dimungkinkan jika perespons awal tersebut tersebut bekerja dengan jarak yang tidak berjauhan.

KESIMPULAN DAN SARAN

Pembagian daerah kerja berdasarkan perimeter keselamatan dan keamanan saat penanggulangan kedaruratan nuklir di luar instalasi nuklir atau fasilitas pemanfaat sumber radioaktif pada pembahasan di atas penting untuk diterapkan.

Dengan penerapan konsep pembagian daerah kerja berdasarkan pembagian perimeter keselamatan dan keamanan, maka:

1. keselamatan perespons awal yang bekerja di lingkungan radiasi akan lebih terjamin dengan menerima dosis yang dapat dibenarkan sesuai ketentuan.
2. kontaminasi yang terjadi dapat dikendalikan
3. pembuatan perimeter keselamatan dan keamanan oleh perespons awal dapat dibuat sementara berdasarkan panduan jarak sebelum tibanya tim yang melakukan pengukuran tingkat radiasi.

Hasil kajian ini diharapkan dapat dijadikan sebagai bahan acuan dalam pembuatan pedoman penentuan perimeter keamanan dan keselamatan yang dikeluarkan oleh Badan Pengawas yang nantinya dapat dijadikan bagian dari prosedur tetap perespons awal dalam hal penanganan kedaruratan nuklir/radiologi yang terjadi di luar instalasi nuklir sehingga lebih menjamin keselamatan perespons awal dalam menangani kedaruratan nuklir.

Tindak lanjut yang perlu dilakukan ialah perlunya koordinasi antar instansi perespons terkait penerapan konsep ini dalam masing-masing prosedur baku (SOP) instansi yang terlibat dalam penanganan kedaruratan nuklir.

Tabel 3. Rekomendasi untuk pembuatan perimeter keamanan dan keselamatan

No.	Situasi	Batas Perimeter	
		Jarak	Laju dosis/ Kontaminasi
Perimeter keselamatan (panduan untuk perespons awal)			
1	Bungkusan utuh dengan label I-PUTIH, II KUNING, III KUNING	Sekitar bungkusan	
2	Bungkusan Rusak dengan label I-PUTIH, II KUNING, III KUNING	Radius 30 meter	<ul style="list-style-type: none"> ○ 100 μSv/jam atau ○ 1.000 Bq/cm² gama/beta atau ○ 100 Bq/cm² alfa
3	Sumber untuk kepentingan konsumen seperti detektor asap	Tidak ada	
4	Sumber tak berperisai atau berpotensi rusak	Radius 30 meter	<ul style="list-style-type: none"> ○ 100 μSv/jam atau ○ 1.000 Bq/cm² gama/beta atau ○ 100 Bq/cm² alfa
5	Tumpahan besar mengandung sumber	Radius 100 meter	
6	Kebakaran, ledakan atau asap yang melibatkan sumber	Radius 300 meter	<ul style="list-style-type: none"> ○ 100 μSv/jam atau ○ 1.000 Bq/cm² gama/beta atau ○ 100 Bq/cm² alfa
7	Dugaan bom RDD meledak ataupun tidak meledak	Radius 400 meter atau lebih	<ul style="list-style-type: none"> ○ 100 μSv/jam atau ○ 1.000 Bq/cm² gama/beta atau ○ 100 Bq/cm² alfa
8	Ledakan konvensional (non nuklir) atau kebakaran melibatkan senjata nuklir (tidak ada nuclear yield)*	Radius 1.000 m	<ul style="list-style-type: none"> ○ 100 μSv/jam atau ○ 1.000 Bq/cm² gama/beta atau ○ 100 Bq/cm² alfa
9	Sumber rusak, hilang perisainya atau tumpahan dalam gedung	Area berdekatan dan terkena dampak (termasuk lantai atas dan di bawahnya)	
10	Kebakaran atau kejadian lain melibatkan sumber yang dapat menyebarkan sumber melalui bangunan (misalnya melalui system ventilasi)	Seluruh gedung dan jarak terluar seperti panduan dia atas	
Perimeter keselamatan daerah radiasi lebih tinggi (panduan untuk pengkaji radiologi)			
11	Perimeter keselamatan radiasi sangat tinggi dan tinggi		100 mSv/jam
12	Perimeter keselamatan radiasi tinggi dan sedang		10 mSv/jam
13	Perimeter keselamatan radiasi sedang dan rendah		1 mSv/jam
14	Perimeter keselamatan radiasi rendah		<0,1 mSv/jam
Perimeter keamanan			

No.	Situasi	Batas Perimeter	
		Jarak	Laju dosis/ Kontaminasi
15	ke daruratan nuklir	5-10 meter dari titik ditemukan dua kali laju latar	

*tidak ada dampak dari energi yang dilepaskan oleh ledakan nuklir

DAFTAR PUSTAKA

1. International Atomic Energy Agency. 1991. *The International Chernobyl Project Technical Report, Assessment of Radiological Consequences and Valuation of Protective Measures Report by an International Advisory Committee*. IAEA, Vienna.
2. International Atomic Energy Agency. 2003. *Updating Tecdoc 953: Method for Developing Arrangements for Response to a Nuclear or Radiological Emergency*. IAEA, Vienna.
3. International Atomic Energy Agency. 2011. *Criteria for Use in Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency GSG 2*. IAEA, Vienna.
4. Canada Nuclear Safety Commission. 2009. *Hazmat Team Emergency Response Manual for Class 7 Transport Emergencies Info-0764 Rev. 2*. CNSN, Ottawa.
5. Conference of Radiation Control Program Directors HS-5 Task Force for Responding to a Radiological Dispersal Device. 2006. *Handbook for Responding Radiological Dispersal Device, First Responder Guide, Conference of Radiation Control Program Director*. Conference of Radiation Control Program Directors, Inc, New York.

FAKTOR KEJADIAN SEBAGAI PEMBELAJARAN UNTUK MENINGKATKAN BUDAYA KESELAMATAN DI INSTALASI ELEMEN BAKAR EKSPERIMENTAL

Heri Hardiyanti, Agus Sartono, Bambang Herutomo, AS. Latief
Pusat Teknologi Bahan Bakar Nuklir - BATAN

ABSTRAK

FAKTOR KEJADIAN SEBAGAI PEMBELAJARAN UNTUK MENINGKATKAN BUDAYA KESELAMATAN DI INSTALASI ELEMEN BAKAR EKSPERIMENTAL. Keselamatan instalasi nuklir tidak hanya dijamin dari pemenuhan persyaratan teknis tetapi juga tergantung dari aspek non teknis. Penyebab utama terjadinya insiden dan kecelakaan pada instalasi nuklir adalah karena faktor manusia yaitu adanya kesalahan manusia. Sehingga selain usaha untuk meningkatkan keselamatan dari aspek teknis, juga ada usaha untuk menyentuh faktor perilaku manusianya dengan menerapkan budaya keselamatan. Beberapa kejadian yang terjadi di IEBE dari tahun 2011 hingga tahun 2012 disebabkan oleh peralatan yang sudah menua dan kesalahan dari faktor manusianya. Dengan melihat semua kejadian tersebut maka IEBE melakukan beberapa kegiatan yang bisa mengurangi kejadian yang bisa mengakibatkan kecelakaan maupun *near miss*. Beberapa hal yang dilakukan adalah personil wajib mengikuti briefing pagi sebelum bekerja, membuat proposal pekerjaan, membuat HIRADC (*Hazard Identification Risk Assesment and Determining Control*), menggunakan APD (Alat Pelindung Diri) sesuai dengan pekerjaan, rutin melakukan perawatan terhadap peralatan yang ada di IEBE dan selalu berperilaku selamat selama bekerja di IEBE. Keselamatan merupakan prioritas dan pertimbangan utama dalam setiap aktivitas di IEBE, dan keselamatan senantiasa ditingkatkan secara berkelanjutan. Diperlukan kerjasama dan komitmen yang kuat dari pihak manajemen (pimpinan) dan seluruh personil untuk meningkatkan perilaku selamat dalam bekerja dan kehandalan alat. Dan fokus selanjutnya adalah dengan selalu meningkatkan keterlibatan aktif personil dalam *housekeeping*, membuat *hazard identification risk assessment and determining Control*, pertemuan keselamatan, audit, inspeksi, kaji diri, dll. Setiap kejadian yang terjadi akan selalu menjadi pembelajaran yang baik dan berharga bagi semua personil di IEBE.

KATA KUNCI : Faktor kejadian, budaya keselamatan, kecelakaan, *near miss*

ABSTRACT

INCIDENT FACTOR AS A LEARNING ASPECT TO ENHANCE SAFETY CULTURE IN THE EXPERIMENTAL FUEL ELEMENT INSTALLATION OF PTBN-BATAN.

The safety of a nuclear facility depends not only on the fulfillment of all technical requirements, but also on the role of non-technical aspects. The primary causation of incidents or accidents in a nuclear facility is human error which is non-technical. Therefore, in order to enhance safety, efforts from the technical aspects are as important as efforts to deal with the human factor which can be done through the application of safety culture in the facility. Incidents that took place in the Experimental Fuel Element Installation (EFEI) of PTBN-BATAN from 2011 to 2012 were caused by aging instruments and human error. In order to prevent accidents and to enhance safety, non-technical efforts that were done in the EFEI were, *inter alia*, the obligations on all personnel to attend the *pre-lab* briefing, to prepare a work proposal, to compose a HIRADC (hazard identification, risk assessment, and determining control) document, to utilize self protection devices, to perform a routine maintenance, and to practice safe behavior. All personnel were involved in all those efforts. Safety is the first priority and can always be improved in the facility. A strong commitment of and cooperation between the top management and the staff are needed.

Keywords: incident factor, safety culture, accident, near-miss

PENDAHULUAN

Instalasi Elemen Bakar Experimental (IEBE) adalah salah satu instalasi nuklir non reaktor di Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN), yang digunakan untuk melaksanakan penelitian dan pengembangan (litbang) teknologi produksi bahan bakar nuklir. IEBE dirancang mampu mengolah bahan baku yellow cake menjadi serbuk UO₂ derajat nuklir dan membuatnya hingga menjadi berkas (*bundle*) bahan bakar nuklir tipe HWR (Cirene). Berdasarkan proses produksi, IEBE dilengkapi dengan fasilitas pemurnian dan konversi, peletisasi, pembuatan komponen dan perakitan, laboratorium kendali kualitas, bengkel mekanik, sarana dukung dan sistem keselamatan.

Karakteristik dasar keselamatan IEBE antara lain direpresentasikan oleh (a) adanya hubungan yang dekat antara alat, manusia, dan bahan yang ditangani, (b) keragaman peralatan yang digunakan, (c) bahaya radiologi apabila terjadi kekritisan, (d) keberadaan bahan berbahaya dan beracun termasuk bahan nuklir yang tersebar di dalam instalasi, serta (e) adanya risiko terhadap keamanan bahan nuklir. Karakteristik ini memperlihatkan bahwa keselamatan pengoperasian IEBE sangat bergantung pada faktor manusia.

Implementasi budaya keselamatan di IEBE diawali pada tahun 2008. Semenjak diterapkannya budaya keselamatan, setiap ada kejadian baik itu insiden maupun *near miss* selalu dibuat laporan kejadian. Dari hasil pelaporan itu kemudian di bahas, dianalisa dan diperoleh solusi penanganannya untuk pembelajaran. Kejadian dan kecelakaan merupakan pengalaman berharga dalam meningkatkan

teknologi keselamatan dan pelajaran penting dalam penerapan budaya keselamatan. Keselamatan instalasi nuklir tidak hanya dijamin dari pemenuhan persyaratan teknis tetapi juga tergantung dari aspek non teknis. Penyebab utama terjadinya insiden dan kecelakaan pada instalasi nuklir adalah karena faktor manusia yaitu adanya kesalahan manusia. Sehingga selain usaha untuk meningkatkan keselamatan dari aspek teknis, juga ada usaha untuk menyentuh faktor manusianya dengan menerapkan budaya keselamatan.

Pada tahun 1991 IAEA mengeluarkan *Safety Series No. 75 INSAG 4* tentang *Safety Culture* (Budaya Keselamatan), dimaksudkan untuk menjadi pedoman dan panduan bagi negara-negara anggota. Hal ini bermakna tentang pentingnya peran budaya keselamatan sebagai dasar dan pertimbangan dalam pembangunan dan pengoperasian reaktor daya atau instalasi nuklir di dunia [1]. Budaya keselamatan yang dibentuk kemudian disosialisasikan untuk diterapkan dalam setiap tindakan dan langkah dalam proses pelaksanaan kegiatan yang terkait dengan pembangunan instalasi nuklir yang dimulai dari penentuan lokasi atau tapak, disain, fabrikasi dan konstruksi, serta pengoperasian termasuk perawatan. Dalam hal ini dimaksudkan bahwa budaya keselamatan sudah harus membudaya pada setiap individu yang melakukan kegiatan terutama yang terkait dengan keselamatan [2]. Pertimbangan budaya adalah di luar aspek teknis dari persyaratan dan kriteria keselamatan yang harus dipenuhi dari setiap tahapan kegiatan. Tetapi budaya keselamatan mempunyai peran yang sangat penting yang dapat dirasakan oleh setiap individu yang terkait. Dalam setiap tindakan dan langkah apapun yang terkait dengan keselamatan, faktor budaya sudah harus melekat dalam jiwa pelaksananya [3].

Melalui budaya keselamatan yang kuat diharapkan seluruh pekerja dapat bertanggung jawab atas keselamatan instalasi dan institusi di lingkungan kerjanya. Dengan demikian pertimbangan keselamatan akan menjadi perhatian yang utama dalam setiap pekerjaan dan tugas yang dilakukan melalui komitmen dalam bentuk pendekatan yang sangat berhati-hati, perasaan ingin tahu dan komunikasi yang lebih baik[1]

Menurut *International Atomic Energy Agency (IAEA) Safety Guide No. GS-G-3.5 The Management System For Nuclear Installation*, karakteristik budaya keselamatan yang kuat adalah: [4]

1. Keselamatan adalah nilai yang dikenal baik,
2. Kepemimpinan keselamatan adalah jelas,
3. Keselamatan terintegrasi dalam semua kegiatan,
4. Akuntabilitas keselamatan adalah jelas.
5. Keselamatan adalah pendorong pembelajaran

Kita tahu bahwa kecelakaan kerja bisa terjadi kapan saja, dimana saja dan oleh siapa saja. Sampai saat ini belum ada seorangpun yang dapat mengetahui kapan kecelakaan akan terjadi, tetapi kita dapat mencegahnya apabila kita menginginkannya.

Penyebab Kecelakaan

1. 68 % adalah Kesalahan Operator
2. 15 % adalah Kesalahan Peralatan
3. 8 % adalah Kesalahan Prosedur

Faktor Kesalahan Manusia

1. Kurang kritis terhadap hal-hal yang berkaitan dengan Keselamatan
2. Penyimpangan terhadap sistem keselamatan pada semua tingkatan organisasi
3. Manajemen memberikan toleransi terhadap penyimpangan prosedur

4. Pelatihan tentang keselamatan tidak cukup
5. Pelatihan untuk para pimpinan sangat kurang

Membangun Budaya adalah sama dengan membangun suatu Kebiasaan, dan membangun kebiasaan tidaklah cukup hanya mengubah perilaku dengan peraturan, tapi harus disertai pengembangan "*Mind Set*" atau perubahan paradigma.

Dari Pemikiran : Keselamatan adalah kebutuhan hidup no. 2 setelah terpenuhinya kebutuhan fisiologis (sandang, pangan, papan)

Menjadi Pemikiran : Keselamatan adalah nilai utama hidup, karena semuanya menjadi tak berharga apabila tak selamat.

PARADIGMA KESELAMATAN

Paradigma Lama :

1. Bukan tugas saya untuk memperbaiki itu
2. Hal itu tidak akan terjadi pada saya
3. Kita sudah cukup selamat dan selama ini kita aman-aman saja
4. Saya sudah mengerjakan ini dengan cara yang sama ribuan kali
5. Keselamatan adalah tugas dan tanggung jawab manajemen

Paradigma Baru :

1. Kinerja keselamatan dapat ditingkatkan
2. Keselamatan tanggungjawab semua
3. *Injury Free or No Incidents*

METODA

Untuk membangun pemahaman yang sama dan meningkatkan keterlibatan personil, langkah pertama yang diambil adalah sosialisasi tentang aspek kunci budaya keselamatan, dan mengajak para personil untuk bersama-sama merumuskan Visi, Misi, Nilai-Nilai dan Prinsip Dasar terkait keselamatan.

Visi yang dikedepankan terkait pengoperasian IEBE yang handal dan selamat adalah “Pengoperasian IEBE yang menyejahterakan”. Arti utama menyejahterakan adalah “*nobody gets hurt*” dan tidak merusak lingkungan.

Adapun misi personil IEBE adalah mewujudkan IEBE sebagai tempat kerja yang:

- a) Berkeselamatan handal dan mampu memberikan jaminan keselamatan terhadap personil, masyarakat, dan lingkungan hidup dari bahaya radiologi akibat pengoperasian IEBE.
- b) Produktif dan mampu memberikan layanan prima pengembangan teknologi bahan bakar nuklir kepada para *stakeholders* secara berkelanjutan.

Untuk mencapai Visi dan Misi tersebut maka segenap kegiatan di IEBE senantiasa dilandasi oleh nilai-nilai, yaitu keselamatan adalah yang utama dan pertama, kerja sama tim yang harmonis dan sinergik, berani bertanggungjawab dan mempertanggungjawabkan (akuntabel), dan peningkatan berkelanjutan (belajar dan belajar). Dan sebagai pegangan atau petunjuk keseharian dalam pelaksanaan operasi yang selamat, berikut adalah prinsip dasar keselamatan yang dikembangkan di IEBE:

- a) Insiden atau kecelakaan kerja dapat dicegah, dan tidak ada toleransi terhadap insiden atau kecelakaan;
- b) Tidak ada pekerjaan yang begitu penting atau urgen bila tidak dapat dilaksanakan secara selamat. Lebih baik menunda atau menghentikan pekerjaan bila diketahui ada persoalan keselamatan;
- c) Keselamatan merupakan bagian integral dari proses kerja, maka setiap bahaya (*hazards*) harus teridentifikasi dan risikonya dapat dikendalikan;
- d) Keselamatan adalah tanggung jawab setiap orang. Menjaga keselamatan diri dan mitra kerja adalah tugas dan kewajiban setiap pekerja IEBE; dan
- e) Kinerja keselamatan dapat dan harus ditingkatkan secara berkelanjutan, dan

kinerja keselamatan harus dapat dipertanggungjawabkan.

Salah satu dari lima karakteristik budaya keselamatan yang kuat dalam IAEA *Safety Guide No. GS-G-3.5* diadopsi langsung sebagai strategi pengembangan budaya keselamatan di IEBE. Salah satunya Keselamatan adalah pendorong pembelajaran. Kegiatan utama dalam peningkatan budaya keselamatan adalah inspeksi K3 (Keselamatan dan Kesehatan Kerja) oleh personil dan manajemen, kajidiri keselamatan, pelaporan terbuka masalah keselamatan (*nearmiss, incident, accident*), keikutsertaan dalam IAEA-FINAS (*Fuel Incident Notification and Analysis System*), diskusi keselamatan dalam *coffee morning*, tukar pengalaman dan informasi terkait implementasi budaya keselamatan antar satker di lingkungan BATAN, pelatihan rekualifikasi personil, penyediaan sarana dan prasarana belajar yang representatif, dll. Secara administratif peningkatan budaya keselamatan dilakukan dengan selalu mengingatkan akan pentingnya budaya pelaporan kepada personil IEBE yang disampaikan secara rutin dengan mengikuti *briefing* pagi sebelum melakukan pekerjaan, pembuatan proposal pekerjaan, membuat HIRADC (*Hazard Identification Risk Assessment Determination Control*) untuk setiap kegiatan dan pengisian form laporan kejadian apabila terjadi kejadian yang mengganggu keselamatan. Formulir yang telah diisi sesuai dengan format yang ada, kemudian dianalisa bersama sehingga dapat diketahui penyebab dan cara mengatasinya. Hasil analisa ini kemudian disosialisasikan ke seluruh personil IEBE agar semua kejadian kecelakaan ataupun

near miss di IEBE akan menjadi pembelajaran yang baik dan berharga.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Tabel 1. Klasifikasi kejadian tak diharapkan di IEBE

Accident	Death or Plant Damage Serious Injury First Aid Injury Equipment Damage
Incident	Near Miss Hazards (unsafe act/unsafe condition)

Tabel2. Beberapa Kejadian yang terjadi di IEBE pada tahun 2011 dan 2012 adalah sebagai berikut:

No	Hari/tanggal	Jam	Kejadian	Masalah	Klasifikasi
1	Selasa, 29 Maret 2011	14.10	Jari telunjuk tangan kiri seorang pekerja terluka/teriris pisau cutter saat memotong klem plastik. Resiko yang dapat timbul adalah infeksi dan kekurangan darah.	untuk memotong klem plastik seharusnya menggunakan alat tang pemotong bukan pisau cutter	<i>First Aid Injury</i>
2	Rabu, 4 Mei 2011	10.00	Banjir karena slang fleksibel ke wastafel bocor kemungkinan terjadi sejak pagi, beberapa kabel dan alat basah. Stavolt rusak.	- seharusnya pekerja tidak meninggalkan ruangan jika mengalirkan pendingin - melanggar prosedur kerja	<i>Equipment Damage</i>
3	Jumat Tgl : 13 Mei 2011	9.30	Jempol kaki kiri seorang pekerja luka kejatuhan potongan pelat baja ukuran 15x15x0,5 cm saat memindahkan kardus bekas untuk dibuang. Tidak tahu di atas kardus ada potongan pelat baja. [Kerja Bakti]	- seharusnya pekerja menggunakan sepatu keselamatan (safety shoes), saat kejadian pekerja menggunakan sandal jepit - pelanggaran prosedur	<i>First Aid Injury</i>

No	Hari/tanggal	Jam	Kejadian	Masalah	Klasifikasi
4	Rabu 18 Mei 2011	9.50	Tali sling lemari asam no. 2 putus saat seorang pekerja menutupnya. Kondisi berbahaya karena tangan dpt terjepit saat menutup pintu lemari asam.	petugas perawat tdk pernah mengecek kondisi tali sling	<i>Hazards [Kondisi tak selamat]</i>
5	Kamis 7 Juli 2011	10.10	Ketika seorang pekerja melakukan perawatan rutin [memanaskan alat], 15 menit kemudian tiba-tiba monitor terbakar [mengeluarkan bau gosong] – monitor rusak	petugas perawat tdk pernah mengecek kondisi sistem elektrik dan elektronik	<i>Equipment Damage</i>
6	Rabu,9 November 2011		seorang operator mengoperasikan mesin ballmill tetapi lupa memasang penguncinya sehingga wadah sampel lepas dan mengganjal putaran mesin ballmil dan sistem mekanik alat rusak.	-operator tidak memeriksa ulang apa yang dikerjakan langsung ON kan alat. -Melanggar prosedur	<i>Equipment Damage</i>
7	Selasa 15 November 2011	11.30	seorang operator ruang control IEBE mencium bau gosong, kemudian yang bersangkutan mencari sumber bau yang ternyata ada kebakaran kecil pada trafo. Operator memadamkan api dengan APAR hingga api padam. Petugas BOSP memutus aliran listrik	petugas perawat tidak pernah memeriksa kondisi trafo	<i>Equipment Damage</i>

No	Hari/tanggal	Jam	Kejadian	Masalah	Klasifikasi
8	Minggu, 11 Desember 2011	15.00	- seorang operator melakukan pengukuran panas menggunakan alat IR Thermograph pada uji coba tungku induksi. Charger yang saat itu sedang on mengisi baterai alat IR Thermograph tiba-tiba rusak. Analisis kemungkinan disebabkan induksi listrik dari tungku [arus balik dari alat]	melakukan uji coba tungku tanpa prosedur (diluar prosedur)	<i>Equipment Damage</i>
9	Rabu 25 Januari 2012	10.30	- seorang personil IEBE melihat kaca jendela atas di pojok kiri retak dan ada lubang di kaca yang digunakan untuk jalur kabel dari dalam CR04 ke luar gedung. Kondisi membahayakan. retakan kaca dapat jatuh	- Pekerja pemasangan kabel ceroboh dan tidak melaporkan keadaan	<i>Hazards</i> [kondisi tak selamat]
10	Senin 05 Maret 2012	08.00	- seorang personil IEBE (ibu-ibu) terkunci di kamar mandi yang disebabkan kuncinya dol. Dia dapat keluar setelah teriak teriak dan dapat dikeluarkan lewat jendela kamar mandi dengan tangga.	- Petugas perawatan gedung tidak pernah memeriksa kondisi kunci dan pintu kamar mandi	<i>Hazards</i> (kondisi tak selamat)
11	Selasa 22 Mei 2012	10.30	- seorang personil PTBN saat sedang menggunakan masker tiba-tiba matanya kemasukan benda asing.	- Personil ceroboh karena tidak menyiapkan APD sejak awal. - Personil tersebut menggunakan masker yang ada di laci lab dan tidak memeriksa dulu kondisi masker	<i>Hazards</i> [aksi tak selamat]
12	Senin, 12 November 2012	20.00	- terjadi kebocoran gas H ₂ pada safety valve inlet tungku sintering. Kebocoran terjadi saat	- Petugas perawatan tidak menyadari safety valve yang ada telah tua atau melewati umur	<i>Near miss</i>

No	Hari/tanggal	Jam	Kejadian	Masalah	Klasifikasi
			gas H ₂ mulai dialirkan masuk ke tungku (pada suhu 650 °C). Meskipun sebelum operasi semua kondisi telah dicek.	pakai – tipe diapragma bila akan rusak sulit dideteksi	
13	Rabu, 14 November 2012	10.30	– seorang personil mendapati genangan air di lantai dekat wastafel HR-16. Sumber adalah saluran air pada sambungan di wastafel yang bocor. Kondisi ini tentu saja membahayakan karena banyak kabel listrik dan juga dapat menyebabkan terpeleset.	Petugas perawatan gedung tidak pernah memeriksa secara rutin kondisi wastafel	<i>Hazards</i> [kondisi tidak selamat]

Gambar contoh kejadian tahun 2011 di IEBE:



Hari : Kamis, Tanggal : 13 Oktober 2011 Jam : 12.00

Kejadian – Ketika proses sintering mencapai 625 °C dan operator mengalirkan gas H₂ ke dalam tungku dan secara perlahan menutup aliran gas N₂, tiba-tiba terdengar bunyi ledakan kecil dan suara gas bocor di panel gas, dan alarm gas H₂ berbunyi. Operator menutup aliran gas H₂ dan proses dihentikan

Klasifikasi – *Equipment Damage*

Gambar contoh kejadian 2012 di IEBE:



Hari : Rabu, Tanggal : 7 November 2012
Jam : 14.00

Kejadian – terjadi kebocoran (rembesan) gas H₂ pada sambungan output flowmeter gas H₂ pada alat ME-11 (*Muffle Furnace*) saat gas H₂ mulai dialirkan ke dalam tungku (pada suhu 700 °C) untuk proses reduksi serbuk UO₂.

Masalah - Petugas perawatan tidak menyadari ada control valve pada outlet yang buntu (sebelum masuk tungku). Tekanan gas H₂ yang tinggi pada saluran inlet dan akibatnya titik terlemah pada sambungan flowmeter bocor

Klasifikasi – *Near miss*

Belajar dari beberapa kejadian yang ada pada tahun 2011 dan 2012, kemudian manajemen berkomitmen untuk selalu meningkatkan budaya keselamatan dengan melakukan kegiatan kunjungan rutin ke fasilitas, inspeksi K3, melakukan diskusi keselamatan, penerapan *behavior based safety* oleh karenanya setiap personil mulai tumbuh pemahaman akan pentingnya pembelajaran dari suatu kejadian baik itu kecelakaan maupun *near miss*, sehingga penerapan budaya keselamatan di IEBE semakin ditingkatkan, ditumbuh kembangkan dan perawatan alat yang sudah tua di IEBE lebih aktif dilakukan. Untuk melakukan kegiatan/pekerjaan di IEBE personil akan lebih berhati-hati dalam bekerja dan selalu mengutamakan keselamatan dengan mentaati prosedur dan meningkatkan perilaku selamat dalam bekerja. Selain itu manajemen senantiasa meningkatkan kompetensi personil secara berkelanjutan melalui pelatihan, workshop dan kualifikasi personil melalui SIB (Surat Ijin Bekerja).

Pembelajaran yang dapat diperoleh dari beberapa kejadian diatas adalah:

Segala pekerjaan yang akan dilaksanakan harus diperkirakan

dulu segala kemungkinan yang terjadi dan akibatnya sehingga dapat disiapkan segala antisipasinya dengan baik sehingga tidak terjadi kejadian yang fatal

Sebelum bekerja personil mengisi proposal kegiatan (*work permit*) dan mengikuti briefing pagi untuk mendapatkan induksi keselamatan (diskusi keselamatan) dan juga sebagai wahana tukar informasi

Melakukan perawatan rutin untuk setiap peralatan di IEBE berbasis total *productif maintenance*, mengingat banyak alat operasi yang sudah tua (berusia)

KESIMPULAN

Keselamatan merupakan prioritas dan pertimbangan utama dalam setiap aktivitas di IEBE, dan keselamatan senantiasa ditingkatkan secara berkelanjutan. Diperlukan kerjasama dan komitmen yang kuat dari pihak manajemen (pimpinan) dan seluruh personil untuk meningkatkan motivasi dan perilaku selamat dalam bekerja dan kehandalan alat. Penerapan lima karakteristik budaya keselamatan yang kuat dari IAEA *Safety Guide No. GS-G-5.3* senantiasa ditingkatkan dan digunakan sebagai pedoman pengembangan budaya keselamatan di IEBE. Dan fokus selanjutnya adalah dengan selalu meningkatkan keterlibatan aktif personil dalam *housekeeping*, pembuatan HIRADC (*Hazard Identification Risk Assesment and Determining Control*, pertemuan keselamatan, audit, inspeksi, kaji diri, dll). Setiap kejadian yang terjadi sebagai bahan pembelajaran yang baik dan berharga bagi semua personil di IEBE.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Safety Culture.*, Safety Report Insag-4 (1991), Vienna (1991)
- [2] IAEA TECDOC-860, ASCOT Guidelines, “*Guidelines for Organizational Self- Assessment of Safety Culture and for Review by the Assessment of Safety Culture in Organization Team*”, Revised 1996 Edition, Vienna, 1996.
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, “Examples of Safety Culture Practices”, Safety Reports Series No.1, IAEA-Vienna, 1997.
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *The Management System For Nuclear Installations*, IAEA Safety Standards Series No. GS-G-3.5, IAEA, Vienna (2006).
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *The Management System for Facilities and Activities*, IAEA Safety Standards Series No. GS-R-3, IAEA, Vienna (2006).
- d) kerjasama dengan BAPETEN (saat ini Bu Yusri) yang terus memberi pembelajaran

TANYA JAWAB DAN DISKUSI

1. Penanya : Haendra S. (BAPETEN)

Pertanyaan:

Faktor utama yang mendorong budaya keselamatan di IEBE?

Jawaban:

- a) dampak turunnya produktivitas pada lemahnya budaya keselamatan oleh karena untuk meningkatkan produktivitas IEBE perlu budaya keselamatan yang kuat
- b) Pencanangan visi dan misi IEBE menjadikan personil berubah paradigma
- c) kepala instalasi yang care terhadap budaya keselamatan

PENGARUH SOSIAL EKONOMI AKIBAT DEKOMISIONING REAKTOR NUKLIR DI PLTN VANDELLÒS I

Liliana Yetta Pandi

BAPETEN, Jl. Gajah Mada No. 8 Jakarta 10120, email:p.liliana@bapeten.go.id

ABSTRAK

DAMPAK SOSIAL EKONOMI AKIBAT DEKOMISIONING REAKTOR NUKLIR DI PLTN VANDELLÒS I. Saat ini reaktor nuklir di Indonesia telah berumur lebih dari 30 tahun, kemungkinan reaktor nuklir tersebut akan didekomisioning. Penutupan operasi atau dekomisioning reaktor nuklir akan mempunyai dampak sosial ekonomi. Dampak sosial ekonomi tersebut terjadi pada pekerja, masyarakat lokal dan masyarakat lebih luas. Pada makalah ini menyajikan tentang dampak sosial ekonomi akibat dekomisioning reaktor nuklir dan pembelajaran yang dapat diambil dari dampak sosial ekonomi akibat dekomisioning PLTN di Spanyol yaitu Vandellòs I. Dampak sosial ekonomi akibat dekomisioning reaktor nuklir terjadi pada pekerja instalasi, masyarakat local dan asyarakat lebih luas.

Kata kunci: dampak sosial ekonomi, dekomisioning, reaktor

ABSTRACT

SOCIO-ECONOMIC IMPACT OF NUCLEAR REACTOR DECOMMISSIONING AT VANDELLÒS I NPP. Currently nuclear reactors in Indonesia has been outstanding for more than 30 years, the possibility of nuclear reactors will be decommissioned. Closure of the operation or decommissioning of nuclear reactors will have socio-economic impacts. The socioeconomic impacts occur to workers, local communities and wider society. In this paper we report on socio-economic impacts of nuclear reactors decommissioning and lesson learned that can be drawn from the socio-economic impacts decommissioning Vandellos I nuclear power plant in Spain. Socio-economic impact due to decommisoining of nuclear reactor occurs at installation worker, local community and wider comunity.

Key words: socio-economic impacts, decommissioning, reactor

1. PENDAHULUAN

Saat ini Indonesia memiliki 3 (tiga) reaktor penelitian yang terletak di Bandung, Yogyakarta dan Serpong dan telah berumur lebih dari 30 tahun. Oleh karena itu perlu dilakukan perencanaan dekomsioning reaktor riset. Pada beberapa negara di dunia terdapat pengakuan eksplisit yang terbatas dari potensi dampak penutupan operasi dan dekomisioing reaktor riset terhadap matapencaharian orang yang berhubungan dengan resaktor riset. Faktor sosial dan ekonomi dapat memberikan pengaruh yang signifikan terhadap keberhasilan operasi

berakhir dan dekomisioning. Pemilik reaktor nuklir yang akan mendekomisioning instalasinya perlu memasukkan faktor sosial ekonomi ke dalam rencananya. Pada makalah ini menyajikan tentang dampak sosial ekonomi akibat dekomisioning reaktor nuklir dan pembelajaran dampak sosial ekonomi dari dekomisoining PLTN Vandellos I di Spanyol.

2. PENGARUH SOSIAL EKONOMI

Dengan berhentinya fungsi utama dari reaktor nuklir (misalnya pembangkit listrik, penelitian nuklir, atau pengolahan bahan bakar) upaya beralih ke dekomisioning dan pemulihan tapak, yang mungkin memerlukan jumlah staf dan keterampilan berbeda yang signifikan. Yang kemudian tertinggal di tapak adalah terbentang dari lapang hijau (*greenfield*) sampai daerah yang selamat, fasilitas penyimpanan bahan bakar atau limbah jangka panjang, atau daerah pembuangan limbah tingkat rendah yang digunakan sebelumnya. Beberapa daerah ini akan memerlukan pengendalian dan pengawasan terbatas. Mungkin ada periode waktu antara pengumuman penutupan fasilitas, penghentian operasi, pembongkaran awal dan penutupan akhir fasilitas. Penundaan hingga sepuluh tahun atau lebih diamati sebelum kegiatan dekomisioning yang signifikan dimulai setelah pemadaman reaktor nuklir. Dalam kasus tersebut, kemungkinan akan sulit untuk mempertahankan staf penting jika staf tersebut memiliki keterampilan yang berharga. Tidak semua dampak shutdown selalu negatif. Dalam beberapa kasus, seperti kontraktor pembongkaran, pemasok spesialis lain atau personil berlisensi, dampak jangka pendek dekomisioning yang mungkin memberikan peningkatan beban kerja dan pekerjaan, serta pengembangan keterampilan yang dapat dimanfaatkan di tempat lain. Berapa banyak pekerjaan baru dapat dilakukan oleh staf yang ada.

Pengaruh sosial ekonomi akibat dekomisioning reaktor nuklir terjadi pada:

- a. Pekerja instalasi
- b. Masyarakat lokal
- c. Masyarakat lebih luas

Pengaruh Sosial Ekonomi pada Pekerja

Pekerja adalah staf terutama orang-orang yang bekerja di fasilitas di tingkat apa pun dalam hirarki organisasi dari reaktor nuklir. Berkaitan dengan staf dapat juga diterapkan pada beberapa kelompok lain, yang pendapatan kelompok tersebut berasal dari ketergantungan langsung pada pengoperasian reaktor nuklir. Hal ini juga akan meluas pada tenaga kerja dari kontraktor lokal dengan layanan kontrak di fasilitas, misalnya, layanan perawatan, layanan transportasi tapak dan perusahaan catering.

Dekomisioning juga bisa memiliki efek pada jarak jauh berbasis personil organisasi pusat atau karyawan pemasok utama ke fasilitas. Dapat juga mempengaruhi staf organisasi yang mungkin sebagian besar didedikasikan untuk fasilitas, seperti pengawas. Meskipun dalam kasus yang terakhir pengaruh pada masyarakat lokal kemungkinan terbatas karena jumlah orang yang terlibat relatif kecil, perubahan untuk setiap individu akan tetap menjadi satu tantangan untuk ditangani. Pemadaman dan dekomisioning pasti akan mengarah pada pengurangan jumlah personil yang bekerja, dan perubahan profil keterampilan yang dibutuhkan. Dekomisioning akan membawa prospek bahwa pekerja dengan keterampilan kerja yang sangat khusus tidak lagi diperlukan. Akan ada tugas perencanaan sumber daya manusia yang signifikan dalam mengurangi jumlah staf, pelatihan ulang untuk pembongkaran dan menghindari hilangnya memori kritis perusahaan. Staf yang dipekerjakan langsung dalam operasi fasilitas nuklir biasanya pekerja penuh waktu, pekerja jangka panjang diperkirakan karirnya panjang dapat melebihi masa yang diproyeksikan sisa umur fasilitas. Jika pengumuman penutupan dan perencanaan sumber daya manusia tidak dilakukan dengan baik, maka ketegangan yang dihasilkan dapat berpotensi menyebabkan hubungan kerja staf atau masalah lainnya [1]. Hal ini memiliki

potensi untuk menyebabkan konsekuensi serius dan mahal untuk operasional yang tersisa dari umur fasilitas nuklir. Konsekuensi yang mungkin terjadi adalah pengaruh negatif terhadap budaya keselamatan, mengurangi kinerja operasional atau kerugian yang tidak terkendali dan jumlah pekerja kritis yang tak terduga meninggalkan fasilitas untuk berkarir di tempat lain sementara pekerja tersebut masih diperlukan untuk mendukung persiapan dekomisioning.

Pengaruh terhadap Masyarakat Lokal

Ada variasi sifat masyarakat lokal yang signifikan yang memasok tenaga kerja ke fasilitas nuklir. Pada tapak, atau dekat dengan tapak, daerah perkotaan, dan fasilitas, mereka hanya memberikan kontribusi kecil terhadap ekonomi kegiatan daerah mereka. Namun, banyak tapak industri nuklir yang terletak di daerah relatif terpencil untuk alasan keselamatan, keamanan atau ketersediaan sumber daya. Komunitas masyarakat lokal mungkin hampir sepenuhnya tergantung pada tapak nuklir untuk bekerja, dan banyak layanan yang telah diperluas atau bahkan didirikan sebelum atau selama pembangunan fasilitas. Karena fasilitas nuklir yang dibangun, infrastruktur masyarakat lokal (sekolah, rumah sakit, toko, bisnis, dll) juga dibangun bersama dengan pengembangan tenaga kerja. Pemadaman fasilitas nuklir dapat memiliki pengaruh yang signifikan terhadap ekonomi lokal, yang memiliki dampak pada semua yang tinggal di sana, tidak hanya pada pekerja di instalasi. Dengan demikian, dampak dekomisioning pada masyarakat lokal akan berbeda secara signifikan tergantung pada konteks ekonomi. Ada sejumlah pengaruh potensial sosial ekonomi terhadap masyarakat lokal. Pengaruh tersebut dikelompokkan ke dalam empat kategori:

- A. Kegiatan ekonomi;
- B. perubahan demografis;
- C. Layanan;
- D. Kebijakan dan kebutuhan dana.

Secara rinci, isu-isu yang berpotensi mempengaruhi masyarakat lokal di sekitar dekomisioning reaktor nuklir adalah sebagai berikut (dengan tanda asterisk * yang menunjukkan efek positif):

A. Kegiatan Ekonomi.

Jika pekerjaan baru yang diciptakan, tetapi pada tingkat remunerasi yang lebih rendah dibandingkan pada industri nuklir, maka ekonomi lokal akan jatuh.

Ketersediaan tenaga kerja yang terampil dapat menarik investor baru*.

Mungkin ada peningkatan jumlah orang pensiun dengan pendapatan rendah.

Peningkatan kegiatan ekonomi yang mungkin timbul karena peningkatan pengeluaran selama proyek dekomisioning*.

Masuknya kontraktor dapat memberikan dorongan untuk hotel lokal dan bisnis*.

Kemungkinan subsidi akan hilang, sehingga biaya lebih tinggi bagi masyarakat misalnya naiknya harga listrik.

Penurunan pengeluaran dapat terjadi sebagai reaksi warga terhadap ketidakpastian yang disebabkan oleh pemadaman reaktor/*shutdown*.

Emigrasi keluarga dari daerah tersebut dapat menghasilkan surplus perumahan dan kemungkinan nilai properti jatuh.

Jika tapak fasilitas tersebut digunakan untuk perusahaan pengganti nuklir, maka pertumbuhan ekonomi dapat

dipulihkan*, meskipun mungkin ada jeda waktu yang signifikan.

Suatu persepsi bahwa tapak tersebut 'rusak' mungkin berdampak pada nilai tanah yang berdekatan.

Jika tapak telah pulih dan dapat dipasarkan, maka permintaan dan harga untuk lahan tersebut dan yang berdekatan dengan lahan dapat meningkat*.

Penghapusan fasilitas nuklir dapat menghapus pembatasan pengembangan dan pertumbuhan penduduk lokal*.

B. Perubahan Demografis

Pencari nafkah bekerja jauh dari rumah;

Kurangnya prospek pekerjaan lokal untuk orang muda yang mengarah pada kepergian anak muda untuk mencari pekerjaan di tempat lain;

Migrasi dari seluruh keluarga dari daerah tersebut;

Kemungkinan kesulitan dalam menarik penduduk baru ke daerah tersebut jika ada persepsi publik negatif tentang tapak tersebut.

C. Layanan.

Mungkin kehilangan layanan penting yang sebelumnya disediakan oleh fasilitas, misalnya, pemanasan kota.

Dukungan financial untuk fasilitas lokal lainnya dapat ditarik oleh fasilitas.

Mengurangi penggunaan infrastruktur transportasi lokal dan fasilitas social.

Setelah pemadaman yang telah diumumkan, beberapa investor mungkin enggan untuk berinvestasi dalam layanan lokal baru atau yang ditingkatkan.

Pengosongan kegiatan dapat menyebabkan gangguan lokal atau kerusakan jalan yang lalu lintas dilalui meningkat, kebisingan, dan lain-lain.

Peluang mungkin timbul bagi penyedia layanan lokal untuk mendukung proyek dekomisioning di fasilitas*.

D. Kebijakan dan Kebutuhan Dana.

Kemungkinan ada ketidakpastian tentang organisasi atau lembaga yang akan bertanggungjawab untuk pendanaan biaya untuk mengurangi dampak pemadaman.

Kemungkinan ada kesulitan dalam memberikan dukungan dana yang diusulkan.

Peningkatan jumlah orang yang berlebihan atau pensiunan yang mungkin memerlukan perubahan layanan yang diberikan secara lokal, dan pendanaan akan diperlukan untuk tujuan ini.

Jika pendapatan turun, maka pendapatan pajak daerah juga cenderung turun.

Pajak lokal dibayar oleh fasilitas cenderung turun atau berhenti sama sekali.

Dampak terhadap Masyarakat lebih Luas

Hilangnya pekerjaan dan aktivitas ekonomi akibat penutupan satu atau lebih fasilitas nuklir di daerah atau negara akan memiliki efek pada perekonomian regional atau nasional sebanding dengan pangsa produk domestik bruto yang relevan yang terepresentasikan. Ada kemungkinan bahwa kehilangan peluang pekerjaan di satu wilayah dari suatu negara besar yang akan terkait dengan laba tempat lain. Misalnya, pembukaan pembangkit listrik baru di tempat lain yang menyebabkan pembangkit listrik tenaga nuklir (PLTN) lama untuk ditutup. Kemungkinan ada masalah tentang kewajiban kepemilikan yang berhubungan dengan penutupan fasilitas, dekomisioning dan pemulihan tapak, terutama jika ada

penundaan lama setelah penutupan sebelum pembongkaran dimulai. Kemungkinan ada kebutuhan untuk mengembangkan teknik baru dan kompetensi teknis lainnya untuk memenuhi persyaratan dekomisioning. Meskipun dekomisioning adalah kas negatif, dengan investasi yang dibuat untuk mengembalikan lingkungan bukan untuk menghasilkan pendapatan baru, keahlian yang dikembangkan dapat menjadi berharga di tempat lain. Sementara ini, pada nilai nominalnya, dapat dilihat sebagai positif, dekomisioning nuklir harus dilakukan di lokasi, sebagai tapak tidak dapat dibawa kontraktor. Akibatnya, bisnis baru yang diperoleh mau tidak mau akan mengakibatkan penyebaran tenaga di daerah geografis lain, dengan hanya anggota keluarga para pekerja yang mencari nafkah tersisa di masyarakat lokal yang bekerja secara penuh waktu.

Implikasi dari dekomisioning juga dapat menyebar ke hubungan kawasan internasional. Bantuan mungkin diperlukan untuk membantu dalam pendanaan dekomisioning dan pengelolaan limbah.

Pengaruh sosial ekonomi pada skala regional, nasional atau internasional yang mungkin ditemui berlaku pada prinsipnya untuk situasi dekomisioning.

Masalah-masalah yang berpotensi mempengaruhi masyarakat luas adalah sebagai berikut:

(1) Perekonomian nasional.

- Hilangnya pendapatan dari penjualan listrik atau produk lainnya ke negara tetangga;
- Kemungkinan persyaratan untuk impor produk pengganti atau layanan;
- Dampak terhadap kelangsungan hidup industri pribumi lain karena hilangnya output yang diproduksi secara lokal;
- Permintaan perekonomian untuk sumber daya berlaku untuk

melaksanakan strategi dekomisioning yang dipilih*;

Kemungkinan manfaat bagi masyarakat dan ekonomi dari pelepasan pekerja terampil dari pemadaman fasilitas, terutama jika perekonomian tumbuh*;

keterampilan baru yang berharga mungkin dikembangkan di tempat lain untuk pembongkaran*.

(2) Pembiayaan dekomisioning

Dana yang memadai tidak mungkin telah disediakan untuk pembongkaran dan pemulihan tapak.

Tambahan dana mungkin diperlukan untuk mengurangi dampak sosial ekonomi shutdown fasilitas

Tanggung jawab untuk pendanaan mungkin tidak jelas, atau lembaga yang relevan mungkin tidak memiliki kekuatan yang cukup untuk menangani setiap kekurangan dana.

Terdapat prioritas dana yang bersaing. Bantuan keuangan dan teknis internasional mungkin tidak tersedia, tetapi kemungkinan ada beberapa risiko kehilangan kendali atas kebijakan.

(3) Infrastruktur.

Kemungkinan persyaratan penting untuk sistem nasional konfigurasi ulang (Misalnya jaringan listrik atau pemanasan distrik jika PLTN besar telah ditutup) jika terjadi pemadaman tak terduga;

Kehilangan kemampuan kunci pada penelitian nuklir atau lembaga medis;

Kehilangan pendidikan teknis yang disediakan oleh fasilitas;

Kemungkinan kesulitan pendanaan penelitian di bidang nuklir tanpa penggantian fasilitas;

Penyediaan fasilitas untuk pengelolaan bahan bakar bekas, limbah radioaktif dan bahaya lain yang muncul dalam dekomisioning*;

Penyediaan fasilitas pembuangan atau rute untuk fasilitas tersebut di negara lain;

Penyediaan pengaturan yang efektif untuk memastikan pengelolaan tapak selamat tanpa gangguan jika penundaan pembongkaran merupakan bagian dari strategi*.

(4) Hubungan masyarakat (*Public relation*).

Kepentingan/minat *stakeholder* dapat meningkat dibandingkan dengan tahun pengoperasian fasilitas, khususnya yang berkaitan dengan pengelolaan limbah.

Spekulasi perlu diminimalkan dengan memastikan bahwa informasi yang akurat disebarkan untuk memenuhi tuntutan masyarakat dan *stakeholder*.

perdebatan publik mungkin timbul dari dekomisioning, penyimpanan bahan bakar dan strategi pembuangan limbah yang diusulkan.

Permulaan kegiatan pengelolaan limbah dan dekomisioning dapat mengangkat isu yang lebih luas keberlanjutan.

Tapak nuklir mungkin berharga untuk digunakan kembali untuk tujuan serupa*, tapi hal ini mungkin kontroversial.

Terdapat tindakan risiko iri dari dukungan sosial ekonomi masyarakat daerah lain di negara itu.

masalah lintas perbatasan perlu dikelola.

3. HASIL DAN PEMBAHASAN

Reaktor riset sering dikaitkan dengan universitas atau lembaga penelitian, dan fasilitas nuklir kecil yang kemungkinan memiliki tujuan medis. Sebagai hasilnya, banyak yang berlokasi di atau dekat daerah perkotaan dengan beberapa fasilitas nuklir yang terletak di lokasi lebih terpencil. Pengaruh sosial dan ekonomi yang mungkin paling signifikan dalam kasus

reaktor nuklir yang telah ditutup selama bertahun-tahun, yang memiliki staf dan penyesuaian pada masyarakat telah dibuat.

Dampak penutupan reaktor nuklir atau fasilitas nuklir kecil lainnya tidak diperkirakan separah dari fasilitas nuklir besar, namun akan ada dampak lokal. Kemungkinan ada pengaruh ekonomi dan lainnya yang signifikan terhadap lembaga yang memiliki fasilitas tersebut karena hilangnya alat bantu pengajaran, layanan produksi isotop atau kemampuan perawatan medis, serta kehilangan prestise. Setidaknya untuk sementara waktu, dekomisioning akan menghasilkan pekerjaan baru.

Keterbatasan dalam ketersediaan dana atau sumber daya lainnya dapat menyebabkan keterlambatan, terutama karena biaya dekomisioning mungkin besar dibandingkan dengan tahunan anggaran fasilitas nuklir kecil. Situasi yang sulit dapat timbul di beberapa negara ketika dukungan asing untuk penelitian nuklir hilang. Sisa tenaga kerja berpengalaman dalam bidang ilmiah yang ada tetapi dengan keterampilan teknik yang terbatas. Kadang-kadang terdapat juga masalah dengan penuaan tenaga kerja dan staf pensiun yang berpengalaman. Gaji untuk staf biasanya ditahan dan dijaga oleh negara, tetapi hal ini akan menyebabkan pekerja menderita moral dalam lingkungan seperti itu.

Di negara yang reaktor nuklir atau fasilitas nuklir kecil lainnya hanya bagian kecil dari sebuah industri nuklir yang lebih besar, dampak sosial ekonomi cenderung dibatasi dan diberi kesempatan untuk memindahkan pekerja di tempat lain. Dekomisioning atau proyek konstruksi akan membatasi skala dampak sosial ekonomi. Pada tapak besar yang terutama ditujukan untuk penelitian, akan terjadi pengurangan jumlah pekerjaan secara bertahap di tapak karena tidak ada yang 'produk' nyata yang produksinya tiba-tiba hilang saat operasi

berhenti.

PEMBELAJARAN DARI DAMPAK Sosial ekonomi pembongkaran PLTN VANDELLÒS I – SPANYOL [2]

PLTN Vandellòs I pertama kali terhubung ke grid pada bulan Maret 1972. PLTN ini tidak beroperasi lagi sejak Oktober 1989 karena terjadi kebakaran yang merusak fasilitas konvensional instalasi. Namun demikian, hal ini tidak memiliki konsekuensi radiologis. Kejadian ini menandai awal dari proses pembongkaran instalasi nuklir, yang pertama kali dilakukan di Spanyol. Seperti halnya proyek investasi, pembongkaran fasilitas nuklir menyebabkan masuknya sumber daya ekonomi yang menguntungkan agen lokal, perusahaan dan kemakmuran ekonomi daerah secara keseluruhan. Hal ini meningkatkan sumber daya secara positif yang mempengaruhi kegiatan ekonomi di wilayah tersebut, mewujudkan penciptaan pekerjaan, peningkatan permintaan layanan lokal, kemungkinan penciptaan perusahaan baru dan peningkatan produksi lokal. Jenis investasi lain juga memiliki konsekuensi positif bagi perekonomian lokal, misalnya, subsidi untuk meningkatkan infrastruktur lokal dan lebih banyak dana untuk memberikan pelayanan sosial yang lebih baik. Meskipun telah ada beberapa penelitian tentang pengaruh ekonomi dari pembangunan fasilitas nuklir, studi untuk pembongkaran secara praktis tidak ada. Tujuan proyek penelitian tepatnya untuk menentukan dpengaruh

ekonomi yang berkaitan dengan proses pembongkaran PLTN Vandellòs I.

Investasi yang dilakukan

Studi dampak langsung pembongkaran instalasi di area yang berbeda dan lingkungan yang berpengaruh. Area dari pengaruh instalasi mengacu pada zona, area atau distrik berbeda, termasuk di daerah kota yang berbeda, berdasarkan jarak PLTN. Secara spesifik, dan sesuai dengan data yang diberikan oleh ENRESA (La Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A), klasifikasi area pengaruh PLTN disajikan pada Tabel 1. Tabel 2 menunjukkan bahwa sebagian besar investasi telah dibuat di wilayah yang ditetapkan sebagai Zona 1 dan 4. Mengenai total investasi langsung, 54% dari jumlah ini pindah ke Wilayah 4, sementara Zona 1 dan 2 (daerah dekat dengan fasilitas) menerima sekitar 40% dari investasi ini. Dalam kategori kota, distribusi jumlah ini (40%) yang cukup seimbang. Kota yang berdekatan langsung sekitar PLTN (Zona 1) menerima sebagian besar investasi ini (khususnya 36% dari total), Camp Baix hanya menerima 4%. Dampak ekonomi shutdown permanen berhubungan erat dengan dampak sosial. Hilangnya pendapatan (karena baik efek langsung maupun tidak langsung) memiliki dampak yang signifikan pada daerah yang dipengaruhi oleh instalasi. Dampak tersebut untuk alasan berikut:

Tabel 1. Klasifikasi Area Pengaruh PLTN Vandellos I [2]

Zone	Area of influence	Affected populations
1	Municipal	Vandellòs i l'Hospitalet de l'Infant L'Ametlla de Mar Mont-roig del Camp Pratdip Tivissa
2	Regional	Baix Camp
3	Provincial	Province of Tarragona
4	National	Other areas

Tabel 2. Investasi (dalam Euro) yang dibuat dalam Proses Pembongkaran [2]

Year	Zone 1	Zone 2	Zone 3	Zone 4	Total
1998	8 320 564	407 449	477 449	6 294 839	15 500 301
1999	7 551 787	380 937	548 774	11 184 687	19 666 185
2000	7 768 051	360 711	609 586	13 266 875	22 005 223
2001	7 583 342	752 738	1 044 987	12 735 700	22 116 767
2002	5 816 147	1 433 507	2 615 793	11 009 819	20 875 266
2003	1 341 975	767 788	1 553 230	3 966 026	7 629 019
Total	38 381 866	4 103 130	6 849 819	58 457 946	107 792 761

- a. penurunan kegiatan ekonomi di daerah kota yang terkena dampak yang disebabkan oleh hilangnya atau berkurangnya kegiatan sebelumnya dilakukan selama pengoperasian fasilitas - layanan (perawatan, pembersihan dan subkontrak), pengisian bahan bakar dan kegiatan tidak langsung (Komersial dan layanan).
- b. Penurunan pendapatan (pajak, tarif dan kompensasi ekonomi) bagi pemerintah kota, yang menyebabkan penurunan kegiatan administratif dan, oleh karena itu, investasi rendah dan kegiatan berkurang.
- c. Pemblokiran tapak untuk kegunaan lain, sehingga mencegah pengembangan kegiatan alternatif. Pengaruh negatif dekomisioning diperlukan membuat jeda waktu antara penutupan permanen dan dekomisioning sesingkat mungkin, karena periode ketidakpastian dan perlambatan ekonomi di daerah tersebut.
- d. Kerugian kerja langsung dari akhir operasi di PLTN Vandellòs hampir 300 pekerjaan di sebuah komunitas beberapa 4000 jiwa.
- e. Hilangnya lapangan kerja tidak langsung dipengaruhi tidak hanya mendukung dengan PLTN, tetapi juga masyarakat perdagangan dan jasa.

Dampak Ekonomi Yang Terkait Dengan Pembongkaran

1. Efek pada penghasilan.

Pembangunan PLTN Vandellòs menyebabkan peningkatan populasi lokal (pada waktu itu, Hospitalet de l'Infant bukan kota tetapi seperempat dari kota Vandellòs), perubahan kegiatan ekonomi dan peningkatan lapangan kerja. Selain itu, awal

operasi menghasilkan peningkatan pendapatan kota..Peningkatan ini menyebabkan efek tambahan pada lembaga keuangan dan pelaku ekonomi. Efek pada pendapatan produksi, yang dapat diklasifikasikan dengan cara berikut:

- a) efek langsung: Efek ini berkaitan dengan injeksi awal pendapatan pada kegiatan produksi. Akibatnya, efek langsung mencakup dampak dari pembelian produk yang dihasilkan dari investasi pada berbagai sektor perekonomian referensi.
- b) efek tidak langsung: Sektor menerima permintaan langsung pada gilirannya akan membutuhkan input dan bahan baku dari industri lain, dan hal ini akan menyebabkan dorongan yang sesuai dalam produksi sektor ini. Efek ini tidak langsung menangkap dampak produksi yang disebabkan oleh reaksi berantai dalam investasi dan pengeluaran awal, sebagai akibat dari ketergantungan yang ada di antara kegiatan produksi.
- c) efek induksi: Peningkatan memicu efek langsung dan tidak langsung di sektor produksi, sebagai akibat dari sektor produktif yang akan meningkatkan tenaga kerja kontrak untuk memenuhi pertumbuhan produksi.

Pekerjaan yang lebih tinggi akan menghasilkan gaji yang lebih tinggi dan meningkatkan pendapatan konsumen. Hal ini akan meningkatkan konsumsi, yang akan menghasilkan kenaikan produksi baru. Singkatnya, efek yang disebabkan mengukur umpan balik yang dipicu pada kegiatan produksi sebagai akibat terjadinya kontak di luar permintaan yang meningkatkan produksi dan, karenanya, meningkatkan gaji, menghasilkan peningkatan konsumsi dan dampak lebih lanjut pada produksi.

2. Efek pada pekerjaan.

Terlepas dari efek tersebut pada pendapatan dari sektor produksi, investasi menghasilkan dampak yang terwujud dalam kaitannya dengan variabel ekonomi lain. Penciptaan lapangan kerja dalam perekonomian lokal mengambil keunggulan khusus. Dengan menimbang bahwa investasi apapun menyebabkan peningkatan kegiatan produksi, sekto yang terkena dampak perlu lebih banyak pekerja untuk memenuhi pertumbuhan produksi. Peningkatan permintaan tenaga kerja merupakan efek positif pada pekerjaan di daerah yang menerima investasi ini, hal ini dikenal sebagai efek pendudukan.

3. Efek pada penciptaan perusahaan.

Investasi memicu semua jenis hubungan baru dengan struktur produksi lokal, dalam mewujudkan permintaan untuk penyedia layanan dan kontrak kegiatan dengan agen lokal dan perusahaan. Sebagai hasilnya, permintaan baru dapat terkait dengan proses penciptaan perusahaan di tingkat lokal untuk memenuhi jasa yang dibutuhkan oleh investasi proyek. Hal ini menunjukkan bahwa efek pada penciptaan perusahaan sulit dihitung sebelumnya, yaitu sebelum proses investasi telah mencapai titik puncaknya dan sebelum itu ada kemungkinan untuk membangun segala konsekuensinya. Kadang-kadang, hal itu juga mungkin sulit untuk membangun hubungan sebab-akibat antara pengaturan dari perusahaan dan keputusan investasi, yaitu mungkin sulit untuk sepenuhnya yakin bahwa pengaturan dari sebuah perusahaan adalah karena semata-mata untuk investasi proyek yang spesifik. Semua kesulitan menjelaskan fakta bahwa dampak pada penciptaan perusahaan biasanya berada di luar margin analisis.

DAMPAK EKONOMI dari pembongkaran

Dampak ekonomi dihitung dengan menggunakan metode input-output, yang secara umum terdiri dari menetapkan grup relasi yang mencerminkan hubungan dalam kerangka

produksi. Logika model input-output didasarkan pada gagasan bahwa, dalam menanggapi kenaikan atau penurunan dalam permintaan akhir suatu sektor, sektor ini harus menghasilkan lebih atau kurang untuk memenuhi permintaan baru. Hal ini harus menyebabkan sektor ini menuntut lebih atau kurang antara konsumsi dari sektor tersisa tersebut, di samping itu, harus menghasilkan lebih (kurang) dan menggunakan lebih (kurang) input menengah, dan sebagainya.

Pada saat itu, tabel terbaru input-output tersedia untuk Catalonia, mengacu pada tahun 1987, digunakan sebagai titik awal. Dengan menggunakan teknik statistik penyesuaian, perkiraan ganda dibuat dari tabel ini: perkiraan waktu (1987-2001) dan ramalan teritorial (dari Catalonia ke provinsi Tarragona, wilayah Camp Baix dan, akhirnya, kelima kota yang berdekatan dengan Vandellòs I PLTN).

Studi tentang dampak ekonomi dari efek pembongkaran PLTN Vandellòs I ditujukan mengambil tiga wilayah teritorial yang berbeda sebagai acuan:

- (1) Pertama, efek pada penciptaan kegiatan dan pekerjaan di provinsi Tarragona dievaluasi.
- (2) Kedua, penciptaan aktivitas dan kerja wilayah sekitar PLTN (Baix Camp) dinilai.
- (3) Akhirnya, penciptaan kegiatan ekonomi dan lapangan kerja di lima wilayah kota sekitar PLTN Vandellòs I (Vandellòs i l'Hospitalet de l'Infant, L'Ametlla de Mar, Mont-roig del Camp, Tivissa dan Pratdip) diperkirakan.

efek Investasi, efek konsumsi dan efek total

Jumlah pengeluaran langsung yang disebabkan oleh penutupan PLTN

memperhitungkan semua kategori permintaan yang terkait dengan penutupan tersebut dan sektor terhadap mana mereka diarahkan. Mengingat bahwa penilaian dari dampak ekonomi yang diperlukan semua biaya terkait yang diperhitungkan secara mendalam, dan mempertimbangkan tidak hanya investasi yang diperlukan untuk menyelesaikan penutupan fasilitas tetapi juga permintaan yang timbul dari konsumsi para pekerja secara langsung terkait dengan proses pembongkaran. Sebagian besar dampak ekonomi dijelaskan oleh investasi dalam pembongkaran, sementara konsumsi pekerja pembongkaran membuat kontribusi lebih rendah.

efek Langsung, tidak langsung dan induksi

Pembagian efek keseluruhan pada pendapatan ke langsung, efek tidak langsung dan induksi dapat dilihat pada Tabel

3. Dalam tabel ini, dapat diamati bagaimana efek keseluruhan secara signifikan menguatkan permintaan langsung disebabkan oleh proses pembongkaran.

Efek pada pekerjaan

Efek kerja ditunjukkan pada Tabel V-10, di mana perbedaan dibuat antara dampak terhadap pendudukan disebabkan oleh pembongkaran dan dampak pada pekerjaan disebabkan oleh konsumsi pekerja. Sekali lagi, sebagian besar dampak ekonomi dijelaskan oleh investasi dalam pembongkaran, sementara konsumsi pekerja pembongkaran membuat kontribusi lebih rendah.

efek Ganda
Tabel 5 menunjukkan efek ganda pada pendapatan produksi di setiap wilayah

dianalisis dalam studi tentang dampak ekonomi dari pembongkaran dari PLTN Vandellòs I.

4. KESIMPULAN

Dari uraian di atas maka dapat disimpulkan bahwa:

1. Dampak sosial ekonomi akibat dekomisioning reaktor nuklir terjadi pada:
 - a. Pekerja instalasi
 - b. Masyarakat lokal
 - c. Masyarakat lebih luas
2. Terdapat efek potensial sosial ekonomi terhadap masyarakat lokal akibat

dekomisioning reaktor nuklir, efek tersebut adalah:

- (1) Kegiatan ekonomi;
- (2) perubahan demografis;
- (3) Layanan;
- (4) Kebijakan dan kebutuhan dana.

3. Penghentian kegiatan ekonomi menyiratkan dampak ekonomi negatif dalam wilayah di mana kegiatan yang didirikan, seperti yang terjadi dengan Vandellòs I. Namun demikian, bahwa dampak negatif telah diatasi dengan penciptaan kegiatan ekonomi baru yang terkait dengan proses dekomisioning.

Tabel 3. Efek langsung, tidak langsung dan induksi[2]

	Direct effect	Indirect effect	Induced effect	Total effect
Tarragona	103 222 287	76 687 463	229 515 678	409 425 428
Baix Camp	48 843 425	42 399 521	108 309 432	199 552 378
Municipalities	46 449 997	43 323 604	108 045 557	197 819 158

Tabel 4. Efek pada pekerjaan [2]

	Investment effect	Consumption effect	Total effect
Tarragona	5687	235 (3.97%)	5922
Baix Camp	2911	200 (6.43%)	3111
Municipalities	2175	121 (5.27%)	2296

Tabel 5 Perbandingan Efek Ganda [2]

	Direct effect	Indirect effect	Induced effect	Total effect
Tarragona	1	0.76	2.22	3.98
Baix Camp	1	0.87	2.22	4.09
Municipalities	1	0.93	2.32	4.25

DAFTAR PUSTAKA

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Consideration

- of Early Closure or Continued Operation of a Nuclear Power Plant, IAEA-TECDOC- 1514, IAEA, Vienna (2006).
- [2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, MANAGING THE SOCIOECONOMIC IMPACT OF THE DECOMMISSIONING OF NUCLEAR FACILITIES, TECHNICAL REPORTS SERIES No. 464, IAEA, Vienna (2008).
- [3] OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, “Social aspects of decommissioning and dismantling in Spain”, Strategy Selection for the Decommissioning of Nuclear Facilities (Proc. Int. Sem. Tarragona, 2003), OECD, Paris (2003).
- [4] GRAVALOS, J.M., “The Spanish decommissioning scene: The implementer’s view”, (Proc. Int. Sem. Tarragona, 2003), OECD, Paris (2003).
- [5] CASTELLNOU, J., “Local information committee and social repercussions of the shutdown and dismantling of Vandellòs 1”, (Proc. Int. Sem. Tarragona, 2003), OECD, Paris (2003).
- Pada Umumnya usia suatu instansi nuklir (PLTN) beroperasi berkisar antara 40 – 60 Tahun, kalau tidak ada masalah keselamatan dan keamanan operasi. Setiap 5 Tahun dilakukan Periodic Safety Review oleh pemegang izin. Suatu daerah yang ada PLTN-nya biasanya dimiliki pemegang izin.

TANYA JAWAB DAN DISKUSI

1. Penanya : Anton Reardy BBA (LSM Lingkungan Hidup FEBE)

Pertanyaan:

1. Apakah ada semacam kontrak masa sewa suatu daerah untuk Plant Nuklir, apa itu 30 tahun, 50 tahun atau selama-lamanya? Untuk mendapatkan keamanan masa operasi.

Jawaban:

KRITERIA PENAPISAN ASPEK BAHAYA GUNUNGAPI DALAM EVALUASI TAPAK PLTN

Nur Siwhan

P2STPIBN-BAPETEN, Jl. Gadjah Mada No. 8 Jakarta 10120, email :
n.siwhan@bapeten.go.id

ABSTRAK

Kriteria Penapisan Aspek Bahaya Gunung Api dalam Evaluasi Tapak PLTN. Telah dilakukan kajian terhadap kelengkapan peraturan perundang-undangan yang ada di Indonesia terutama terkait dengan aspek bahaya gunung api dalam evaluasi tapak PLTN. Aspek bahaya gunung api sangat diperlukan untuk mengidentifikasi potensi bahaya eksternal yang dapat membahayakan keselamatan pengoperasian PLTN. Terdapat empat tahapan dalam prosedur umum untuk mengevaluasi bahaya gunung api yaitu kajian awal, karakterisasi potensi sumber aktivitas gunung api di masa depan, penapisan bahaya gunung api dan kajian bahaya gunung api kapabel. Makalah ini membahas tahapan ketiga dalam prosedur umum evaluasi yaitu penapisan bahaya gunung api. Di dalam Perka BAPETEN No. 2 Tahun 2008 baru terdapat kriteria penapisan bahaya gunung api untuk fenomena misil gunung api, sehingga diperlukan kriteria penapisan untuk fenomena bahaya yang lain yaitu aliran piroklastik densitas; aliran lava; longsor bahan rombakan; lahar; pembukaan lubang erupsi baru; misil gunung api; tsunami; deformasi tanah; serta sistem panas bumi dan anomali air tanah

Kata kunci : aspek bahaya gunung api, kriteria penapisan

ABSTRACT

Screening Criteria of Volcanic Hazards Aspect in the NPP Site Evaluation. Studies have been conducted on the completeness of regulation in Indonesia particularly on volcanic hazards aspects in the evaluation of nuclear power plant site. Volcanic hazard aspect needed to identify potential external hazards that may endanger the safety of the operation of nuclear power plants. There are four stages for evaluating volcanic hazards, which are initial assessment, characterization sources of volcanic activity in the future, screening volcanic hazards and assessment of capable volcanic hazards. This paper discuss the third stage of the general evaluation which is the screening procedure of volcanic hazards. BAPETEN Chairman Regulation No. 2 Year of 2008 has only one screening criteria for missile volcanic phenomena, so it required screening criteria for other hazard phenomena that are pyroclastic flow density; lava flows; avalanche debris materials; lava; opening hole new eruptions, volcano missil; tsunamis; ground deformation; and hydrothermal system and ground water anomaly.

Keywords: aspects of volcanic hazards, screening criteria

I. PENDAHULUAN

I.1. Latar belakang

Secara geografis Indonesia terletak dalam pertemuan tiga lempeng bumi, yaitu lempeng Eurasia, lempeng Indoaustralia dan lempeng pasifik. Pertemuan dari tiga lempeng bumi diatas menyebabkan terjadinya aktivitas magma di dalam bumi, hal ini yang menyebabkan mengapa di Indonesia banyak terdapat gunung berapi aktif. Kondisi ini yang perlu dipertimbangkan dalam membangun fasilitas yang strategis.

Indonesia merupakan salah satu negara yang mempertimbangkan untuk membangun dan mengoperasikan PLTN. Salah satu aspek yang perlu diperhatikan sebelum pembangunan dan pengoperasian PLTN adalah evaluasi tapak. Aspek bahaya gunung api merupakan salah satu faktor penting dalam evaluasi tapak PLTN, terutama di wilayah Indonesia yang dilewati jalur gunung api.

Terkait dengan evaluasi tapak untuk aspek bahaya gunung api, terdapat prosedur umum evaluasi yang perlu dilakukan, dimana prosedur ini merupakan langkah-langkah dalam mengevaluasi aspek bahaya gunung api yang terdiri dari empat tahapan yaitu : tahapan kajian awal, tahapan karakterisasi potensi sumber aktivitas gunung api di masa depan, tahapan penapisan bahaya gunung api dan tahapan kajian bahaya gunung api kapabel.

I.2. Batasan masalah

Makalah ini membahas prosedur umum dalam mengevaluasi tapak PLTN terutama tahap ketiga yaitu penapisan bahaya gunung api, dimana di Perka BAPETEN No. 2 Tahun 2008 baru terdapat kriteria penapisan untuk misil gunung api, sedangkan untuk kriteria yang lain belum terdapat.

I.3. Tujuan dan Metode

Penulisan makalah ini bertujuan memberikan rekomendasi nilai kriteria penapisan aspek bahaya gunung api yang dapat digunakan untuk menolak tapak yaitu aliran piroklastik densitas; aliran lava; longsoran bahan rombakan; lahar; pembukaan lubang erupsi baru; misil gunung api, tsunami; deformasi tanah; serta sistem panas bumi dan anomali air tanah.

Metode yang digunakan dalam penulisan makalah ini adalah tinjauan/reviu dari beberapa referensi yang tersedia dan juga diskusi dengan beberapa narasumber.

II. DASAR TEORI

Terdapat tiga belas (13) fenomena bahaya dalam evaluasi gunung api. Dari ke tiga belas (13) fenomena tersebut terdapat 9 fenomena yang dapat menolak tapak, yaitu 1) aliran piroklastik densitas; 2) aliran lava dan guguran kubah lava; 3) longsoran bahan rombakan, tanah longsor dan kegagalan lereng; 4) aliran bahan rombakan, lahar dan banjir; 5) pembukaan lubang erupsi baru; 6) misil gunung api; 7) tsunami, seiche, gagalnya danau kawah; 8) deformasi tanah; serta 9) sistem panas bumi dan anomali air tanah.

Aliran piroklastik densitas

Aliran piroklastik merupakan salah satu hasil letusan gunung berapi yang bergerak dengan cepat dan terdiri dari gas panas, abu vulkanik, dan batuan (tefra). Aliran ini dapat bergerak dari gunung berapi dengan kecepatan 700 km/jam. Gas dapat mencapai temperatur di atas 1000 °C. Piroklastik berasal dari bahasa Yunani, *pyro* yang berarti api (*fire*) dan *clastic* yang berarti hancuran (*broken*).

Gambar 1. Aliran piroklastik (awan panas) di Gunung Merapi



Aliran lava

Aliran lava merupakan hasil letusan gunung api yang digerakkan oleh gravitasi dan mengikuti jalur aliran/drainase topografi. Morfologi dan kecepatan aliran lava tergantung pada viskositas, laju letusan, temperatur, komposisi, lubang geometri dan topografi. Aliran lava tebal dapat menggenangi dan merubah topografi. Tergantung dari sifatnya, aliran lava dapat membuat topografi sendiri dengan ekspansi vertikal, memungkinkan lava mengalir ke wilayah baru yang pada awalnya tidak terhubung dengan sumber lava. Aliran lava viskositas rendah di atas vegetasi lebat kemungkinan akan membakar vegetasi dan memicu ledakan dari CO₂ yang terjebak dan gas CH₄.⁽¹⁾

Longsoran bahan rombakan

Longsor bahan rombakan dapat diakibatkan karena bagian sisi gunung api yang curam dapat menjadi labil dikarenakan adanya alterasi hidrotermal dan letusan gunung api itu sendiri. Kecepatan longsor ini dapat mencapai 50 – 70 m/s dikarenakan gaya gravitasi dan tergantung curamnya lereng. Runtuhnya struktur dapat memicu ledakan hidrotermal atau memulai letusan gunung api itu sendiri, termasuk

letusan lateral. Dalam beberapa kasus, masuknya longsor bahan rombakan dan tanah longsor ke badan air (danau, laut) dapat menyebabkan tsunami.⁽¹⁾

Lahar

Aliran bahan rombakan gunung api dan lahar adalah campuran fragmen batuan gunung api dari diameter ukuran 10⁻⁶ m sampai lebih dari 100 m yang bercampur dengan air maupun batuan lainnya, tanah, dan vegetasi. Kecepatan aliran lahar bisa mencapai 10-50 m/s.⁽¹⁾

Pembukaan lubang erupsi baru

Terkait dengan struktur gunung api yang besar, seperti gunung api perisai dan kaldera, lubang baru sering terbentuk disepanjang zona retakan atau struktur utama lain pada gunung api. Lubang baru dapat terbentuk sepanjang retakan dan panjangnya sampai beberapa kilometer. Fenomena gunung lumpur (*mud volcano*) dimasukkan ke dalam fenomena bahaya pembukaan lubang erupsi baru.⁽¹⁾

Misil gunung api

Misil gunung api dapat dibandingkan dengan dampak misil akibat tornado atau tubrukan pesawat namun

dengan potensi jumlah yang bisa sangat tinggi. Pada lubang erupsi, partikel memiliki kecepatan berkisar 50 sampai 300 m/s, dan jarak yang ditempuh adalah fungsi dari ukurannya dan tarikan aerodinamis, yang dapat berkurang dibelakang gelombang kejut yang dihasilkan oleh besar letusan. Hal ini berarti bahwa meskipun besar, padat, berdiameter 1 (satu) meter, dapat menempuh jarak berkilometer dari lubang erupsi gunung api.⁽¹⁾

Tsunami

Dari segi terminologi tsunami berasal dari bahasa jepang, *Tsu* yang berarti pelabuhan dan *Nami* yang berarti gelombang. Tsunami merupakan perpindahan badan air yang disebabkan oleh perubahan permukaan laut secara vertikal dengan tiba-tiba. Tsunami dapat disebabkan karena longsor di dasar laut, runtuh gunung api, letusan gunung api, gempa bumi dan juga jatuhnya meteor.

Kecepatan gelombang tsunami bisa mencapai ratusan kilometer per jam tergantung pada kedalaman laut di mana gelombang terjadi. Pada waktu gelombang tsunami mencapai pantai, kecepatannya akan berkurang tetapi ketinggiannya akan bertambah sehingga sangat merusak daerah pantai yang dilaluinya. Di tengah laut tinggi gelombang tsunami hanya beberapa cm hingga beberapa meter, namun saat mencapai pantai tinggi gelombangnya bisa mencapai puluhan meter karena terjadi penumpukan masa air. Saat mencapai pantai tsunami akan merayap masuk daratan jauh dari garis pantai dengan jangkauan mencapai beberapa ratus meter bahkan bisa beberapa kilometer.

Deformasi tanah

Deformasi tanah biasanya terjadi sebelum, selama, dan setelah aktivitas gunung api. Bahaya yang berhubungan dengan deformasi tanah dapat terjadi dalam beberapa bentuk, pada kasus deformasi tanah di gunung api kapabel, deformasi tanah yang berhubungan dengan intrusi

magma mungkin memiliki efek langsung, seperti potensi peningkatan longsor, aliran bahan rombakan atau fenomena terkait, dan meningkatnya potensi aliran gas gunung api. Deformasi tanah juga menyertai pembukaan lubang gunung api baru.⁽¹⁾

Sistem panas bumi dan anomali air tanah

Sistem panas bumi dapat mengakibatkan ledakan uap, melontarkan fragmen batuan dengan jarak beberapa kilometer dan dapat menciptakan kawah dengan diameter sampai ratusan meter dan mengakibatkan pembentukan lubang baru. Sistem panas bumi juga merubah batuan menjadi lempung dan mineral lain, menghasilkan kondisi bawah tanah yang tidak stabil.⁽¹⁾

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

Kriteria Penapisan Bahaya Gunung Api

Berdasarkan prosedur umum evaluasi bahaya gunung api diatas, berikut ini adalah kriteria penapisan bahaya gunung api yang merupakan kejadian bahaya eksternal dengan konsekuensi yang berpotensi merugikan keselamatan operasi instalasi.

III.1. Aliran piroklastik densitas

Fenomena ini dipertimbangkan sebagai kriteria untuk menolak tapak dengan beberapa karakteristik potensi yang harus diperhatikan ke instalasi nuklir yaitu beban fisik dinamis, tekanan atmosfer yang tinggi, dampak proyektil, temperatur tinggi > 300°C (ada yang sampai suhu 1000°C), partikel abrasif dan gas beracun.⁽¹⁾ Aliran piroklastik yang pernah terjadi di Indonesia adalah hasil letusan Gunung Api Tambora yang merupakan gunung api jenis *stratovolkano* pada tahun 1815 dimana letusan ini tercatat sebesar VEI 7 dengan jumlah semburan tefrit sebesar 1.6×10^{11} meter³, mengeluarkan piroklastik 100 km³ dengan perkiraan massa mencapai 1.4×10^{14} kg, dengan tinggi kolom asap

letusan \pm 40 km, ketinggian kerucut 4300 m (merupakan salah satu kerucut tertinggi di Indonesia), dimana letusan ini menghasilkan surge dan piroklastik yang mencapai jarak 20 km (dilaut), jika dikonversi didarat maka jarak sekitar 30 km.⁽²⁾ Beberapa ahli berpendapat bahwa jarak penapisan untuk aliran piroklastik adalah 15 km untuk VEI 3 and 25 km untuk VEI 6 (Igan Sutawijaya dan Wahyu Srigutomo). Perkiraan frekuensi erupsi global 1 kali per tahun untuk VEI 3 dan 0.01 kali per tahun untuk VEI 6.⁽³⁾

III.2. Aliran lava dan guguran kubah lava

Fenomena ini dipertimbangkan sebagai kriteria untuk menolak tapak dengan beberapa karakteristik potensi yang harus diperhatikan ke instalasi nuklir yaitu beban fisik dinamis, banjir dan genangan air, temperatur tinggi $> 700^{\circ}\text{C}$ (bisa sampai 1200°C) yang dapat menyebabkan kebakaran dan ledakan gas. Aliran lava dapat mengalir puluhan kilometer dari lubang erupsi, dan dalam kasus yang tidak biasa sampai beberapa ratus kilometer, dengan ketebalan berkisar antara 1 m sampai 100 m.⁽¹⁾ Untuk kondisi di Indonesia dapat mengambil contoh gunung api Agung di bali pada saat terjadi letusan tanggal 19 Februari dan 17 Maret 1963 dimana terjadi aliran lava yang mengalir dari kawah utama di puncak ke utara, lewat tepi kawah yang paling rendah, berhenti pada garis ketinggian 505.64 m dan mencapai jarak lebih kurang 7.2 km.⁽⁴⁾ Isi lava tersebut ditaksir sebanyak lebih kurang 339,235 juta m³. Beberapa ahli berpendapat bahwa jarak penapisan untuk aliran lava adalah 5 km untuk VEI 3 dan 7 km untuk VEI 6.

III.3. Longsoran bahan rombakan, tanah longsor dan kegagalan lereng

Fenomena ini dipertimbangkan sebagai kriteria untuk menolak tapak dengan beberapa karakteristik potensi yang harus diperhatikan ke instalasi nuklir yaitu beban fisik dinamis, dampak dari misil

yang terbawa longsoran, genangan air dan banjir.⁽¹⁾ Kondisi di Indonesia dapat mengambil contoh dari Gunung Api Raung dimana letusan dengan VEI 6 yang pernah terjadi menghasilkan debris dengan jangkauan paling jauh 40 km (berdasarkan Igan Sutawijaya), Gunung Api Galunggung dengan periode ulang letusan 4000 tahun menghasilkan debris dengan jarak 25 km, Gunung Api Gede menghasilkan debris dengan jangkauan sejauh 15 km. Berdasarkan letusan gunung api Raung tersebut maka jarak penapisan untuk bahan rombakan adalah 40 km untuk VEI 6.

III.4. Aliran bahan rombakan, lahar dan banjir

Fenomena ini dipertimbangkan sebagai kriteria untuk menolak tapak karena aliran debris dan lahar yang besar dapat mencapai jarak lebih dari 150 km dan volumenya dapat lebih besar dari 107 m³.⁽¹⁾ Lahar dapat terjadi jika beberapa syarat berikut ini terpenuhi : Endapan material awan panas dengan kandungan abu $> 2\%$, Curah hujan > 20 mm selama 2 jam, Kelerengan (topografi) cukup curam ($> 8\%$). Contoh lahar yang pernah terjadi di Indonesia adalah letusan Gunung Kelud sepanjang abad 20 yaitu tahun 1901, 1919, 1951, 1966 dan 1990. Berdasarkan kajian atas proses, tipe dan produk letusan gunung kelud memberikan gambaran bahwa lahar letusan gunung ini akan terjadi jika volume air danau kawah > 5 juta m³ (?). Berdasarkan kajian pada gunung ini diketahui bahwa sekuen letusan biasanya diawali dengan letusan uap (freatik) kemudian berkembang menjadi letusan freato-magmatik yang disertai dengan serukan (surge) hingga letusan magmatik yang menghasilkan skoria dan batu apung, terjadi dalam waktu yang relatif singkat (kurang dari 10 jam). Pada tahun 1990 gunung kelud meletus lagi tetapi tidak menghasilkan fenomena lahar dikarenakan volume danau kawah pada saat terjadi letusan tidak lebih dari 2.5 juta m³. Hal ini dapat terjadi dikarenakan usaha pengendalian volume dana kawah dengan

pembuatan terowongan pada tahun 1920.⁽⁴⁾ Lahar primer letusan Gunung Kelud yang terjauh terjadi pada tahun 1919 mencapai 37.5 km untuk VEI 4 (tabel 1), sehingga

berdasarkan letusan Gunung Kelud ini maka jarak penapisan untuk lahar primer adalah 37.5 km untuk VEI 4.

Tabel 1. Rekaman data letusan gunung kelud sejak tahun 1848, memperlihatkan hubungan positif antara isi danau kawah sebelum letusan dan tingkat kerusakan lingkungan akibat lahar letusan (Pratomo, 1992 Bourdierr drr., 1997)

Tanggal letusan	Volume air danau kawah (juta m ³)	Volume Tephra (juta m ³)	Durasi letusan (jam)	Radius kerusakan (km)	Jangkauan lahar letusan, lahar dingin (km)	Jangkauan aliran awan panas (km)
16 Mei 1848	48.7	-	4	Ada	27?	?
3-4 Januari 1864	-	-	-	-	27?	?
22-23 Mei 1901	-	200	-	6	27?	?
20 Mei 1919	40	190	-	5-7	37.5	10
31 Agustus 1951	1.8	200	11.5	4-6.5	-	6.5
24 April 1966	21.6	90	7	2-5	31	9
10 Februari 1990	2.5	130	8	1-5	-	5

III.5. Pembukaan lubang erupsi baru

Fenomena ini dipertimbangkan sebagai kriteria untuk menolak tapak dengan beberapa karakteristik potensi yang harus diperhatikan ke instalasi nuklir yaitu beban fisik dinamis, deformasi tanah, gempa gunung api, banjir, amblesan dll.⁽¹⁾ Di Gunung Batur terjadi pembukaan lubang erupsi baru yang terbentuk dalam jarak 2 km dari pusat erupsi (Igan Sutawijaya). Terkait dengan pembukaan lubang baru (gunung api lumpur) tapak ditolak jika di wilayah dekat (25 km) terdapat potensi gunung lumpur yang membahayakan instalasi. Beberapa ahli berpendapat bahwa kriteria penapisan fenomena pembukaan lubang baru ini adalah di sekitar tapak (5 km) PLTN.

III.6. Misil gunung api

Fenomena ini dipertimbangkan sebagai kriteria untuk menolak tapak dengan beberapa karakteristik potensi yang harus diperhatikan ke instalasi nuklir yaitu dampak partikel, beban fisik statis, partikel abrasif di air. Jarak penapisan secara horizontal untuk bom adalah 5 km, dengan diameter 5-6 cm. Perka BAPETEN No. 2 Tahun 2008 yang menyatakan bahwa reaktor daya terletak cukup jauh (> 10 km) dari misil dapat digunakan sebagai jarak penapisan.⁽⁵⁾

III.7. Tsunami, *seiche* dan kegagalan danau kawah

Fenomena ini dipertimbangkan sebagai kriteria untuk menolak tapak dengan beberapa karakteristik potensi yang harus diperhatikan ke instalasi nuklir yaitu volume dan aliran massa, sumber dan karakteristik perpindahan air, dan

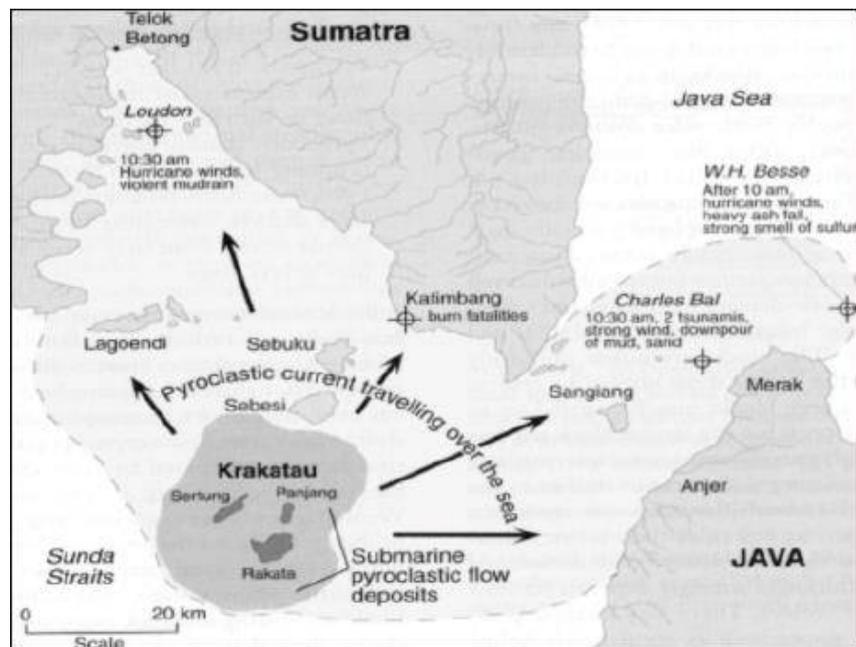
rambatan/propagasi gelombang yang dihasilkan berdasarkan lokasi-spesifik batimetri. Kasus di Indonesia adalah tsunami di Gunung Kelud, dimana letusan gunung tersebut menghasilkan volume letusan sebesar 10 juta m³ ditumpahakan sejauh 7 km. Kasus kedua adalah fenomena tsunami karena meletusnya

Gunung Krakatau yang menyebabkan runtuhnya tubuh gunung api dan aliran piroklastik sehingga menghasilkan tsunami dengan tinggi gelombang 5 – 35 m dengan jangkauan rambatan sejauh 800 km⁽⁴⁾. Nilai ini dapat digunakan sebagai jarak kriteria penapisan aspek bahaya tsunami.

Tabel 2. Karakteristik bencana tsunami yang dipicu oleh letusan Gunung Api yang pernah terjadi di Indonesia (Beget 2000; Pratomo & Abdurrachman 2004)

Gunung Api	Tahun	Geografi	Pemicu tsunami	Tinggi gelombang (m)	Jangkaun rambatan (km)	Korban jiwa
Tambora	1815	Pulau	Aliran piroklastik ke laut	> 10	> 100	> 10.000
Krakatau	1883	Pulau	Runtuhan tubuh gunung api aliran piroklastik	5 – 35	800	> 36.000
Paluweh	1928	Pulau	Runtuhan tubuh gunung api ke laut	5 – 10	> 100	> 150
Iliwerung	1979	Pantai	Runtuhan tubuh gunung api ke laut	9	> 100	> 500

Gambar 2. Sebaran arah gelombang tsunami yang ditimbulkan akibat letusan Gunung Krakatau 1883 (Valentin & Fisher 2000)



III.8. Deformasi tanah

Fenomena ini merupakan kriteria untuk menolak tapak, karena jika fenomena ini terjadi di tapak maka

rekayasa teknik tidak dapat mengatasinya. Fenomena deformasi tanah dapat terjadi terkait dengan fenomena pembukaan lubang erupsi baru, sehingga secara umum, deformasi tanah sejauh beberapa milimeter dapat terjadi di daerah yang luas di intrusi batuan beku gunung api.⁽²⁾

III.9. Sistem panas bumi dan anomali air tanah

Sistem Panas Bumi bisa menghasilkan ledakan uap yang melemparkan fragmen batuan beberapa kilometer dan membentuk kawah ledakan berdiameter ratusan meter. Beberapa ahli berpendapat bahwa terdapatnya sistem panas bumi di gunung api akan menyebabkan letusan freatik yang dapat terjadi paling jauh dalam jarak 1 km dari pusat erupsi. Sehingga kriteria penapisan untuk sistem panas bumi ini sejauh 1 km dari pusat erupsi.⁽²⁾

KESIMPULAN

1. Beberapa aspek bahaya gunung api yang dapat digunakan sebagai kriteria penapisan untuk menolak tapak yaitu aliran piroklastik densitas; aliran lava dan guguran kubah lava; longsoran bahan rombakan, tanah longsor dan kegagalan lereng; aliran bahan rombakan, lahar dan banjir; pembukaan lubang erupsi baru; tsunami, seiche dan kegagalan danau kawah.
2. Baru terdapat 1 kriteria penapisan di Perka BAPETEN No. 2 Tahun 2008 yaitu bahaya misil gunung api, sedangkan untuk fenomena bahaya yang lain sudah dijelaskan dalam kajian ini.
3. Kriteria penapisan bahaya gunung api untuk masing-masing tapak PLTN adalah spesifik dan berbeda-beda, tetapi kriteria penapisan tersebut dapat digunakan sebagai

kriteria penapisan umum untuk tapak di Indonesia.

UCAPAN TERIMA KASIH

Kami mengucapkan terima kasih yang sebesar besarnya kepada Kepala P2STPIBN, Ka.Bid PRD, Rekan-rekan P2STPIBN yang telah banyak membantu sehingga makalah ini dapat ditulis. Semoga tulisan ini dapat menambah wawasan terutama terkait dengan kriteria penapisan bahaya aspek gunung api yang digunakan dalam evaluasi tapak PLTN.

DAFTAR ACUAN

1. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2012, *Volcanic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations*, SSG-21.
2. Nur Siwhan, Emy Triharjiyati, 2011, *Laporan Hasil Kajian Pengkajian Teknis Pengawasan Tapak Reaktor Daya Aspek Vulkanologi*.
3. C. B. Connor, R. S. J. Sparks, M. Díez, A. C. M. Volentik and S. C. P. Pearson, 2009 “*Volcanic and Tectonic Hazard Assesment for Nuclear Facilities*” (ed. Connor et al.), Cambridge University Press, New York
4. Indyo Pratomo, 4 Desember 2006, *Klasifikasi Gunung Api Aktif Indonesia, Studi Kasus dari Beberapa Letusan Gunung Api dalam Sejarah*, Jurnal Geologi Indonesia, Vol. 1 No : 209-227.
5. Perka BAPETEN No. 2 Tahun 2008 tentang *Evaluasi Tapak Reaktor Daya Aspek Vulkanologi*
6. Pratomo, I. and Abdurachman, K., 2004. *Characteristics of the Indonesian Active Volcanoes and their Hazards*. Mineral & Energi, 2, no. 4, h. 56-60.

7. Valentine, G.A. and Fisher, R.V., 2000. *Pyroclastic Surges and Blasts*. In: H. Sigurdsson, (ed) *Encyclopedia of Volcanoes*. Academic Press.

TANYA JAWAB DAN DISKUSI

1. Penanya : Tino Sawaldi (BAPETEN)

Pertanyaan:

- a) Menurut saya penapisan bahaya gunung api tidak bisa dibuat per fenomena bahaya. Contoh jika dibuat penapisan untuk bahaya VEIG bahaya akibat aliran lava 30 km, aliran piroklastik 40 km dan misil 10 km yang akan berlaku tentunya penapisan untuk aliran piroklastik karena obyeknya sudah jelas. Usul saya untuk penapisan cukup diberikan 1 saja, misal 40 km sebagai jarak aman dari bahaya gunung api.

Jawaban:

- a) Perlu ketahui bahwa terdapat beberapa tipe gunung api dan tidak semua gunung api tersebut akan menghasilkan fenomena bahaya yang sama, sehingga jika jarak aman penapisan dibuat hanya satu untuk berbagai tipe gunung api maka tidak akan sesuai.

2. Penanya : Anton Ruardu BBA, LSM LingkunganHidup (FEBE)

Pertanyaan:

- a) Apakah ada tempat yang ideal untuk pendirian suatu plant (instalasi PLTN)?

Jawaban:

- a) Sebenarnya tidak terdapat tempat yang benar-benar ideal untuk tapak

PLTN, apalagi di Indonesia dengan kondisi kebencanaan yang tinggi, masing-masing lokasi mempunyai kelebihan dan kekurangan. Yang perlu dilakukan adalah pemilihan lokasi tapak dengan ancaman bahaya eksternal seminimal mungkin dan ancaman bahaya tersebut dapat diatasi dengan desain.

3. Penanya : Anton Ruardu BBA, LSM LingkunganHidup (FEBE)

Pertanyaan:

- a) Mengapa nilai "g" (Ground Acceleration) tidak dimasukkan kedalam kriteria penapisan aspek bahaya gunung api?

Jawaban:

- a) Nilai "g" merupakan criteria aspek yang dipertimbangkan dalam bahaya gempa bumi, dalam bahaya gunung api juga mempertimbangkan gempa (akibat aktivitas gunung api) tetapi sifatnya hanya terjadi di sekitar gunung api (local) dan bukan merupakan criteria yang digunakan untuk menolak tapak.

**ANALISIS COUNTER CURRENT FLOW LIMITATION
SELAMA PROSES PENDINGINAN
PADA CELAH SEMPIT REKTANGULAR**

Nur Rahmad Yusuf

Direktorat Perijinan Instalasi dan Bahan Nuklir – BAPETEN
Jl Gajah Mada No.8 Jakarta Pusat, 10120
e-mail: n.yusuf@bapeten.go.id

Abstrak

Studi Eksperimen untuk mempelajari mekanisme perpindahan panas pendidihan pada celah sempit rektangular berdasarkan skenario kecelakaan parah PLTN TMI-2 perlu dilakukan untuk pemahaman terkait manajemen kecelakaan. Penelitian bertujuan untuk memperoleh nilai fluks kalor dan fluks kalor kritis (FKK) selama proses perpindahan panas pendidihan pada celah sempit rektangular. Metode penelitian secara eksperimen menggunakan bagian uji HeaTiNG-02 dengan fluida pendingin adalah air bertemperatur 98°C. Eksperimen dilakukan dengan memvariasikan temperature awal plat 100⁰C, 200⁰C dan 300⁰C dengan ukuran celah 1mm. Proses pendidihan selama pendinginan direkam berdasarkan transien temperatur pada plat panas. Data temperatur digunakan untuk menghitung nilai fluks kalor dan wall superheat, hasilnya direpresentasikan melalui kurva didih. Hasil penelitian menunjukkan bahwa semakin tinggi temperature plat maka lebar kurva akan semakin menyempit yang berarti waktu yang dibutuhkan untuk mendinginkan permukaan plat lebih lambat dan dengan pengamatan visual memperlihatkan bahwa pada temperatur awal plat 100⁰C, 200⁰C dan 300⁰C dengan ukuran celah 1mm terjadi fenomena CCF.

Kata Kunci : Kecelakaan parah, rektangular, fluks kalor, FKK, CCF

Abstract,

Experimental studies to study the mechanism of boiling heat transfer in narrow rectangular channel under severe accident scenarios of TMI-2 nuclear power plant necessary for the understanding of management-related accidents. The research aims to obtain heat flux values and the critical heat flux (CHF) during the process of boiling heat transfer in narrow rectangular channel. Research methods experimentally using the HEATING-02 test section with cooling fluid is water temperature 98°C. Experiments performed by varying the hot plate initial temperature of 100°C, 200°C and 300°C with channel size 1mm. Boiling during the cooling process was recorded by a transient temperature on the hot plate. Temperature data used to calculate the heat flux and wall temperature, the results are represented through the boiling curve. The results show that the higher plate temperature, the narrower width of the curve will be narrower and its mean that the plate surface colling time will be slower. Results visualization is seen that the CCF occurred at the hot plate initial temperature of 100°C, 200°C and 300°C with channel size 1mm.

Keywords: Severe accident, rectangular, heat flux, CHF, CCF

BAB I

Pendahuluan

Dan

Latar Belakang Masalah

Penggunaan energi nuklir untuk pembangkit listrik memiliki potensi bahaya terkait bahan radioaktif. Sehingga aspek keselamatan pada PLTN (Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir) memperoleh prioritas utama. Sementara, fakta lebih menunjukkan bahwa PLTN memiliki rekor keselamatan yang sangat baik. Ada tiga kejadian di dunia yang patut dicatat sebagai kejadian terburuk dalam sejarah keselamatan PLTN, yaitu kejadian di reaktor Three Mile Island Unit 2 (TMI-2), Amerika Serikat, tahun 1979, kejadian di Chernobyl, Ukraina, tahun 1986 dan kecelakaan PLTN Fukushima I tahun 2011. Kecelakaan di reaktor Chernobyl sangat khas dan terkait dengan banyaknya kelemahan pada desainnya.. Saat ini, praktis tidak ada reaktor yang beroperasi dengan desain yang sama dengan reaktor Chernobyl. Kecelakaan nuklir yang terjadi pada reaktor TMI 2 telah menjadi sejarah kecelakaan PLTN yang penting, meskipun dalam kecelakaan TMI 2 hampir setengah dari teras reaktornya mengalami pelelehan (kurang lebih 20 ton) dan lelehan mengalir ke bagian bawah *plenum* pada bejana bertekanan (*Reactor Pressure Vessel*, RPV), peristiwa ini merupakan kategori kecelakaan parah (*Severe Accident*, SA).

Lelehan teras (disebut *debris*) telah didinginkan oleh air yang masih tersisa di dalam teras dan pada akhirnya *debris* tertahan tidak sampai keluar dari RPV, Dengan demikian integritas teras reactor benar-benar terjaga (<http://www.mpr.com/graphics/d-one>

[tmi2coredamage.gif.2007](http://www.mpr.com/graphics/d-one) [2], http://stellar-one.com/nuclear/staffreports/summary_core_damage.htm, 2002) [3]. Kecelakaan pada reaktor Fukushima dipicu oleh adanya bencana alam yang mengakibatkan ketidakmampuan sistem pendingin dalam menangani decay heat.

Dalam peristiwa diatas terlihat sistem pendinginan reaktor memegang peranan penting dalam keselamatan reaktor. Salah satu topik yang berhubungan dengan proses pendinginan adalah topik perpindahan panas pendidihan yang berhubungan dengan interaksi dan karakterisasi antara kekehan teras (*debris*) dan dinding bejana reaktor pada kasus PLTN Three Mile Island Unit 2 (TMI-2) peristiwa diatas terlihat pentingnya sistem pendinginan bagi keselamatan Reaktor.

Kecelakaan TMI-2, meskipun masuk pada kategori kecelakaan parah, namun tidak menimbulkan korban pada manusia (<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/3mile-isle.pdf>, 2000) [1]. Bahkan, kecelakaan tersebut telah menunjukkan keandalan dan keselamatan desain seperti reaktor TMI-2, yaitu desain PLTN yang banyak dioperasikan di dunia saat ini. Kecelakaan reaktor TMI-2 melibatkan berbagai fenomena fisis yang melalui penelitian-penelitian yang dilakukan hingga saat ini dapat digunakan untuk meningkatkan keselamatan PLTN sejenis. Salah satu penelitian yang saat ini masih terus dilakukan adalah permasalahan yang berhubungan dengan interaksi antara lelehan teras di bagian bawah bejana dengan dinding bejana reaktor. Adanya celah sempit yang terisi fluida di antara keduanya menjadi kunci untuk penanganan integritas bejana reaktor. dari aspek termohidrolika, perpindahan kalor yang

terjadi di dalam celah sempit tersebut perlu dipahami benar.

Proses pendinginan yang berlangsung, terjadi melalui mekanisme perpindahan kalor pada celah sempit yang terbentuk antara permukaan *debris* dengan dinding dalam RPV, dimana aliran pendingin masuk ke dalam celah dan turut serta membantu pemindahan kalor dari *debris*. Analisis terhadap kontribusi efek pendinginan celah selama perpindahan kalor dari *debris* dan menjadikan perilaku perpindahan kalor selama pendinginan suatu permukaan panas dalam celah sempit harus dipertimbangkan sebagai parameter yang penting. Berdasarkan sudut pandang tersebut, perlu dibuat kejelasan yang terkait dengan mekanisme dari karakteristik perpindahan kalor pada celah sempit khususnya pada efek batasan *counter current flow* (ccf).

Pemahaman yang lebih mendalam mengenai mekanisme perpindahan kalor pada celah sempit, dirasakan belum memadai, khususnya pada temperatur tinggi. Sehingga, untuk memperdalam pemahaman CCF, maka dilakukan studi untuk menganalisis efek CCF yang terkait dengan mekanisme perpindahan kalor pendidihan pada celah sempit dengan geometri rektanguler. Analisis dilakukan berdasarkan transien temperatur, kurva pendidihan (*boiling curve*) dan pengamatan secara visual terhadap fenomena ccf pada variasi ukuran celah dengan sistem pemanasan tunggal dan sistem open bottom.

BAB II

Bahan dan Metode

Kandlikar [4] mendefinisikan celah sempit sebagai celah yang mencakup ukuran celah mikro, celah mini dan celah konvensional

dalam hal ini range ukuran celahnya adalah 0,02 hingga 3 mm namun tidak membahas efek ccf terhadap ukuran celah. Berikutnya, begitu banyak penelitian perpindahan kalor selama *rewetting* (pembasahan ulang) pada permukaan vertikal yang panas pada celah sempit yang telah dilakukan baik secara eksperimen maupun teori. Beberapa penelitian. Monde, M., Kusuda, H. and Uehara (1982) [5], Chang, Y. and Yao, S. C(1983) [6], Ohtake, H., Koizumi, Y. and Takahashi (1998) [7] Murase, M., et al(2001)[8] menyimpulkan bahwa terdapat 3 perbedaan dari model perpindahan kalor pada proses pendidihan, yaitu didih film (*film boiling*), didih transisi (*transition boiling*) dan didih inti (*nucleat boiling*). Juga terdapat 2 perbedaan kondisi kritis selama pendidihan, yaitu fluks kalor didih film minimum (*minimum film boiling*, MFB) dan fluks kalor kritis (*Critical Heat Flux*, CHF). Monde, dkk. (Monde, M., Kusuda, 1982)[5] mengusulkan suatu korelasi CHF untuk sirkulasi alamiah pada celah sempit, dan membuktikan kemampuan pendinginan (*coolability*) pada dinding panas oleh air yang mengalir ke dalam celah. Kemudian, Chang dan Yao (Chang, Y. and Yao, S. C., 1983)[6] juga meneliti CHF pada celah sempit anulus dengan bagian bawah tertutup berdasarkan variasi fluida pendinginnya pada tekanan yang berbeda-beda dan mengusulkan korelasi CHF berdasarkan kondisi CCF. Sedangkan, Ohtake, dkk. (Ohtake, H., Koizumi, Y. and Takahashi, 1998)[7] melakukan eksperimen *quenching*, mereka menyimpulkan bahwa karakteristik perpindahan kalor selama *rewetting* pada celah sempit agak menyerupai kondisi pada pendidihan kolam. Murase, dkk. (Murase, M., et al., 2001) [8] telah mengevaluasi efek panas-lanjut (*superheat*) peristiwa

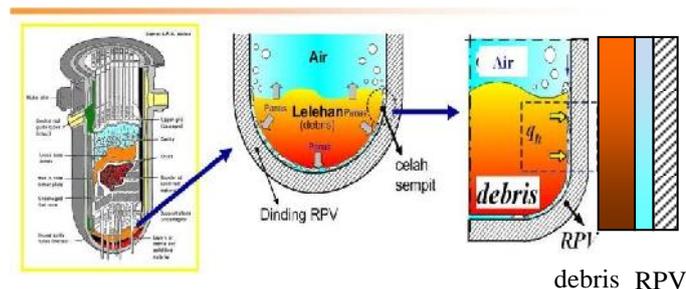
perpindahan kalor dan CHF menggunakan data eksperimen dan menurunkan korelasi perpindahan kalor pada celah sempit.

Penelitian yang telah dilakukan Monde, M., Kusuda, H. and Uehara (1982)[5], Chang, Y. and Yao (1983)[6], Ohtake, H., Koizumi, Y. and Takahashi, (1998)[7], Murase, M., et al., (2001)[8] kesemuanya menggunakan temperatur awal batang pemanas kurang dari 500°C. Kemudian, F. Tanaka & Juarsa. Tanaka, F., Juarsa, M., Mishima, K., et al., (2003)[9], melakukan evaluasi CHF pada peristiwa perpindahan

kalor pada celah sempit berdasarkan data eksperimen dari Juarsa (Juarsa, 2002)[10] dengan temperatur awal yang lebih tinggi dari 500°C, namun efek dari CCF belum dievaluasi.

Metode penelitian yang digunakan adalah penelitian eksperimental menggunakan bagian uji "Heating-02" (*Heat transfer in Narrow Gap-02*), dengan menggunakan pendekatan geometri maupun posisi celah sempit rektanguler vertikal seperti pada gambar 1.

Gambar 1. Pendekatan Geometri Celah sempit rektanguler pada skenario Kecelakaan PLTN TMI-2



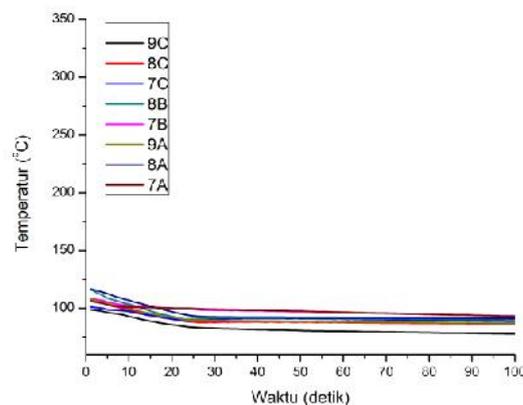
a. Peralatan Bagian Uji Heating-2

Pelat Bagian Utama dari Bagian Uji : Merupakan pelat SS316 dengan tebal 8 mm dan ukuran panjang 440 mm dan lebar total 130 mm, dengan lebar area untuk aliran air adalah 50 mm. Pada pelat SS316 dipasang 9 titik termokopel yang jaraknya 0,5 mm dari permukaan atas dan bawah pelat, dimana ke 9 termokopel digunakan untuk mengukur perubahan temperatur selama proses pendinginan dan pemanasan (Gambar 2 menjelaskan skema alat dan susunan termokopel dan pengkodean). Pelat SS316 ini dijadikan sebagai objek penelitian dan disebut sebagai **bagian utama** dari bagian uji yang akan dipanaskan hingga mencapai temperatur yang diinginkan (maksimal 1000°C). Susunan titik termokopel merupakan

matriks 3 x 10 dengan jarak row antara 2 termokopel 110 mm dan jarak kolom antara 2 termokopel adalah 15 mm yang ditanam pada area aliran air yaitu 1100 x 50 mm. Selain itu, pada ujung-ujung pelat bagian utama dilas dengan *flange* segi-empat dan pada bagian sisi-sisi panjangnya di dipasang 4 pasang kupingan untuk gabungkan dengan bagian pelat penahan panas dan penahan kelengkungan pelat, disebut bagian "**pelat buku belakang**", bagian lainnya adalah pelat penutup bagian utama sebagai pelat penutup sekaligus media bagi penempatan gelas kuarsa sebagai media visualisasi dari celah sempit yang akan diamati. Sebagai tempat untuk menampung air pendingin maka digunakan plenum, yang terletak pada bagian atas dan bawah dari alat uji. Sebagai pemanas maka

celah yang relatif lebih sempit maka sebagian dari air mulai melakukan kontak dengan plat panas sehingga berubah menjadi uap. Selanjutnya air mulai mencari jalur untuk mengalir. Aliran air mengalir mengikuti jalur baru yang terbentuk namun aliran ini tidak langsung bersinggungan dengan plat panas karena mengalir pada plat kaca kuarsa. Sepanjang TC-9A sampai TC-7A terbasahi hampir secara bersamaan. Pada detik ke 2 dalam proses pendinginan ini sebagian air pada lajur a mulai menyentuh permukaan plat panas dan berubah menjadi uap, selanjutnya aliran air

mulai membuat jalur aliran baru sepanjang baris termokopel B (9B-7B). Pada detik ke 2.7 aliran air mulai terhambat oleh adanya uap yang mengalir ke atas hal ini yang kemudian akan kita sebut sebagai CCF. Aliran air yang terhambat oleh aliran uap ini membentuk pola aliran tertentu dan terdorong keatas sehingga membasahi permukaan plat panas. Dengan demikian air yg membasahi permukaan plat mulai menurunkan temperatur permukaan dari plat panas. Dan dengan adanya ccf tersebut permukaan plat yang terdinginkan lebih luas .

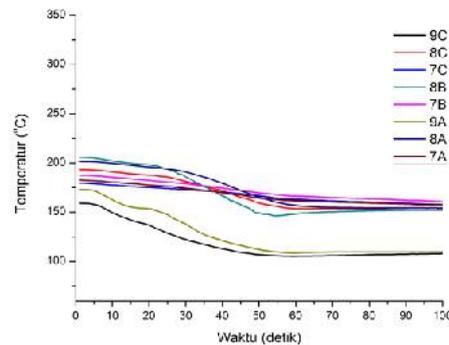


Gambar 3 Profil temperatur transien celah 1 mm temperatur 100°C

Gambar 4 menunjukkan profil pada temperatur awal 200°C, air membutuhkan waktu sedikit lebih lama untuk mulai menyentuh plat panas dibanding pada kasus temperatur awal 100°C namun aliran air lebih merata mengalir melalui plat kuarsa.. Air perlahan-lahan penetrasi ke dalam celah setelah mulai menyentuh batang panas berturut-turut dari atas, posisi TC-9, terus ke bawah, posisi TC-6. Aliran air mula

mula menyentuh plat panas pada posisi termokopel 9C ,9B dan selanjutnya mengalir dan menyentuh termokopel pada lajur B dan C.

kemudian aliran air pada pelat panas terjadi hanya pada lajur C, Sedangkan aliran air pada plat kuarsa terlihat merata dan pada lajur termokopel a terlihat aliran air mengalir ke atas.



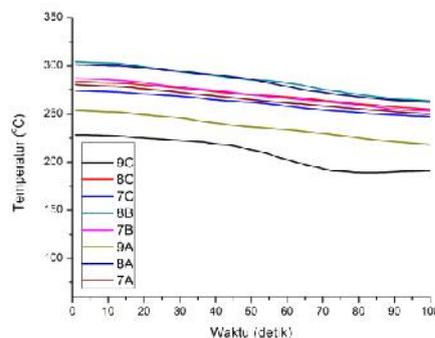
Gambar 4. Profil temperatur transien celah 1 mm temperatur 200°C

Pada detik ke 0.6 CCF mulai terlihat dengan jelas dan menghambat aliran air yang mengalir pada plat kuarsa dan aliran air yang terhambat tersebut bergerak keatas dan sebagian mengenai permukaan plat panas dan menguap. Kemudian pada detik 1.6 terjadi aliran CCF yang merata dan besar menyebabkan air bergerak ke atas melawan arah aliran. Sebagian besar permukaan plat pada posisi termokopel 9 dan 8 terkena percikan dari aliran air tersebut.

Pada detik ke 2 sampai dengan detik ke 2,8 air kembali mengalir secara gravitasi ke bawah dan pada bagian termokopel 9,8 dan 7 permukaannya sebagian besar tersentuh oleh aliran air. Pada detik 2,85 sampai detik 3,48 terjadi kembali pola CCF. Detik 1.5 sebagian besar air menyentuh permukaan plat panas pada

posisi termokopel 9 dan 8 dan air yang menyentuh permukaan tersebut terlihat mendidih dan kemungkinan besar kemudian berubah menjadi uap.

Gambar 5 menunjukkan profil pada temperatur awal 300°C, air pertama kali menyentuh pada posisi TC-9. Setelah itu sebagian kecil air mengenai permukaan plat panas posisi termokopel 9,8 dan 7. Pada detik ke 1.5 terlihat sebagian kecil aliran air pada plat kaca mulai ada yang berbalik mengalir ke atas. Pada detik ke 2,5 efek dari ccf mulai terjadi secara cepat dan membalikan sebagian besar arah aliran selanjutnya mulai detik ke 2,8 aliran secara perlahan mulai kembali mengalir secara gravitasi ke bawah dan mulai detik ke 3,28 sebagian besar permukaan plat panas posisi termokopel 9 tersentuh oleh aliran air pendingin.



Gambar 5. Profil temperatur transien celah 1 mm temperatur 300°C

b. Fluk Kalor Pendidihan

Data temperatur transien dari Gambar 3,4 dan5 dipergunakan dalam menghitung fluks kalor. Hasil perhitungan dibuat dalam kurva pendidihan, yaitu fluks kalor sebagai sumbu y dan selisih temperatur pengukuran dengan temperatur saturasi air (*wall temperature*) sebagai sumbu x. Untuk mendapatkan fluks kalor menggunakan persamaan kesetimbangan kalor:

$$q = M_w C_{pw} \frac{dT}{dt} = h (T_w - T_{sat}) \quad (1)$$

$$q'' = \frac{M_w C_{pw}}{A} \frac{dT}{dt} \quad (2)$$

$$M = \rho \cdot V \quad (3)$$

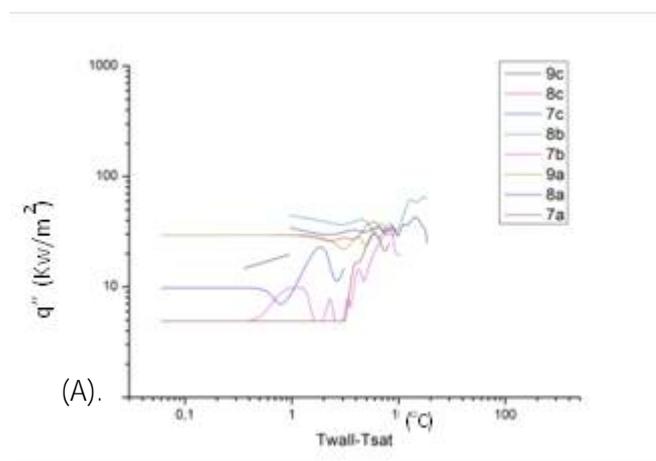
$$M = \rho \cdot (p \cdot l \cdot t) \quad (4)$$

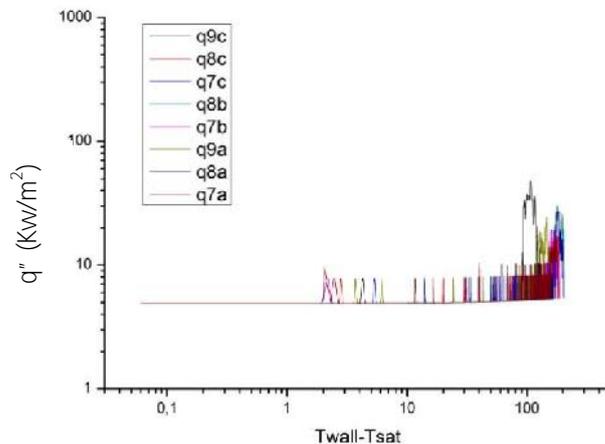
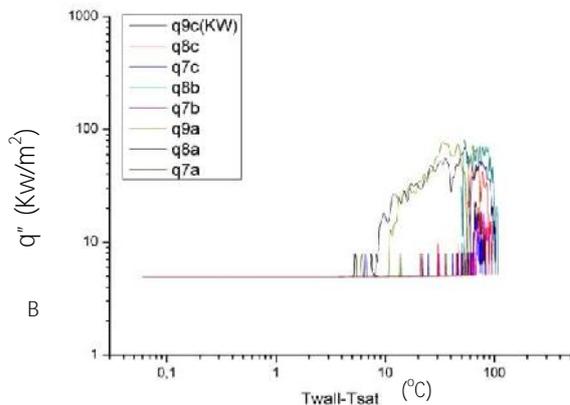
$$A = p \cdot l \quad (5)$$

Data hasil pengukuran berupa temperatur transien selama pendinginan digunakan dalam menghitung fluks kalor. Hasil perhitungan ditampilkan dalam kurva pendidihan mengikuti kurva pendidihan Nukiyama. Berdasarkan kurva pendidihan tersebut dapat diketahui 3 daerah pendidihan yaitu daerah didih inti, didih transisi dan didih film. Selain itu juga dapat diketahui fluks kalor kritis. Eksperimen untuk pemetaan pendidihan dilakukan pada ukuran celah 1mm dengan rentang temperatur awal dari 100°C , 200°C, 300°C.

Gambar 6 merupakan gambar dari kurva pendidihan dengan celah ukuran 1 mm dan variasi temperatur plat panas 100°C. Dari gambar tersebut terlihat bahwa semakin tinggi temperatur maka lebar kurva akan semakin menyempit yang berarti waktu yang dibutuhkan untuk mendinginkan permukaan plat lebih lambat. Pada gambar 6 (A) kurva didih memperlihatkan bahwa pendidihan masih dalam daerah didih nukleat sedangkan pada gambar 6 (B),(C) kurva didih telah mencapai daerah didih transisi. Apabila ditambahkan dengan pengamatan visual memperlihatkan bahwa pada celah 1mm telah terjadi fenomena CCF. Tinggi temperatur awal permukaan plat mempengaruhi kecepatan awal terjadinya CCF .

Gambar 6 Fluks kalor untuk celah 1mm dengan temp awal plat 100°C (A), 200°C (B), 300°C(C)





(c)

BAB IV KESIMPULAN

Berdasarkan hasil analisis fluks kalor pada kasus perpindahan panas pendidihan pada celah sempit rektanguler menggunakan bagian uji HeaTiNG-02 dan berdasarkan variasi temperature awal plat panas 100°C , 200°C dan 300°C dengan lebar celah 1mm disimpulkan bahwa:

1. Pola transien temperatur dan pola FKK pada variasi temperatur memperlihatkan bahwa semakin tinggi temperatur plat maka dibutuhkan waktu relatif lama untuk menurunkan temperatur permukaan plat.
2. Semakin besar temperatur, semakin panjang waktu *rewetnya* sehingga kecepatan *rewet* semakin lambat yang terlihat dari kecepatan turunnya temperatur.
3. CCF mempengaruhi kecepatan dalam penurunan temperatur permukaan plat dan karakteristik kurva didih.
4. Dari pengamatan visual terlihat bahwa CCFL terjadi pada celah 1mm dengan temperatur plat 100°C , 200°C dan 300°C
5. Celah 1 mm dengan temperatur 200°C efek ccf terjadi dalam 2 periode dengan skala sedang, durasi terjadinya paling lama, dan mempunyai kurva fluks kalor terlebar.

6. Analisis fluks kalor pada pemetaan kasus *single heating* mengikuti pola pendidihan kolam dengan nilai FKK terbesar plat panas hasil eksperimen adalah $81,02 \text{ kW/m}^2$, TC-8B pada temperatur awal plat 200°C pada lebar celah 1 mm.
7. Dari kurva pendidihan dengan celah 1mm, temperatur plat 100°C , 200°C dan 300°C dan air pendingin 98°C tidak terjadi film boiling.

UCAPAN TERIMA KASIH

Penelitian ini tidak akan berhasil tanpa Pertolongan dari Allah SWt, dan tak lupa penulis sampaikan rasa terima kasih kepada :

Samsul Kamal, Jurusan Teknik Mesin dan Industri, Fakultas Teknik – UGM, Jl. Grafika No.2, Jogjakarta 55281

Mulya Juarsa
PTRKN BATAN, Gd. 80 Kawasan
PUSPIPTEK Serpong-Tangerang 15310 E-mail: juars@batan.go.id

Kiswanta, Ainur R., Edy S., Joko P.W., Ismu H.
Laboratorium Termohidrolika
Eksperimental BOFA PTRKN BATAN-
Gd. 80 Kawasan PUSPIPTEK Serpong-
Tangerang 15310.

Segenap pihak yang telah membantu penulis baik langsung maupun tidak langsung

DAFTAR PUSTAKA

- [1] *The Accident At Three Mile Island*, 2000, <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/3mile-isle.pdf>.
- [2] MPR Association, USA, 2007, TMI-2 Core damage, http://www.mpr.com/graphics/d-d_tmi2coredamage.gif, USA,
- [3] Technical Assessment Task Force Reports, Technical Staff Analysis Reports Summary, 2002 http://stellar-one.com/nuclear/staff_reports/summary_core_damage.htm.
- [4] Ishibashi, E. and Nishikawa, K., 1969 *Saturated Boiling Heat Transfer in Narrow Spaces*, Int. Journal Heat Mass Transfer, Vol. 12, pp. 863-894,
- [5] Monde, M., Kusuda, H. and Uehara, H., 1982, *Critical Heat Flux During Natural Convective Boiling in Vertical Rectangular Channels Submerged in Saturated Liquid*, Transactions of the ASME, Vol. 104, pp. 300-303.
- [6] Chang, Y. and Yao, S. C., 1983, *Critical Heat Flux of Narrow Vertical Annuli with Closed Bottoms*, Trans of ASME, Vol. 105, pp. 192-195.
- [7] Ohtake, H., Koizumi, Y. and Takahashi, A., 1988, *Study on Rewetting of Vertical-Hot-Thick Surface by a Falling Film*, JSME, Vol. 64, No. 624, pp. 181-189.
- [8] Murase, M., et al., 2001, *Heat Transfer Models in Narrow Gap*, Proceeding of ICONE-9, Nice, France, Apr. 8-12.
- [9] Tanaka, F., Juarsa, M., Mishima, K., et al., 2003, *Experimental Study on Transient Boiling Heat Transfer in an Annulus with a Narrow Gap*, 11th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE-11, Tokyo, Japan, April 20-23.
- [10] Juarsa, M., 2002, *Study on Boiling Heat Transfer under Transient Cooling in an Annulus with a Narrow Gap*, Master Thesis, Graduate School of Energy Science, Kyoto University.

TANYA JAWAB DAN DISKUSI

1. Penanya : Nur Syamsi Syam
(BAPETEN)

Pertanyaan:

Suhu yang dipulih untuk penelitian cukup rendah(100 C, 200 C, dan 300 C) karena keterbatasan pada material/fasilitas penelitian, sedangkan latar belakang dari penelitian tersebut adalah pelelehan teras reactor TMI dengan suhu di atas 100 C. Bagaimana menghubungkan hasil penelitian dengan suhu rendah dengan kondisi real kecelakaan yang suhunya tinggi (>1000 C)?

EVALUASI RADIOAKTIVITAS GROSS- UDARA BUANG IEBE PERIODE 2007-2012

Nudia Barenzani, Arca Datam Sugiarto dan Sri Wahyuningsih

PUSAT TEKNOLOGI BAHAN BAKAR NUKLIR - BATAN
SERPONG

E-mail: nudia @batan.go.id

ABSTRAK

EVALUASI RADIOAKTIVITAS GROSS- UDARA BUANG IEBE PERIODE 2007-2012. Telah dilakukan evaluasi terhadap radioaktivitas udara buang dari laboratorium IEBE - BATAN selama periode 2007 sampai 2012. Metode yang digunakan dalam evaluasi dibagi dalam 2 periode yang berbeda dalam cara pengambilan sampel, Pada periode 2007 sampai dengan 2010 dengan mencuplik udara buang dengan *air sampler* (manual). Pengambilan cuplikan dilakukan periodik satu minggu sekali dengan memasang kertas filter pada *air sampler* yang terhubung pada pipa keluaran cerobong udara buang IEBE. Kertas filter hasil saringan tersebut dicacah dengan menggunakan *Portable Scaler Ratemeter* (PSR-8). Hasil cacahan kemudian dihitung radioaktivitas *gross-*. Sedangkan periode 2011-2012, IEBE telah memasang *Smart Cam* produksi Laboratorium *Impex Systems* yaitu peralatan monitoring udara buang secara otomatis dan kontinu. Tujuan evaluasi untuk membandingkan dengan 2 cara yang berbeda, yaitu secara manual dengan otomatis, dan untuk mengetahui apakah udara buang yang keluar dari kegiatan penelitian dan pengembangan IEBE selama periode diatas aman bagi pekerja, masyarakat dan lingkungan. Dari data pantauan selama 6 (enam) tahun berturut-turut didapatkan rata-rata radioaktivitas *gross-* udara buang dari laboratorium IEBE sebagai berikut : 0,06 Bq/m³, 0,16 Bq/m³, 0,110 Bq/m³, 0,040 Bq/m³, 0,091 Bq/m³ dan 0,043 Bq/m³. Konsentrasi radioaktivitas *gross-* udara buang IEBE tertinggi terjadi pada bulan Februari tahun 2008 sebesar 0,490 Bq/m³ atau 0,24 % dari konsentrasi maksimum yang diizinkan (*MPC* = 2 Bq/m³). Sehingga dapat disimpulkan bahwa radioaktivitas *gross-* udara buang dari laboratorium IEBE dinyatakan aman bagi pekerja, masyarakat dan lingkungan.

Kata Kunci : radioaktivitas *gross-*, udara buang laboratorium IEBE, *MPC*, dan keselamatan lingkungan

ABSTRACT

EVALUATION OF RADIOACTIVITY GROSS- FROM EXHAUST AIR OF IEBE DURING PERIOD OF 2007-2012. An evaluation of the radioactivity *gross-* from the exhaust air-IEBE laboratory during the period of 2007 to 2012 has been done. The method used in the evaluation is divided into two periods. During period of 2007 to 2010 by placing a filter paper in air sampler which is connected to output pipe from the chimney (manually). Filters paper enumerated by Portable Scaler Ratemeter (PSR-8). While the period 2011-2012, IEBE has installed Smart Cam from Laboratory Impex Systems production. Where the equipment can be monitoring exhaust air automatically and continuously. Objective evaluation to compare the 2 different ways, which automatically and manually, and to find out whether the exhaust air coming out of the research and development activities during the period above IEBE safe for workers, communities and the environment. Result from the monitoring during 6 (six) consecutive years as follows: 0.06 Bq/m³, 0.16 Bq/m³, 0.11 Bq/m³, 0.040 Bq/m³, 0.091 Bq/m³ and 0.043 Bq/m³. The highest radioactivity concentration in February 2008 is 0.490 Bq/m³ or 0.24% of the maximum permissible concentration (*MPC* = 2

Bq/m³). So it can be concluded that the radioactivity gross- exhaust air from the laboratory IEBE declared safe for employees, communities and the environment.

Keywords: radioactivity gross- , IEBE laboratory exhausts air, MPC, and environmental safety

I. PENDAHULUAN

Instalasi Elemen Bakar Eksperimental (IEBE) adalah salah satu instalasi nuklir dari Pusat Teknologi Bahan Bakar Nuklir (PTBN) BATAN yang digunakan untuk penelitian dan pengembangan bahan bakar nuklir reaktor tipe air berat. Dengan demikian dalam operasionalnya digunakan bahan nuklir uranium (U alam dan U deplesi) khususnya dalam bentuk serbuk *yellow cake* dan UO₂. Dalam pemrosesannya dapat menyebabkan dispersi aerosol radioaktif ke udara ruangan kerja atau disebut kontaminasi udara. Disamping kontaminasi udara, radioaktivitas udara juga dipengaruhi oleh adanya zat-zat radioaktif alamiah yang terdapat dalam dinding-dinding bangunan ruangan dan masuk ke udara melalui emanasi unsur-unsur radon dan thoron yang merupakan gas mulia. Radon dan thoron kemudian meluruh di udara menghasilkan anak luruhnya yang juga unsur-unsur radioaktif.

Udara di ruang kerja dan proses di setiap instalasi nuklir mempunyai tekanan negatif, udara bergerak dari daerah kontaminasi rendah ke daerah kontaminasi tinggi. Udara ini sebelum dibuang ke atmosfer melalui cerobong dilewatkan ke sistem pembersih atau penyaring udara. Sistem pembersih udara dilengkapi dengan *HEPA filter* yang mempunyai efisiensi 99,97 %, dengan demikian tidak dapat dihindarkan adanya pelepasan sebagian kecil gas atau partikel radioaktif ke atmosfer.

Limbah gas atau partikel radioaktif yang terlepas ke atmosfer akan disebarkan oleh angin dan akhirnya akan sampai kepada masyarakat yang berada di sekitar instalasi nuklir melalui berbagai daur perantara, yaitu melalui daur inhalasi, imersi, dan paparan permukaan tanah. Hal ini akan meningkatkan penerimaan dosis baik

secara internal maupun eksternal pada anggota masyarakat. Oleh karena itu bila pembuangan gas atau partikel tidak dibatasi dan tidak dipantau, akan menurunkan kualitas lingkungan hidup dan pada gilirannya akan menurunkan tingkat kesehatan masyarakat.

II. TEORI

Untuk maksud keselamatan radiasi, dalam bekerja dengan radioaktif yang menyebabkan kontaminasi ke udara instalasi nuklir dilengkapi dengan sistem ventilasi udara yang berfungsi untuk membawa radioaktivitas udara tersebut ke cerobong. Kontaminan aerosol radioaktif maupun non radioaktif yang berasal dari proses dalam laboratorium diantaranya adalah debu uranium dan uap kimia. Kontaminan ini disaring dengan dua tingkat filtrasi sebelum dibuang ke udara luar. Filter tingkat pertama dengan *prefilter* dan tingkat ke-dua disebut *after filter*. Filtrasi aerosol baik tingkat pertama maupun tingkat ke-dua menggunakan filter *HEPA (High Efficiency Particulate Absorbance)* yang mempunyai efisiensi penyaringan minimal sebesar 99,97 % untuk partikulat berdiameter 0,3 μm. Pembuangan udara keluar melalui sistem cerobong berdiameter 2 meter dan tinggi dari permukaan tanah setinggi 25 meter. Dari desain kapasitas alir udara (debit) yang melalui cerobong buang sebesar 244.850 m³/jam. Buangan udara yang melalui cerobong buang (*stack*) ke lingkungan harus di pantau radioaktivitasnya. Tujuannya adalah untuk memastikan bahwa udara buang dari laboratorium IEBE aman bagi pekerja, masyarakat dan lingkungan.

Sistem ventilasi udara di IEBE merupakan salah satu sarana keselamatan kerja dan keselamatan lingkungan, berguna untuk mencegah tersebarnya

debu/partikulat atau aerosol radioaktif ke lingkungan, baik di dalam instalasi (daerah kerja) maupun keluar instalasi. Pada sistem ventilasi ini, udara dialirkan dari zona radiasi bebas kontaminasi ke zona kontaminasi, zona kontaminasi rendah ke zona kontaminasi lebih tinggi dan kemudian melalui sistem filtrasi absolut *HEPA*, serta dikeluarkan melalui cerobong kembali ke atmosfer (lingkungan). Pola aliran udara seperti ini diselenggarakan dengan cara memberikan tekanan lebih negatif pada zona kontaminasi yang lebih tinggi, dengan beda tekanan antar zona pada kisaran antara 7 – 20 mm H₂O (*water gauge*).

Sistem ventilasi atau tata udara di IEBE terdiri dari 4 sub-sistem yaitu: Sub-sistem suplai udara atau udara masuk, Sub-sistem udara buang (*exhaust*), Sub-sistem air dingin (*chilled water*), Sub-sistem tata udara perkantoran.

Pada sub-sistem udara masuk, udara dari luar (*outdoor air*) dimasukkan lewat *intake air unit*. Unit ini terdiri dari *grill* (lapisan kasar), filter medium, *supply fan* dan koil pendingin. *Grill* berfungsi sebagai penahan terbang seperti kertas, serangga, dedaunan kering dan sejenisnya dalam udara masuk, sedang filter sebagai penyaring debu/partikel kecil agar ruangan laboratorium lebih bersih.

Aliran udara masuk terjadi karena tarikan *supply fan*. Untuk mendinginkan dan mengurangi kelembaban relatifnya, udara masuk dilewatkan ke koil pendingin. Pada koil pendingin ini uap air dalam udara terembun dan air embunan dipisahkan dari udara masuk. Koil pendingin mendapat catu air dingin dari *chiller*. Tiap ruangan fungsional disediakan sepasang *intake air unit*, yang masing-masing berkapasitas 100%. Salah satu dari unit dioperasikan, unit pasangannya dalam keadaan *standby*. Kalaupun kedua unit ini rusak, catu udara dapat masuk melalui celah-celah. Dengan cara ini aliran udara masuk bukan ditarik oleh *supply fan*, tetapi oleh tekanan negatif dari dalam ruangan.

Peralatan pada jalur udara buang terdiri dari 2 lapis filter yang dipasang pada rumah filter (*plenum*), *exhaust fans* dan cerobong. Dua lapis filter dipasang untuk mengantisipasi kegagalan filtrasi pada filter pertama. Khusus dari ruangan *Pilot Conversion Plant* (PCP), udara buang yang mengandung limbah kimia dilewatkan ke *adsorber* yang dipasang setelah filter.

Kelima jalur utama dari *exhaust air unit* dikumpulkan menjadi satu jalur tunggal menuju ke cerobong^[1]

III. METODOLOGI

Setiap Pemegang Izin (PI) Instalasi Nuklir harus menjamin agar baku tingkat radioaktivitas penyinaran yang berasal dari instalasinya pada anggota masyarakat secara keseluruhan serendah mungkin sesuai dengan sistem pembatasan dosis. Baku Tingkat Radioaktivitas adalah nilai batas yang dinyatakan dalam kadar tertinggi yang diizinkan yaitu batas kadar radionuklida yang diperbolehkan terdapat di lingkungan, namun tidak menimbulkan gangguan terhadap makhluk hidup, tumbuh-tumbuhan. Batasan keradioaktifan udara buang dari cerobong adalah 10% dari batasan untuk keradioaktifan udara di dalam laboratorium, yaitu 2 Bq/m³ untuk radiasi-^{[2][3]}.

A. Pemantauan keradioaktifan udara buang periode 2007-2010

Tinggi cerobong (*stack*) IEBE adalah 25 m dengan diameter 1,5 m. Sistem udara buang berasal dari 2 jalur yaitu: jalur *fumehood* dan jalur laboratorium.

Pemantauan keradioaktifan udara buang dilakukan dengan cara mencuplik udara buang yang melewati cerobong (*stack*). Pencuplikan tersebut menggunakan pompa penyedot udara yang disaring dengan kertas filter yang diambil sesaat (interval waktu tertentu). Cuplikan kontaminan radioaktif dari udara cerobong yang terkumpul pada kertas filter kemudian dicacah dengan pencacah

radiasi secara total (*gross counting*). Dengan suatu perumusan yang membandingkan antara hasil cacahan terhadap volume udara yang tercuplik akan memberikan konsentrasi keradioaktifan udara buang tersebut. Pencacahan cuplikan dapat dilaksanakan dengan segera setelah pengambilan cuplikan untuk mengetahui konsentrasi radioaktivitas. Kemudian dihitung menggunakan rumus:^[4]

$$Au = \frac{C}{efDt}$$

Dengan :

- Au : Konsentrasi zat-zat radioaktif dari udara buang (Bq/m³);
 C : laju cacahan (cps)
 e_f : efisiensi pencacahan (%)
 D : debit penghisapan udara (m³/menit)
 t : lama pencuplikan udara (menit).

TATA KERJA

Bahan dan peralatan

Bahan - bahan yang diperlukan dalam pengambilan cuplikan udara adalah kertas *filter* tipe GF-8 buatan *Schleicher & Schuell* (diameter: 5,8 cm). Sedangkan alat – alat yang diperlukan adalah pompa hisap jenis *low volume air sampler*, buatan *Victoren* dengan *flowrate* 15 – 35 liter/menit, alat pencacah cuplikan *portable scaler ratemeter* (PSR-8), buatan *Nuclear Enterprises*, pinset, dan gunting.

Cara kerja

Persiapan alat :

Untuk menjaga agar peralatan selalu dalam kondisi baik, perlu dilakukan persiapan dan pemeriksaan alat. Pemeriksaan dan persiapan tersebut meliputi pengecekan oli pelumas pompa, sambungan kelistrikan, sambungan pipa ke cerobong asap (*stack*), kebersihan dan kondisi kertas filter (tidak boleh kotor dan cacat secara fisik), dengan demikian kesalahan dalam pengambilan sampel udara buang bisa ditekan sekecil mungkin.

Pelaksanaan:

Untuk mendapatkan hasil yang optimal, dalam pengambilan sampel udara buang dilakukan secara berurutan. Langkah pertama adalah dengan memperkuat dudukan pompa penyedot udara jenis *low volume air sample* untuk mengurangi getaran yang berlebihan. Kemudian menyambung pipa spiral dari pompa ke (*stack monitor*). Kertas *filter* dibersihkan dan dirapihkan, kemudian dipasang pada pompa penghisap udara buang. Mesin pompa dihidupkan dengan laju alir (*flow rate*) sebesar 35 liter/menit, setelah 15 menit kemudian pompa dimatikan. Kertas filter diambil dan dilakukan pencacahan dengan menggunakan alat *Portable Scaler Ratemeter* (PSR-8) selama 5 menit, dan dilakukan 6 kali pengulangan. Kemudian dilakukan perhitungan radioaktivitas- (*gross*) dari cuplikan tersebut dalam unit Bq/m³.

B. Pemantauan keradioaktifan udara buang periode 2011-2012

IEBE telah memasang peralatan pemantauan udara buang secara kontinu yaitu peralatan Smart Cam, MAN 0070, Produksi Laboratorium Impex Systems. Pemantauan keradioaktifan udara buang periode ini dilakukan dengan cara membaca secara langsung keradioaktifan udara buang yang ditampilkan pada layar monitor. Pembacaan data dilakukan setiap hari dan dihitung rata-rata setiap minggu. Rekaman hasil pemantauan udara buang direkapitulasi, didokumentasikan dan dievaluasi setiap bulan. Apabila terjadi keadaan abnormal yang menunjukkan angka melebihi dari *Maximum Permissible Concentration* (MPC) yaitu lebih besar dari 2 Bq/m³, akan diperintahkan penghentian operasi pada kegiatan litbang IEBE.

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Dalam pengambilan sampel udara buang sebelum tahun 2011, secara teknis di lapangan banyak hal-hal yang harus

selalu diperhatikan. Diantaranya adalah menekan sedikit mungkin kebocoran pipa spiral dari pompa ke cerobong, mengatur jarak antara pompa dengan cerobong sependek mungkin, dan menjaga kestabilan putaran atau hisapan pompa. Selain hal yang tersebut diatas sistim pengambilan sampel udara buang dipengaruhi oleh beberapa parameter, antara lain aktivitas cacahan pada filter, jenis radiasi yang dicacah, efisiensi alat, *filter*, lama pencuplikan, laju pencuplikan, debit udara dan efisiensi pencacahan.

Hasil pemantauan radioaktivitas *gross* dari udara buang dari laboratorium IEBE selama tahun 2007 sampai dengan tahun 2011 dapat dilihat di Tabel 1 dan Gambar 1. Hasil yang diperoleh adalah merupakan gabungan udara buang yang berasal dari jalur laboratorium dan jalur *fumehood*. Pemantauan dilakukan setiap hari rabu dengan pertimbangan pada volume kegiatan dalam laboratorium, kemudian dirata-rata setiap bulan. Kondisi operasi dari kegiatan pengambilan cuplikan dengan peralatan *air sampler* yaitu : laju alir hisapan pompa : 35 liter/menit, waktu pengambilan cuplikan 15 menit, waktu pencacahan 5 menit. Konsentrasi radioaktivitas *gross*- udara buang IEBE tertinggi selama kurun waktu diatas, terjadi pada bulan Februari tahun 2008 sebesar $0,490 \text{ Bq/m}^3$ atau 0,24 % dari konsentrasi maksimum yang diizinkan ($MPC = 2 \text{ Bq/m}^3$). Hal tersebut dimungkinkan banyak dilakukan kegiatan penelitian dan pengembangan pada *Fuel Fabrication Laboratory*. Dimana

dilaboratorium tersebut dilakukan pembuatan pelet sinter, dari menuangkan serbuk uranium alam dari gudang sampai menjadi pelet-pelet yang siap untuk disinter. Sehingga menyebabkan peningkatan konsentrasi radioaktivitas *gross*- dari udara buang.

Sedangkan hasil pemantauan udara buang IEBE periode 2011 sampai dengan 2012 dengan menggunakan peralatan *Smart Cam MAN 0070*, kondisi operasi dari peralatan yaitu dengan laju alir 39 liter/menit, beroperasi 24 jam selama 365 hari (satu tahun). Nilai keradioaktifan *gross*- dari udara buang juga tidak melebihi batasan yang diizinkan dan tidak menunjukkan perbedaan yang signifikan bila dibandingkan dengan menggunakan *air sampler*. Peningkatan dimulai dari bulan Januari, meningkat secara perlahan pada bulan-bulan berikutnya dan menurun saat mendekati akhir tahun. Hal tersebut bisa dipahami, peningkatan tersebut diatas menunjukkan bahwa pada awal-awal tahun kegiatan penelitian dan pengembangan di IEBE baru pada tahap persiapan alat dan bahan. Kemudian pada bulan berikutnya dimulai kegiatan penelitian dan pengembangan bahan bakar nukli, dan mendekati akhir tahun, kegiatan mendekati tahap penyelesaian.

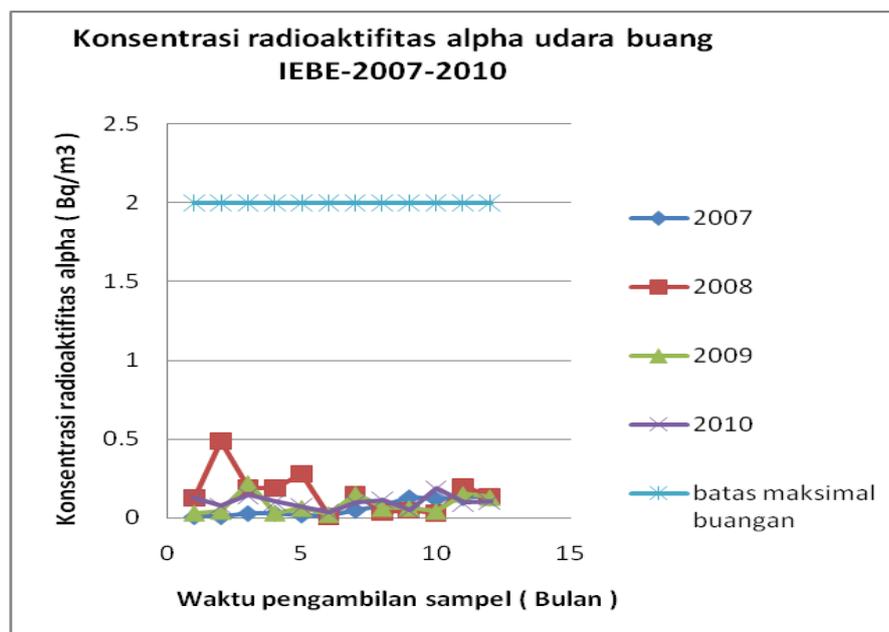
Pada garis besarnya hasil pantauan radioaktivitas udara buang IEBE masih dibawah batas yang diizinkan oleh badan pengawas, yaitu dibawah 2 Bq/m^3 .

Tabel 1. Konsentrasi radioaktivitas udara buang IEBE tahun 2007 sampai dengan tahun 2012^[5].

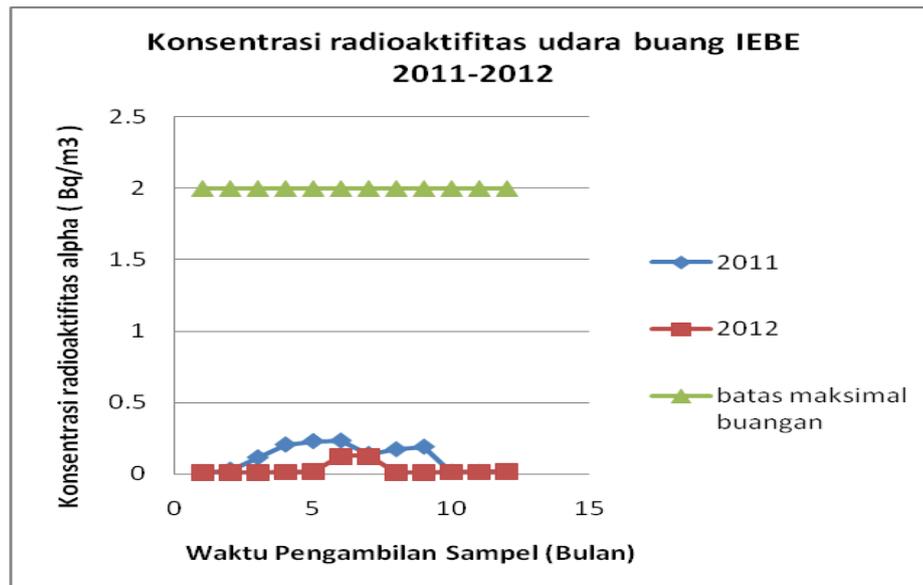
Bulan	Radioaktivitas- udara buang (Bq/m^3)					
	2007	2008	2009	2010	2011	2012
Januari	0.010	0.130	0.030	0.127	0.011	0.010
Februari	0.010	0.490	0.040	0.075	0.027	0.010
Maret	0.030	0.190	0.220	0.141	0.113	0.010
April	0.030	0.190	0.030	0.101	0.203	0.016

Mei	0.020	0.280	0.060	0.072	0.227	0.020
Juni	0.020	0.010	0.020	0.035	0.231	0.125
Juli	0.050	0.150	0.150	0.097	0.137	0.125
Agustus	0.080	0.040	0.060	0.112	0.170	0.011
September	0.130	0.050	0.060	0.046	0.188	0.012
Oktober	0.120	0.030	0.040	0.185	0.012	0.015
Nopember	0.130	0.200	0.150	0.094	0.011	0.014
Desember	0.130	0.140	0.130	0.102	0.012	0.017
Rata-rata	0.060	0.160	0.110	0.040	0.091	0.043

Gambar 1. Konsentrasi Radioaktivitas *gross* dari udara buang IEBE selama kurun waktu 2007-2010



Gambar 2. Konsentrasi Radioaktivitas *gross* dari udara buang IEBE selama kurun waktu 2011-2012



V. KESIMPULAN

Nilai radioaktivitas *gross*- udara buang yang diperoleh dengan menggunakan *air sampler* (manual) tidak menunjukkan perbedaan yang signifikan bila dibandingkan dengan menggunakan Smart Cam, MAN 0070 (otomatis).

Konsentrasi udara buang IEBE tertinggi selama tahun 2008 untuk radiasi- (*gross*) terjadi pada bulan Februari sebesar 0.490 Bq/m^3 . Besaran konsentrasi radioaktivitas *gross*- tertinggi pada tahun 2008 tersebut masih jauh dibawah batas maksimum yang diizinkan (*Maximum Permissible Concentration*). Ditunjang oleh *design* fasilitas, udara buang setelah melewati HEPA *filter*, dilepas ke lingkungan pada ketinggian cerobong 25 m. Dengan ketinggian tersebut akan terjadi pengenceran yang sangat besar terhadap konsentrasi radioaktivitas- (*gross*). Pengenceran tersebut akan menyebabkan konsentrasi radioaktivitas *gross*- yang dilepas ke lingkungan menjadi sangat kecil, sehingga memungkinkan penerimaan dosis radiasi yang sangat kecil terhadap masyarakat dan lingkungan sekitar Gedung 65 IEBE. sehingga dapat disimpulkan bahwa radioaktivitas *gross*- udara buang dari laboratorium IEBE dinyatakan aman bagi pekerja, masyarakat dan lingkungan.

VI. DAFTAR PUSTAKA

1. ANONIM, Laporan analisis keselamatan IEBE, PTBN, No. Dok: KK20J09002, revisi 7, tahun 2011.
2. ANONIM, Keputusan Kepala Bapeten nomor: 02/Ka.Bapeten/V-99, Baku tingkat radioaktivitas di lingkungan, Jakarta 1999.
3. ANONIM, Keputusan Kepala Bapeten nomor: 01/Ka.Bapeten/V-99, Ketentuan keselamatan kerja terhadap radiasi, Jakarta 1999.
4. MARTIN A and HARBINSON S.A., An introduction to radiation protection, copy right 1986, London.
5. ANONIM, Lembar Data Pemantauan Radioaktivitas Daerah Kerja IEBE

TANYA JAWAB DAN DISKUSI

1. Penanya : Anton Ruardu BBA (LSM LingkunganHidup (FEBE))

Pertanyaan:

1. Apakah ada unsur CO₂ pada pelepasan gas buang pada reactor penelitian?

Jawaban:

IEBE adalah fasilitas litbang bahan bakar nuklir yang tidak melakukan proses pembakaran seperti halnya pembangkit listrik tenaga uap yang memerlukan pembakaran batu bara, sehingga dalam kegiatan di IEBE tidak menimbulkan adanya pelepasan CO₂.

2. Penanya : Nur Syamsi Syam
(BAPETEN)

Pertanyaan:

- a) Apakah penelitian/observasi yang dilakukan dihubungkan dengan waktu-waktu pengoperasian fasilitas IEBE (dibandingkan antara ada operasi dan tidak ada operasi). Jika demikian, bagaimana hasilnya?
- b) Apakah penelitian yang dilakukan juga telah mengidentifikasi sistem-sistem mana yang menghasilkan paparan/kontaminasi tertinggi? Bagaimana tindakan proteksi radiasi yang dilakukan terhadap sistem tersebut?

Jawaban:

- a) Observasi kami dilakukan secara rutin baik tidak ada operasi maupun tidak ada operasi, namun demikian dalam dokumentasi kami ada catatan bahwa dalam laboratorium sedang dilakukan kegiatan tertentu, maupun laboratorium sedang tidak ada kegiatan. Hasil dari observasi memang menunjukkan perbedaan konsentrasi antara sedang ada operasi dibandingkan sedang tidak ada operasi. Hasil dari observasi tidak menunjukkan suatu perbedaan nilai yang signifikan.

- b) Observasi yang dilakukan bersifat menyeluruh hasil dari udara buang kegiatan litbang IEBE, Identifikasi bisa dilakukan dengan monitoring daerah kerja dan personil yang sedang melakukan litbang di IEBE. Sehingga apabila terjadi peningkatan konsentrasi akan mudah untuk diambil tindakan. Tindakan yang dilakukan, misalkan memberhentikan kegiatan yang menimbulkan peningkatan (apabila menunjukkan situasi abnormal).

PERAN PENGUJIAN MEKANIK UNTUK PENELITIAN DAN PENGEMBANGAN MATERIAL BEJANA TEKAN PLTN

S. Nitiswati

Pusat Teknologi Reaktor dan Keselamatan Nuklir-BATAN
Komplek Puspiptek-Gedung No.80, Serpong - Tangerang Selatan 15314
Email untuk korespondensi: nitis@batan.go.id

ABSTRAK

PERAN PENGUJIAN MEKANIK UNTUK PENELITIAN DAN PENGEMBANGAN MATERIAL BEJANA TEKAN PLTN. Pengujian mekanik terhadap sistem dan komponen Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN) digunakan untuk kegiatan penelitian penuaan dan pengembangan material bejana tekan. Dengan melakukan penelitian penuaan material bejana tekan, perubahan sifat mekanik material karena iradiasi neutron yang mengakibatkan material bejana tekan menjadi getas dapat diidentifikasi. Pengujian mekanik dalam rangka pengembangan material bejana tekan ditujukan untuk memperbaiki sifat-sifat mekanik material sehingga diperoleh material yang lebih tangguh. Makalah ini akan membahas pengujian mekanik yang lazim digunakan untuk penelitian dan pengembangan material bejana tekan PLTN. Tujuannya adalah untuk memberikan suatu gambaran pentingnya melakukan pengujian mekanik serta jenis pengujiannya dan manfaatnya untuk keselamatan operasi PLTN. Metode yang digunakan dengan menyampaikan hasil pengujian mekanik yang dilakukan untuk penelitian dan pengembangan serta bahasan terhadap hasil pengujian yang diperoleh. Dengan melakukan uji impak *charpy v-notch* dan uji tarik material bejana tekan dapat merepresentasikan kuat tangguh material bejana tekan. Disimpulkan bahwa pengujian mekanik penting dilakukan di PLTN untuk karakterisasi awal, penelitian penuaan dan pengembangan material bejana tekan serta mempunyai peran penting untuk manajemen keselamatan operasi PLTN ditinjau dari sudut pandang material bejana tekan.

Kata kunci: pengujian mekanik, penelitian dan pengembangan, PLTN, bejana tekan.

ABSTRACT

ROLE OF MECHANICAL TESTING FOR RESEARCH AND DEVELOPMENT OF NUCLEAR POWER PLANT PRESSURE VESSEL MATERIAL. *Mechanical testing for system and component of nuclear power plant used for ageing research and development of pressure vessel material. By doing ageing research on pressure vessel material, changes in mechanical properties of the material caused by neutron irradiation that can causes pressure vessel material to be brittle could be identified. Mechanical testing for development of pressure vessel material is used to improve of material mechanical properties, so more toughness material will be obtained. This paper discussed on mechanical testing used for research and development of nuclear power plant pressure vessel material. The aim is to deliver an important feature to conduct of mechanical testing and its advantage for safety of nuclear power plant operation. The method used by deliver some mechanical testing results for research and development of the material and it also discussion toward the result of testing. By doing testing on impack charpy v-notch and tensile test of pressure vessel material, the fracture toughness of pressure vessel material could be represented. It is concluded that mechanical testing is important to be done in nuclear power plant for research*

and development of pressure vessel material and has important role on the safety management of nuclear power plant operation from pressure vessel material point of view.

Keywords: mechanical testing, research and development, NPP, pressure vessel.

PENDAHULUAN

Material bejana tekan Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN) dari dekade ke dekade mengalami perubahan, meskipun jenis materialnya sama yaitu dari baja ferit. Perubahan ini adalah hasil dari penelitian bertahun-tahun yang dilakukan kontinyu oleh lembaga penelitian didunia khususnya oleh negara-negara yang sudah mengoperasikan PLTN[1]. Tujuannya adalah untuk memperoleh material baru yang lebih tangguh sebagai material bejana tekan dengan cara memperbaiki sifat-sifat mekaniknya, karena lingkungan radiasi dan panas akan menyebabkan tingkat keuletan material bejana tekan menurun. Sifat ketangguhan material dapat diperoleh dengan melakukan serangkaian pengujian mekanik.

Dalam lingkup PLTN, pengujian mekanik material bejana tekan dilakukan untuk tiga tujuan yaitu: 1). karakterisasi sifat-sifat mekanik awal material segar bejana tekan, 2). karakterisasi sifat-sifat mekanik material *in-service* untuk tujuan penelitian penuaan (*nuclear plant ageing research*) atau dikenal dengan program *surveillance*, dan 3). karakterisasi sifat-sifat mekanik material bejana tekan untuk program *non surveillance* yaitu untuk pengembangan material atau menemukan material-material baru dan untuk mempelajari fenomena penggetasan karena unsur-unsur *dope* yang ada di dalam material bejana tekan. Material bejana tekan dipilih sebagai obyek utama untuk dilakukan pengujian mekanik karena bejana tekan adalah komponen yang paling kritis dan dengan sertifikat hasil pengujian mekanik yang telah dilakukan oleh pabrikan seperti yang dipersyaratkan dalam standar. Tujuannya adalah untuk memastikan bahwa material bejana tekan yang akan dikonstruksi spesifikasinya benar dan sama

satu-satunya komponen yang tidak mempunyai *back up* dan *non-replaceable*[1]. Hasil-hasil penelitian material bejana tekan PLTN digunakan sebagai salah satu data pendukung untuk permintaan perpanjangan ijin operasi PLTN, karena dari hasil-hasil penelitian ini dapat dikaji tingkat keuletan atau kegetasan material bejana tekan setelah PLTN dioperasikan puluhan tahun[2].

Makalah ini akan membahas peranan pengujian mekanik untuk penelitian dan pengembangan material bejana tekan PLTN. Tujuannya adalah memberikan suatu wacana pentingnya melakukan pengujian mekanik serta jenis pengujiannya dan manfaatnya untuk keselamatan operasi PLTN sehingga bila Indonesia membangun PLTN maka pengujian mekanik sudah dikuasai untuk siap diaplikasikan. Metode yang digunakan adalah dengan menyampaikan contoh dan melakukan tinjauan/bahasan terhadap beberapa hasil pengujian mekanik yang dilakukan untuk program *surveillance* dan *non surveillance*. Dengan melakukan kegiatan penelitian dan pengembangan material PLTN, penuaan material komponen PLTN yang pasti terjadi dan berakibat pada degradasi material dapat diantisipasi.

TEORI

a. Pengujian mekanik material segar bejana tekan.

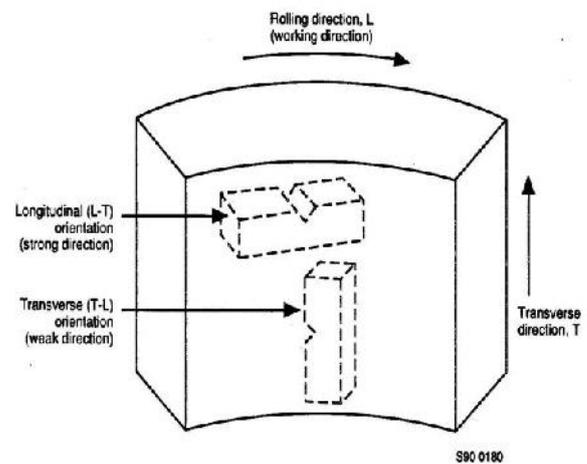
Pengujian ini penting dan harus dilakukan sebelum bejana tekan dikonstruksi, dengan tujuan untuk memperoleh/mengetahui sifat-sifat mekanik material segar bejana tekan dan hasilnya kemudian dibandingkan dengan dengan spesifikasi yang tertulis didalam dokumen teknis PLTN[3]. Minimum pengujian mekanik yang direkomendasikan oleh standar adalah uji tarik dan uji kuat tangguh (*fracture toughness*) material. Uji kuat tarik pada temperatur ruang untuk

mendapatkan sifat-sifat kuat luluh (Y_s), kuat tarik maksimum sebelum terjadi *necking* (UTS = *ultimate tensile strength*), dan kuat tarik saat benda uji patah (y). Uji kuat tangguh material dilakukan melalui serangkaian pengujian impak *charpy v-notch* pada berbagai temperatur untuk mendapatkan temperatur transisi dari ulet ke rapuh (DBTT = *ductile to brittle transition temperature*) material segar bejana tekan[3,4].

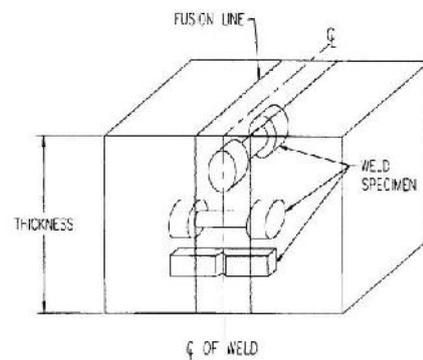
Pengujian mekanik material segar dilakukan terhadap sampel material bejana tekan yang disediakan oleh pabrikan. Syarat sebagai sampel material adalah harus dibuat dari *batch* yang sama dan dengan ketebalan yang sama dengan material bejana tekan yang aktual digunakan dalam pabrikan bagian *beltline* bejana tekan reaktor[4,5]. Sampel material bejana tekan harus merupakan representatif material bejana tekan yang aktual. Artinya apabila pada desain bejana tekan terdapat lasan melingkar dan vertikal, maka pada sampel material bejana tekan harus ada juga bagian lasan yang melingkar dan vertikal. Selanjutnya dari sampel material bejana tekan dibuat beberapa benda uji tarik dan impak *charpy v-notch* untuk material dasar (*base metal*) dan material lasan (*weld metal*) dengan orientasi melintang dan membujur yang akan digunakan sebagai *test coupon*, dan kemudian dilakukan uji tarik dan uji impak *charpy v-notch*[3,4].

Hasil uji tarik dan impak *charpy v-notch* material segar digunakan sebagai data awal sifat-sifat mekanik material bejana tekan. Contoh lokasi pengambilan benda uji tarik dan impak *charpy v-notch* pada sampel material bejana tekan untuk material dasar

dan material lasan ditampilkan pada Gambar 1 dan 2. Jumlah minimum dan tipe benda uji material segar (tidak diiradiasi) ditampilkan pada Tabel 1.



Gambar 1. Contoh lokasi pengambilan benda uji impak *charpy v-notch* untuk material dasar[1]



Gambar 2. Contoh lokasi pengambilan benda uji tarik dan impak *charpy v-notch* untuk material lasan[4]

Tabel 1. Jumlah dan tipe benda uji material segar (tidak diiradiasi)[4]

Benda uji	Orientasi	Jumlah	
		Material dasar	Material lasan
Charpy v-notch	Melintang	15	15
	Membujur	15	15
Tarik	Melintang	6	6
	Membujur	6	6

b. Pengujian mekanik untuk program *surveillance*

Pengujian mekanik untuk penelitian material bejana tekan dikenal dengan program *surveillance* adalah suatu program penelitian penuaan material bejana tekan PLTN. Tujuannya untuk mendapatkan

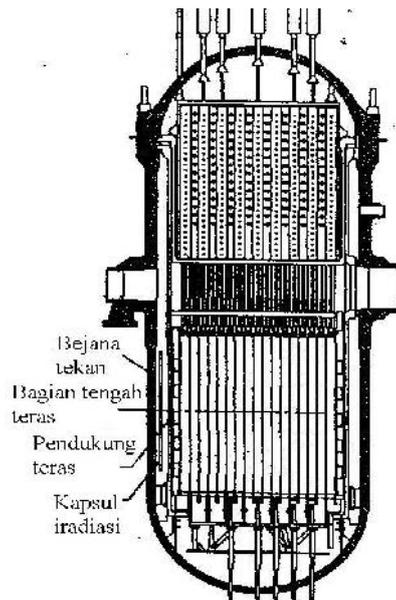
karakteristik perubahan kekuatan material yaitu kuat luluh dan kuat tarik serta perubahan kuat tangguh (ketangguhan patah) material yaitu perubahan temperatur transisi dari ulet ke rapuh yang disebabkan karena pengaruh iradiasi neutron dan lingkungan panas sehingga mengakibatkan material bejana tekan menjadi getas (rapuh). Perubahan kekuatan dan kuat tangguh material dievaluasi dengan cara membandingkan hasil pengujian benda uji material segar (tidak diiradiasi) dengan benda uji yang telah diiradiasi. Seperti pengujian mekanik untuk material segar, benda uji (*test coupon*) untuk pengujian tarik dan impak *charpy v-notch* untuk material diiradiasi dibuat dari sampel material bejana tekan yang aktual digunakan dalam pabrikasi bagian *beltline* bejana tekan reaktor[4,5]. Benda uji dibuat untuk material dasar (*base metal*), material lasan (*weld metal*), dan material bagian HAZ (*heat-affected zone*) dengan orientasi sesuai standar[4,5], dan selanjutnya dilakukan iradiasi benda uji di dalam kapsul iradiasi yang berada di dalam bejana tekan PLTN. Benda uji yang diiradiasi di dalam kapsul iradiasi secara periodik diambil (dua-tiga tahun sekali) untuk dilakukan pengujian tarik dan impak *charpy v-notch*.

Data hasil pengujian tarik dan impak *charpy v-notch* untuk benda uji teriradiasi

dibandingkan dengan data awal hasil pengujian tarik dan impak *charpy v-notch* untuk benda uji tidak diiradiasi. Dengan melaksanakan program *surveillance*, perubahan kekuatan dan temperatur transisi dari ulet ke rapuh untuk material bejana tekan PLTN bagian *beltline* yang telah mengalami penuaan karena neutron dan panas dapat diperoleh. Lokasi pengambilan benda uji tarik dan impak *charpy v-notch* pada sampel material bejana tekan yang actual untuk material dasar dan material lasan yang akan diiradiasi adalah sama dengan lokasi pengambilan benda uji untuk material segar, seperti ditampilkan pada Gambar 1 dan 2 di atas. Jumlah minimum dan tipe benda uji program *surveillance* ditampilkan pada Tabel 2. Lokasi kapsul iradiasi/kapsul *surveillance* di dalam bejana tekan PLTN ditampilkan pada Gambar 3.

Tabel 2. Jumlah minimum dan tipe benda uji program *surveillance* (diiradiasi) [4]

Benda uji	Orientasi	Jumlah	
		Material Dasar	Material Lasan
<i>Charpy v-notch</i>	Melintang	12	12
	Membujur	12	12
Tarik	Melintang	3	3
	Membujur	3	3



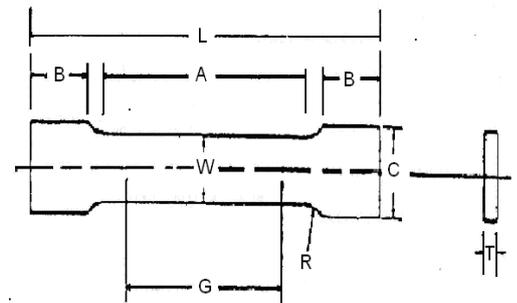
Gambar 3. Lokasi kapsul iradiasi di dalam bejana tekan PLTN[5]

c. Pengujian mekanik untuk program *non surveillance*

Pengujian mekanik untuk program *non surveillance* adalah pengujian mekanik dalam rangka penelitian dan pengembangan material bejana tekan PLTN, antara lain untuk mempelajari pengaruh unsur-unsur *dope* di dalam baja ferit sebagai material bejana tekan terhadap temperatur transisi dan kuat tarik material. Material yang digunakan untuk membuat benda uji dapat berasal dari material yang sama untuk program *surveillance* atau dapat juga menggunakan model material baja ferit yang dibuat sendiri.

Uji mekanik yang digunakan untuk program *non surveillance* secara umum adalah semua jenis pengujian mekanik, antara lain uji kekerasan, uji tarik, dan uji impak *charpy v-notch*. Benda uji untuk program *non surveillance* dibentuk sesuai dengan ketentuan standar yang diacu untuk pengujian mekanik, yaitu benda uji tarik berdasarkan standar ASTM E8M, benda uji impak *charpy v-notch* berdasarkan standar ASTM E23, benda uji untuk pengukuran kekerasan berdasarkan standar ASTM E92[6].

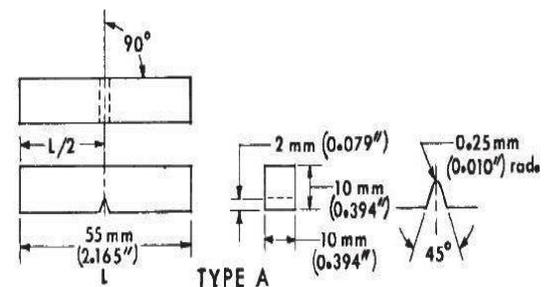
Bentuk dan ukuran benda uji untuk pengujian tarik, pengujian impak *charpy v-notch* dan benda uji untuk pengukuran kekerasan untuk program *non surveillance* ditampilkan dari Gambar 4 sampai dengan Gambar 6.



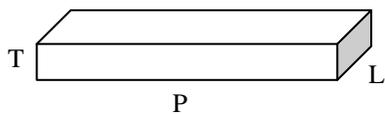
Keterangan :

- G = Panjang gage ($25,0 \pm 0,1$ mm)
- W = Lebar ($6,0 \pm 0,1$ mm)
- T = Tebal (6 mm)
- R = Jari-jari fillet (6 mm)
- L = Panjang total (100 mm)
- A = Panjang bagian *reduce* (32 mm)
- B = Panjang bagian grip (30 mm)
- C = Lebar bagian grip (10 mm)

Gambar 4. Bentuk benda uji tarik[6]



Gambar 5. Bentuk benda uji impak *charpy v-notch*[6]



Keterangan:		
P	=	Panjang (25 mm)
L	=	Lebar (10 mm)
T	=	Tebal (5 mm)

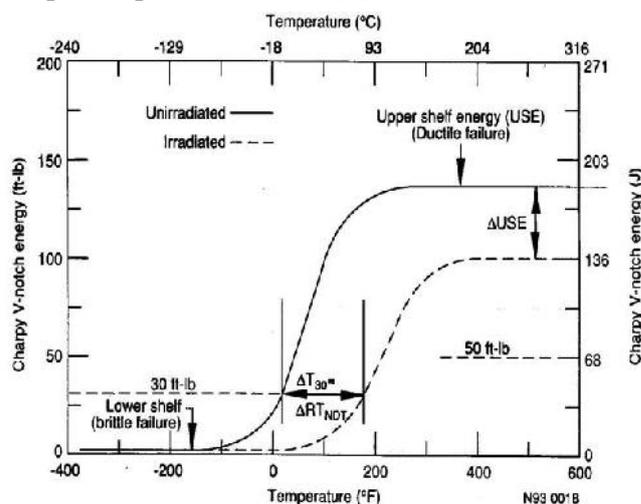
Gambar 6. Bentuk benda uji untuk pengukuran kekerasan[6]

METODOLOGI

Metodologinya adalah dengan menyampaikan hasil pengujian mekanik termasuk jenis pengujiannya yang telah dilakukan dan melakukan tinjauan/bahasan terhadap beberapa hasil pengujian mekanik yang dilakukan untuk program *surveillance* dan non *surveillance*.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil pengujian impak *charpy v-notch* untuk material bejana tekan SA533B-1 segar (tidak diiradiasi) dan material diiradiasi (*in-service*) untuk program *surveillance* yang memperlihatkan pengaruh iradiasi neutron di tampilkan pada Gambar 7[2].



Gambar 7. Kurva temperatur transisi material segar dan material diiradiasi[2].

lebih rendah dibandingkan material segar. Atau dengan kata lain radiasi neutron

Program *surveillance* untuk mengetahui perubahan kuat tangguh atau ketangguhan patah material bejana tekan karena iradiasi neutron setelah reaktor dioperasikan puluhan tahun diperlukan data-data dari hasil pengujian impak *charpy v-notch* pada berbagai kondisi temperatur dari material segar dan material *in service*, sampai diperoleh suatu nilai *upper shelf energy* (USE) dan *lower shelf energy* (LSE) yang konstan. Yang dimaksud dengan USE yaitu energi maksimum yang dibutuhkan (diserap) untuk patah 100% ulet, sedangkan LSE yaitu energi minimum yang dibutuhkan untuk patah rapuh.

Dalam kaitannya dengan hasil penelitian di atas (Gambar 7), dapat dijelaskan bahwa untuk material tidak diiradiasi (kurva atas) LSE konstan dicapai dari hasil uji impak *charpy v-notch* pada rentang temperatur - 150°F sampai dengan - 350°F, dengan nilai LSE ± 3 Joule. USE konstan dicapai pada rentang temperatur + 200°F sampai dengan + 600°F, dengan nilai USE ± 186 Joule. Ini artinya energi maksimum yang dibutuhkan oleh material SA533B-1 segar untuk patah ulet ± 186 Joule.

Untuk material diiradiasi (kurva bawah) LSE konstan dicapai dari hasil uji impak *charpy v-notch* pada rentang temperatur + 25°F sampai dengan - 150°F, dengan nilai LSE ± 3 Joule. USE konstan dicapai pada rentang temperatur + 350°F sampai dengan + 600°F, dengan nilai USE ± 136 Joule. Dengan melakukan perbandingan dua nilai USE yang diperoleh, berarti material diiradiasi keuletannya lebih rendah dibandingkan dengan material tidak diiradiasi karena energi maksimum yang dibutuhkan material SA533B-1 diiradiasi untuk patah ulet

menyebabkan keuletan material SA533B-1 menurun.

Dari Gambar 7, dapat ditentukan temperatur transisi dari ulet ke rapuh (DBTT = *ductile to brittle transition temperature*) material SA533B-1 tidak diiradiasi dan material diiradiasi. Yang dimaksud dengan temperatur transisi adalah temperatur yang berhubungan dengan setengah dari energi maksimum (USE) dan energi minimum (LSE) yang dibutuhkan material untuk patah rapuh terhadap temperatur uji.

Dari kurva material tidak diiradiasi, diperoleh nilai USE ± 186 Joule dan LSE ± 3 Joule. Setengah dari USE dan LSE $\pm 91,5$ Joule, sehingga temperatur transisi untuk material tidak diiradiasi yaitu $\pm 64^{\circ}\text{F}$. Dengan cara yang sama diperoleh temperatur transisi material diiradiasi yaitu $\pm 200^{\circ}\text{F}$. Temperatur transisi ini merupakan representasi kuat tangguh/ketangguhan patah (*fracture toughness*) material dengan kondisi patah rapuh (*brittle fracture*). Dengan meningkatnya temperatur transisi material diiradiasi berarti kuat tangguh material menurun, yang direpresentasikan pula dengan menurunnya USE material diiradiasi menjadi ± 136 Joule atau menurun sebesar $\pm 26\%$. Hal ini sebagai konsekuensi logis penuaan material yang mengakibatkan ketangguhan material menurun akibat radiasi neutron.

Pada desain teknis bejana tekan biasanya menyebutkan nilai USE yang diharapkan pada EOL (*end of life*), misalnya sebesar ± 68 Joule. Dalam kaitannya dengan Gambar 7 di atas, berarti reaktor masih dapat terus dioperasikan karena dari hasil program *surveillance* material SA533B-1 diiradiasi nilai USE nya masih memadai yaitu sebesar

± 136 Joule atau 2 kali dari nilai USE pada EOL.

Hasil pengujian mekanik untuk program *non surveillance* yang telah dilakukan oleh penulis ditampilkan pada Tabel 3. Untuk program *non surveillance* dapat digunakan model baja ferit yang dibuat dengan memadukan unsur-unsur *dope* yang signifikan pengaruhnya di dalam baja ferit. Varian A sampai dengan varian D adalah model baja ferit yang dibuat dengan variasi kandungan unsur *dope* fosfor (P), dan Nikel (Ni) yang berbeda-beda. Tabel 4 adalah komposisi kimia model baja ferit. Program *non surveillance* yang dilakukan tujuannya untuk mendapatkan unsur P optimal di dalam baja ferit sebagai material bejana tekan. Pengujian mekanik yang dilakukan meliputi uji tarik, uji impak *charpy v-notch*, dan pengukuran kekerasan material. Bentuk benda uji dibuat seperti pada Gambar 4, 5, dan 6 di atas masing-masing untuk benda uji tarik, uji impak *charpy v-notch*, dan pengukuran kekerasan. Pengujian tarik dan pengukuran kekerasan dilakukan pada temperatur ruang, sedangkan uji impak *charpy v-notch* dilakukan pada rentang temperatur dari -150°C sampai temperatur $+150^{\circ}\text{C}$, dengan tujuan untuk mendapatkan temperatur transisi. Hasil pengujian tarik meliputi kuat luluh (Ys), kuat tarik maksimum (UTS), kuat tarik (σ), dan temperatur transisi yang diperoleh dari melakukan uji impak *charpy v-notch*, serta pengukuran kekerasan model baja ferit ditampilkan pada Tabel 3.

Tabel 3. Data hasil uji mekanik baja ferit[7]

Varian	Ys (MPa)	UTS (MPa)	σ (MPa)	Temp. Transisi ($^{\circ}\text{C}$)	Kekerasan Rerata (Hv)
A	136,44	526,73	332,00	9	212,8
B	167,18	543,11	395,55	- 32	183,4
C	223,31	656,84	430,25	- 2	196,9
D	448,78	496,64	350,31	- 9	179,2

Table 4. Komposisi kimia baja ferit (% berat)[7]

Varian	P	Cu	Ni	C	S	Mo	Fe
A	0,0075	0,151	0,347	0,1713	0,0036	0,510	97,5
B	0,0132	0,222	0,593	0,2102	0,0038	0,498	97,1
C	0,0168	0,256	0,581	0,1961	0,0048	0,502	97,1
D	0,0195	0,311	0,601	0,1965	0,0052	0,508	97,0

Kandungan P di dalam baja ferit sebagai material bejana tekan harus dibatasi karena pada jumlah tertentu unsur P dapat mengakibatkan penggetasan material sehingga kuat tangguhannya menurun. Dari Tabel 3 dapat dikatakan bahwa secara umum hasil pengujian tarik meliputi kuat luluh (Y_s), *ultimate tensile strength* (UTS) dan kuat tarik (σ) model baja ferit meningkat sebanding dengan kandungannya. Demikian pula kekerasannya meningkat sebanding dengan kandungan P. Hal ini tidak diinginkan karena semakin tinggi kandungan P, tingkat kegetasan material akan semakin tinggi pula. Namun dengan menambahkan Ni kedalam varian A sampai dengan varian D telah menurunkan kekerasan model baja ferit. Jadi dalam hal ini sejumlah tertentu unsur Ni dapat bertindak sebagai penyeimbang unsur P.

Dari varian A sampai dengan varian D, temperatur transisi varian B adalah yang paling rendah yaitu -32°C . Artinya varian B mempunyai kuat tangguh/ketangguhan patah yang lebih baik daripada varian-varian lainnya, atau dengan kata lain temperatur transisi dari ulet ke rapuh untuk varian B adalah yang paling rendah yaitu pada temperatur -32°C dengan kandungan P optimal 0,0132% (berat). Jadi terlihat bahwa unsur P di dalam baja ferit sebagai material bejana tekan benar-benar harus dibatasi. Sehingga kandungan P di dalam baja ferit harus lebih kecil dari 0,0132% (berat) dan diperhatikan juga kandungan Ni nya.

Dari beberapa hasil penelitian yang telah disampaikan di atas diketahui bahwa pengujian mekanik mempunyai peran signifikan di PLTN.

Pada tahap sebelum konstruksi bejana tekan, pengujian mekanik dilakukan

untuk karakterisasi sifat-sifat mekanik awal material segar bejana tekan. Apabila dari hasil pengujian mekanik material segar diperoleh sifat mekaniknya tidak sesuai dengan spesifikasi tertulis didalam dokumen teknis PLTN, sebaiknya segera dikomunikasikan dengan pabrikan untuk mencari tahu penyebabnya sehingga kemungkinan terjadinya penuaan dini karena kesalahan material bejana tekan dapat diminimalkan.

Pada tahap operasi, pengujian mekanik dilakukan untuk program *surveillance* dan *non surveillance*. Dari program *surveillance* dapat dipelajari perubahan kuat tangguh/ketangguhan patah material akibat iradiasi neutron, yang diketahui dengan naiknya temperatur transisi. Semakin tinggi temperatur transisi berarti material bejana tekan semakin getas dan hal ini tidak bisa dibiarkan karena akan mengganggu keselamatan operasi PLTN. Program *surveillance* ini sifatnya *mandatory*, artinya untuk negara-negara yang mengoperasikan PLTN harus melaksanakan program *surveillance*. Data dari hasil program *surveillance* digunakan sebagai bahan pertimbangan dalam memutuskan diijinkan/tidaknya PLTN dioperasikan lebih lanjut.

Dengan melaksanakan program *non surveillance* dapat dipelajari perilaku/pengaruh unsur-unsur *dope* (P, Ni, Cu) di dalam material bejana tekan. Sehingga unsur *dope* yang berperan terhadap penggetasan material atau memperbaiki sifat material bejana tekan dapat teridentifikasi.

Sejak kurang lebih 20 tahun yang lalu, pengujian mekanik dalam rangka melaksanakan program *surveillance* maupun *non surveillance* sudah mulai digunakan

bentuk-bentuk benda uji mekanik mini baik yang sudah distandardisasi maupun belum. Dasar pertimbangan penggunaan benda uji mini selain lebih menghemat biaya adalah karena kapsul iradiasi (kapsul *surveillance*) volumenya kecil sehingga untuk efektifnya program *surveillance* karena benda uji yang diiradiasi cukup banyak maka benda uji mekanik dibentuk dalam ukuran kecil/mini. Standardisasi benda uji mini juga dilakukan melalui pengujian-pengujian mekanik.

KESIMPULAN

Dari bahasan di atas telah diberikan suatu gambaran jenis pengujian mekanik yang dilakukan di PLTN untuk penelitian dan pengembangan material PLTN. Dengan melakukan program *surveillance* tingkat kegetasan material bejana tekan dapat diidentifikasi, sehingga kemungkinan kegagalan operasi PLTN karena material bejana tekan gagal dapat diminimalkan. Disimpulkan bahwa pengujian mekanik penting dilakukan di PLTN untuk karakterisasi awal, penelitian penuaan dan pengembangan material bejana tekan serta mempunyai peran untuk manajemen keselamatan operasi PLTN ditinjau dari sudut pandang materialnya.

DAFTAR PUSTAKA

1. Shah, V.N, et.al.,(1993), *Aging and Life Extension of Major Light Water Reactor Components*, Elsevier, p. 29, 34, 48.
2. ANONYM, (2006), *Plant Life management for Long Term Operation of Light Water Reactor*, Technical Report Series, No. 448, IAEA.
3. ANONYM, (2007), *Rules For Construction of Nuclear Facility Components*, ASME Boiler & Pressure Vessel Code, Sec. III, Division 1-Subsection NB, Class 1 Components, p. 10, 67
4. ANONYM, (2000), *Nuclear, Solar, and Geothermal Energy*, ASME Section XII, Volume 12.02, E185, p.1.
5. ANONYM, (2007), *Standard Safety*

Analysis Report for Advanced Power Reactor (APR) 1400, Korean Hydro and Nuclear Power Company, p.5.3-19, 5.3-20.

6. ANONYM, (1995), *Metal Test Methods And Analytical Procedures*, ASMT Volume 03.01, p.84, 140, 208.
7. Nitiswati S, et.al.(2010), *Pengaruh fosfor terhadap kuat tangguh baja feritik sebagai material bejana tekan reaktor nuklir*, Prosiding Seminar Nasional Ke 16 Teknologi Nuklir dan Keselamatan PLTN Serta Fasilitas Nuklir, ISSN: 0854-2910., p.313.

TANYA JAWAB DAN DISKUSI

1. Penanya : Wiryono (BAPETEN)

Pertanyaan:

- a) Bagaimana upaya untuk memastikan sampel yang akan diuji dengan material Pressure vessel yg. sebenarnya?

Jawaban:

Penyedia (*supplier*) bejana tekan (*pressure vessel*) selain mengirimkan bejana tekan yang telah dibentuk (bejana tekan yang akan di konstruksi) juga harus memberikan contoh material bejana tekan (disebut *test piece*). Ketika bejana tekan sampai kepada pemesan atau pemilik PLTN harus disertai/dilengkapi dengan dokumen teknis atau sertifikat yang berisi spesifikasi/data teknis terkait bejana tekan meliputi: jenis dan tipe material, komposisi kimia, sifat-sifat mekanik material (kuat luluh, kuat tarik, kekerasan), ketebalan bejana tekan, kode *treatment*, jenis las-lasannya (termasuk kode busur), kode/nomor *batch*,dll. Dari dokumen tersebut menunjukkan bahwa *supplier* sudah melakukan analisis kimia dan pengujian sifat mekanik material bejana tekan sehingga jenis dan tipe material bejana tekan teridentifikasi. Spesifikasi/data teknis tersebut harus sesuai dengan persyaratan

yang telah ditentukan oleh desainer dan telah disetujui oleh pemilik PLTN. .

Test piece yang diberikan oleh *supplier* harus representatif artinya mempunyai spesifikasi teknis yang sama dengan bejana tekan yang akan dikonstruksi, termasuk kode/nomor *batch* nya. Artinya bila bejana tekan yang akan dikonstruksi tebalnya 20 Cm, maka tebal *test piece* juga 20 Cm. Bila pada bejana tekan terdapat las-las melingkar dan vertikal, maka pada *test piece* juga harus ada las-lasan yang melingkar dan vertikal.

Apabila spesifikasi/data teknis yang diberikan oleh *supplier* tidak sama, maka pemilik PLTN dapat menolak pengadaan bejana tekan tsb. Apabila sama, tahap selanjutnya yaitu pemilik PLTN melakukan serangkaian pengujian terhadap *test piece* yang terdiri dari analisis komposisi kimia dan pengujian mekanik meliputi uji tarik dan kekerasan. Pengujian tarik dilakukan pada bagian logam dasar dan bagian yang ada las-lasannya. Tujuan melakukan pengujian terhadap *test piece* adalah untuk memastikan bahwa material bejana tekan yang akan dikonstruksi benar dan memenuhi spesifikasi teknis yang telah dipersyaratkan.

2. Penanya : Winda Sarmita (BAPETEN)

Pertanyaan:

- a) Sebagaimana presentasi pertama di forum besar mengenai logam tanah jarang. Bahwa unsur-unsur logam tanah jarang dapat digunakan untuk mekanik sifat bahan. Apakah pernah dilakukan penelitian mengenai campuran unsur pada logam tanah jarang dengan sifat mekanik dari bejana tekan. Bagaimana kira-kira kekuatannya jika dicampurkan unsur logam tanah jarang?

Jawaban:

Material bejana tekan adalah baja ferit dengan kandungan Fe nya $> 97\%$. Sisanya adalah impuritas logam seperti: Ni, P, Cr, Si. Impuritas tersebut berpengaruh terhadap kekuatan baja ferit. Logam tanah jarang tidak lazim digunakan sebagai bahan campuran material bejana tekan. Kalau dikatakan bahwa logam tanah jarang dapat digunakan untuk sifat mekanik bahan, maka yang dimaksud dengan “bahan” disini bukan bahan baja ferit atau bahan logam lainnya, melainkan bahan non-logam seperti polimer. Sampai saat ini tidak ada satupun referensi yang menginformasikan penelitian menggunakan logam tanah jarang sebagai impuritas tambahan yang dapat mempengaruhi sifat mekanik baja ferit sebagai material bejana tekan, sehingga bagaimana perilaku logam tanah jarang terhadap kekuatan baja ferit tidak diketahui.

SURVEI PENERAPAN BUDAYA KESELAMATAN DI INSTALASI ELEMEN BAKAR EKSPERIMENTAL TAHUN 2008 - 2012

Torowati, Ganisa, K.S., Erilia Y. dan Nudia B.
Pusat Teknologi Bahan Bakar Nuklir – BATAN
Kawasan Puspiptek, Serpong

ABSTRAK

SURVEI PENERAPAN BUDAYA KESELAMATAN DI INSTALASI ELEMEN BAKAR EKSPERIMENTAL TAHUN 2008 - 2012. Telah dilakukan survei penerapan budaya keselamatan di instalasi elemen bakar eksperimental (IEBE), Pusat Teknologi Bahan bakar Nuklir (PTBN), BATAN pada tahun 2008 -2012. Tujuan survei penerapan budaya keselamatan adalah untuk melihat tingkat budaya keselamatan yang tengah diterapkan di IEBE sehingga dapat menentukan profil budaya keselamatan. Hasil survei ini diharapkan dapat dimanfaatkan oleh manajemen untuk mengutamakan dan mengembangkan budaya keselamatan agar keselamatan yang tinggi dapat dicapai. Metode yang dilakukan adalah dengan cara memberikan kuisioner tentang budaya keselamatan kepada personil IEBE. Setiap personil pengisi kuisioner akan memberikan nilai sesuai dengan ketentuan dalam kuisioner tersebut. Dari hasil survei tahun 2008-2012 diperoleh nilai karakteristik rerata : 6,34 - 7,07. Dengan diperoleh Nilai 6 berarti implementasi budaya keselamatan di IEBE tahun : 2008 - 2012 berada pada tingkatan/tahapan II artinya keselamatan dipertimbangkan sebagai tujuan organisasi.

Kata kunci: Survei, budaya keselamatan, karakteristik, komitmen.

ABSTRACT

A SURVEY ON THE IMPLEMENTATION OF SAFETY CULTURE IN THE EXPERIMENTAL FUEL ELEMENT INSTALLATION OF BATAN, INDONESIA 2008 – 2012. A survey on the implementation of safety culture in the Experimental Fuel Element Installation (EFEI) had been conducted every year since 2008 until 2012. The installation is operated by the Center for Nuclear Fuel Technology of BATAN (National Nuclear Energy Agency of the Republic of Indonesia). The objective of the survey was to determine the safety culture profile of the facility. The survey results can be used by the top management to improve the safety culture in the facility that it had been entrusted upon. The survey was done by collecting data from questionnaires about safety culture distributed to all personnels of the EFEI. The quantitative result of the survey from 2008 – 2012 gave mean values of between 6.34 and 7.07. A value greater than 6 means that the EFEI is on stage 2 of the three stages of development of safety culture which is “safety is considered as an organizational goal”.

Keywords: Safety culture, nonreactor nuclear facilities

PENDAHULUAN

Budaya keselamatan didefinisikan sebagai gabungan karakteristik dan sikap yang terbentuk dalam organisasi dan individu yang menempatkan keselamatan sebagai prioritas utama.^[1]

Dalam pernyataan kebijakan keselamatan BATAN dinyatakan bahwa “keselamatan adalah prioritas utama pada seluruh kegiatannya sehingga mencapai nihil kecelakaan dengan tujuan untuk melindungi setiap karyawan, fasilitas, masyarakat dan lingkungan dari potensi bahaya dan setiap karyawan BATAN wajib mengupayakan tercapainya tujuan keselamatan tersebut sesuai dengan tanggung jawab dan peran masing-masing”. Dengan adanya pernyataan kebijakan keselamatan tersebut diatas, maka keselamatan adalah tanggungjawab setiap pekerja/karyawan/ personil. Oleh karena itu keselamatan merupakan bagian integral dari proses kerja sehingga perlu adanya budaya keselamatan di lingkungan kerja.

Untuk memenuhi kebijakan tersebut maka dalam penerapan budaya keselamatan pada institusi khususnya institusi pemanfaat tenaga nuklir menuntut komitmen dari tingkat manajemen dan pekerja/personil untuk menempatkan keselamatan sebagai prioritas utama. Komitmen tingkat manajemen diantaranya adalah:^[2]

1. Menetapkan kebijakan manajemen yang memberikan prioritas utama pada keselamatan nuklir
2. Menyediakan kerangka kerja yang memadai dalam rangka menciptakan suasana kerja yang kondusif di mana keselamatan nuklir menjadi perhatian utama
3. Memberikan dorongan, dukungan dan perhatian terhadap pekerja yang mempunyai perilaku terpuji dan cara keselamatan kerja yang baik menyangkut masalah
4. Untuk kekeliruan yang terjadi berulang kali atau perilaku seenaknya terhadap keselamatan

nuklir, manajer harus mengambil tindakan tegas untuk mencegah terulangnya hal tersebut misalnya dengan memberikan sanksi yang sepadan. Untuk kesalahan yang terjadi berulang kali, pimpinan harus berani mengambil tindakan tegas, karena keselamatan nuklir menjadi prioritas utama.

Komitmen pekerja/personil diantaranya adalah:

1. Memanfaatkan kerangka kerja keselamatan yang disediakan manajemen dengan sebaik-baiknya
2. Melaksanakan tugas dengan baik, hati-hati, waspada, dan mengutamakan keselamatan selama bekerja
3. Melaporkan segera tanpa ditutup-tutupi apabila terjadi masalah keselamatan pada saat melaksanakan pekerjaan dan melakukan tindakan koreksi untuk mencegah terulangnya hal tersebut

Dalam implementasi dan pengembangan budaya keselamatan terdapat 3 kategori/tahapan pengembangan yaitu ^[3]

Tahap 1 adalah keselamatan berdasar peraturan. Pada tahap 1 dinyatakan bahwa suatu organisasi memandang keselamatan sebagai persyaratan eksternal dan bukan sebagai aspek untuk bertindak yang dapat membantu organisasi tersebut mencapai tujuan, sehingga keselamatan dipandang sebagai masalah teknis semata, yaitu kepatuhan terhadap peraturan perundangan yang tepat

Tahap 2 adalah keselamatan menjadi tujuan organisasi. Pada tahap 2 suatu organisasi memiliki manajemen yang memandang kinerja keselamatan sebagai hal yang penting walaupun tidak ada tekanan dari badan pengawas, meskipun ada peningkatan kesadaran terhadap perilaku namun aspek ini menjadi tidak berarti dalam metode manajemen keselamatan yang hanya berdasarkan pada solusi/penyelesaian prosedural dan teknis. Kinerja keselamatan senantiasa berkaitan

kuat dengan aspek bisnis untuk mencapai sasaran atau tujuan

Tahap 3 adalah keselamatan selalu ditingkatkan. Pada tahap ini organisasi sudah menerapkan gagasan untuk terus menerus meningkatkan dan melaksanakan konsep-konsep untuk kinerja keselamatan. Ada penekanan kuat terhadap komunikasi, pelatihan, gaya kepemimpinan dan meningkatkan efisiensi dan efektifitas setiap orang dalam organisasi.

Untuk mengetahui tentang penerapan budaya kerja di Instalasi Elemen Bahan Eksperimental (IEBE), Pusat Teknologi Bahan Bakar Nuklir (PTBN), Batan perlu dilakukan survei penerapan budaya keselamatan. Selanjutnya untuk mengetahui dan mengukur penerapan budaya keselamatan di IEBE maka dilakukan survey penerapan budaya keselamatan.

Tujuan dari survei penerapan budaya keselamatan adalah untuk melihat tingkat budaya keselamatan yang telah diterapkan di IEBE sehingga dapat menentukan profil budaya keselamatan. Hasil survei diharapkan dapat dimanfaatkan oleh manajemen untuk mengutamakan dan mengembangkan budaya keselamatan sehingga keselamatan yang tinggi dapat dicapai.

METODE SURVEI

Survei penerapan budaya keselamatan dilakukan dengan cara memberikan kuisisioner kepada responden. Dalam survei ini responden adalah semua

personil yang berada di gedung IEBE. Materi kuisisioner terdiri dari 15 karakteristik yang berisi pertanyaan sebanyak 92 berisi indikator informasi mengenai sikap, pendapat, atau persepsi personil terhadap penerapan budaya keselamatan di IEBE. Setiap indikator diberi nilai 0 sampai 10 yang terbagi menjadi 5 kategori/tingkatan, yaitu: 0-2 : kategori sangat kurang, 3-4 : kategori kurang, 5-6 : kategori cukup, 7-8 : kategori baik dan 9-10 : kategori sangat baik.

Nilai indikator dalam setiap karakteristik untuk tiap personil direrata. Selanjutnya nilai masing-masing karakteristik untuk semua personil direrata lagi. Nilai rerata dari 15 karakteristik tersebut akan ditentukan kategori tahapan pengembangan budaya keselamatan dengan tingkatan/tahapan sebagai berikut ^[3]:

1. (score 5 – 6) : tahap I, bahwa keselamatan berdasarkan perundang-undangan
2. (score 6 – 8) : tahap II, bahwa keselamatan sebagai tujuan organisasi
3. (Score 8–10) : tahap III, bahwa kinerja keselamatan dapat senantiasa ditingkatkan

Dari 15 nilai karakteristik akan terlihat nilai terendah dan tertinggi hal ini untuk menentukan kekuatan dan kelemahan dalam penerapan budaya keselamatan yang tengah berlangsung.

Karakteristik dalam materi kuisisioner budaya keselamatan seperti pada Tabel 1.

Tabel 1. Karakteristik survei penerapan budaya keselamatan di IEBE

No	Karakteristik
1.	Komitmen pimpinan puncak terhadap keselamatan
2.	Prioritas utama terhadap keselamatan
3.	Hubungan antara para pimpinan dengan para personil/pegawai
4.	Kualitas dokumentasi dan prosedur keselamatan
5.	Kepatuhan terhadap peraturan dan prosedur
6.	Pananganan konflik
7.	Motivasi dan kepuasan kerja
8.	Tugas, wewenang, tanggung jawab dan pertanggungjawaban
9.	Keterbukaan dan komunikasi

No	Karakteristik
10.	Keterlibatan personil
11.	Suasana kerja terkait masalah waktu, beban kerja dan stress
12.	Monitoring dan pengukuran kinerja keselamatan (self assessment)
13.	Organisasi pembelajaran
14.	Kerjasama dalam tim
15.	Pegawai yang mempunyai sifat kritis

Contoh indikator yang ada dalam karakteristik No. 1 (komitmen pimpinan puncak terhadap keselamatan) dan No. 3 (Hubungan antara para pimpinan dengan para personil/pegawai) sebagai berikut : Indikator dalam karakteristik No.1 sebanyak 7 indikator adalah :

- a. Kebijakan Keselamatan dari Pimpinan senior (Ka. PTBN)
- b. Kunjungan Ka. PTBN ke fasilitas (IEBE) untuk meninjau kondisi dan mendiskusikan keselamatan
- c. Perhatian Ka. PTBN tentang prioritas tinggi terhadap sumber daya keselamatan (dana, alat, SDM, dll)
- d. Penyediaan waktu yang cukup dari Ka. PTBN untuk membahas isu-isu keselamatan
- e. Contoh/teladan Ka. PTBN kepada pekerja dalam pemakaian perlengkapan keselamatan
- f. Upaya-upaya Ka. PTBN untuk peningkatan keselamatan
- g. Arahan dan keterlibatan diri Ka. PTBN dalam pertemuan-pertemuan keselamatan

Indikator dalam karakteristik No. 3 (Hubungan antara para pimpinan dengan para personil/pegawai) sebanyak 8 indikator :

- a. Frekuensi pertemuan pimpinan (Kepala Bidang Bahan Bakar Nuklir/Ka.B3N) dengan para personil untuk membahas isu keselamatan
- b. Frekuensi kunjungan pimpinan (Ka. B3N) ke fasilitas untuk mendiskusikan isu keselamatan dengan personil di lapangan.
- c. Frekuensi keterlibatan pimpinan (Ka.B3N) dengan kegiatan yang dilakukan personil lapangan
- d. Dampak pertemuan antara pimpinan (Ka. B3N) dengan personil
- e. Perhatian pimpinan (Ka.B3N) terhadap keselamatan personil
- f. Kemampuan komunikasi pimpinan (Ka. B3N) dengan personil
- g. Kejelasan visi/pandangan pimpinan (Ka.B3N) tentang keselamatan
- h. Metode /cara pimpinan (Ka. B3N) dalam mengkomunikasikan keselamatan

HASIL DAN PEMBAHASAN

Dalam melaksanakan survei penerapan budaya keselamatan di IEBE, personil IEBE memberikan respon yang baik sehingga survei/pengisian kuisioner tidak mengalami hambatan.

Jumlah personil IEBE yang mengisi kuisioner diberikan pada Tabel 1.

Tabel 1. Data jumlah personil IEBE pengisi kuisioner survey penerapan budaya keselamatan di IEBE

No.	Tahun	Jumlah personil yang menerima kuisioner (orang)	Jumlah kuisioner kembali ke kolektor (berkas)	Prosentase kuisioner kembali ke kolektor (%)
1.	2008	60	51	85,00
2.	2009	63	53	84,13
3.	2010	65	49	75,38

No.	Tahun	Jumlah personil yang menerima kuisioner (orang)	Jumlah kuisioner kembali ke kolektor (berkas)	Prosentase kuisioner kembali ke kolektor (%)
4.	2011	60	44	73,33
5.	2012	57	55	96,49

Hasil survei penerapan budaya keselamatan dari 2008 sampai 2012 ditunjukkan pada tabel 2. dan Gambar 1.

Tabel 2. Nilai hasil survei penerapan budaya keselamatan tahun survei 2008 hingga 2012

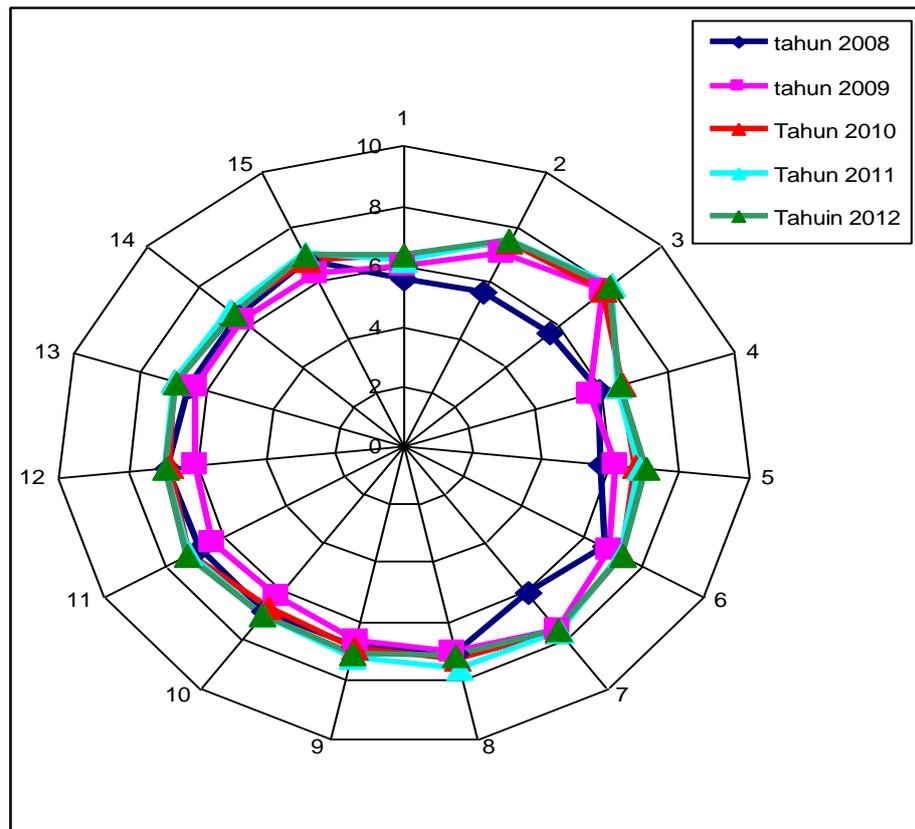
No	Karakteristik	Nilai Tahun Survei				
		2008	2009	2010	2011	2012
1.	Komitmen pimpinan puncak terhadap keselamatan	5.53	5.97	6.37	6.20	6.38
2.	Prioritas utama terhadap keselamatan	5.62	7.01	7.42	7.45	7.48
3.	Hubungan antara para pimpinan dengan para personil/pegawai	5.60	7.72	7.72	8.05	7.99
4.	Kualitas dokumentasi dan prosedur keselamatan	5.90	5.68	6.58	6.47	6.57
5.	Kepatuhan terhadap peraturan dan prosedur	5.71	6.19	6.75	6.84	7.06
6.	Pananganan konflik	6.65	6.86	7.31	7.20	7.30
7.	Motivasi dan kepuasan kerja	6.03	7.55	7.58	7.63	7.53
8.	Tugas, wewenang, tanggung jawab dan pertanggungjawaban	7.08	7.00	7.28	7.59	7.17
9.	Keterbukaan dan komunikasi	6.80	6.62	6.88	7.21	7.03
10.	Keterlibatan personil	6.80	6.16	6.58	6.98	6.92
11.	Suasana kerja terkait masalah waktu, beban kerja dan stress	6.77	6.33	7.08	7.15	7.22
12.	Monitoring dan pengukuran kinerja keselamatan (self assessment)	6.87	6.03	6.80	6.92	6.92
13.	Organisasi pembelajaran	6.50	6.32	6.90	6.94	6.85
14.	Kerjasama dalam tim	6.45	6.24	6.63	6.70	6.55
15.	Pegawai yang mempunyai sifat kritis	6.80	6.29	6.78	7.04	6.95
	Rerata	6,34	6,49	6,98	7,09	7,07

Berdasarkan hasil survei penerapan budaya keselamatan di IEBE tahun 2008 hingga tahun 2012 (Gambar 1) menunjukkan bahwa manajemen organisasi dalam kegiatan di IEBE memiliki kelemahan pada komitmen pimpinan puncak terhadap keselamatan (karakteristik No.1) dengan nilai : 5,53 hingga 6,38.

Kekuatan tertinggi pada tahun 2008 dengan nilai 7,08 berada pada karakteristik No. 8 yaitu tugas, wewenang, tanggung jawab dan pertanggungjawaban. Nilai pada tahun 2009 hingga 2012 kekuatan tertinggi yang dimiliki manajemen organisasi pengelolaan kegiatan di IEBE ada pada hubungan antara para pimpinan dengan para personil/pegawai (karakteristik no. 3) dengan nilai 7,72 – 7,99. Hal ini dapat diartikan bahwa mulai tahun 2009 hingga 2012 terdapat koordinasi maupun perhatian dari

atasan/pimpinan langsung (dalam hal ini eseleon III) dalam melakukan semua kegiatan di IEBE.

Hal ini dikarenakan keberadaan pimpinan puncak berada di gedung yang berbeda dengan gedung personil yang disurvei. Kemudian adanya kesibukan pimpinan puncak (dalam hal kedinasan) yang dapat menyebabkan kurangnya komunikasi dan penyediaan waktu untuk bertatap muka dibandingkan dengan karakteristik pada No. 3. Pada karakteristik No. 3 mempunyai nilai besar dimungkinkan karena karakteristik ini berhubungan langsung dengan pimpinan (dalam hal ini kepala bidangnya) sehingga sering ada komunikasi dan frekuensi pertemuannya lebih besar dibandingkan dengan pimpinan puncak (karakteristik No.1)



Gambar 1. Radar chart karakteristik budaya keselamatan Tahun 2008 – 2012

Kemudian nilai rerata dari 15 karakteristik tahun 2008 - 2012 diperoleh : 6,34 - 7,06. Dengan diperoleh nilai rerata 6 maka implementasi budaya keselamatan di IEBE tahun 2008 - 2012 berada pada tingkatan/tahapan 2 artinya keselamatan dipertimbangkan sebagai tujuan organisasi. Pada tahap 2 ini suatu organisasi memiliki manajemen yang memandang kinerja keselamatan sebagai hal yang penting walaupun tidak ada tekanan dari badan pengawas. Kinerja keselamatan senantiasa berkaitan kuat dengan aspek bisnis untuk mencapai sasaran atau tujuan. Pada tahun 2008 - 2011 nilai rerata dari 15 karakteristik terdapat kenaikan, tetapi tahun 2011 ke tahun 2012 terdapat penurunan nilai sebesar 0,02 atau 0,28%. Penurunan nilai 0,28% ini tidak signifikan karena tahapan implementasi budaya keselamatan masih tetap berada di tahapan 2.

Penerapan budaya keselamatan di IEBE akan dapat meningkat menjadi kategori/tahapannya 3, apabila

ditingkatkan lagi mulai komitmen tingkat manajemen hingga komitmen pekerja/personil sehingga.

KESIMPULAN

Hasil survei penerapan budaya keselamatan di IEBE tahun 2008 – 2012 memiliki kelemahan pada komitmen pimpinan puncak terhadap keselamatan, kekuatan tertinggi tahun 2008 berada pada tugas, wewenang, tanggung jawab dan pertanggung jawaban, sedangkan tahun 2009 - 2012 kekuatan tertinggi berada pada hubungan antara para pimpinan dengan para personil/pegawai. Penerapan budaya keselamatan di IEBE tahun tersebut berada pada tingkatan/tahapan II artinya keselamatan dipertimbangkan sebagai tujuan organisasi.

Untuk meningkatkan nilai yang rendah (lemah) maka diperlukan peningkatan frekuensi untuk kunjungan/tatap muka dari pimpinan

puncak dengan personil IEBE serta meningkatkan lagi komitmen tingkat manajemen hingga komitmen pekerja/personil dibidang keselamatan.

UCAPAN TERIMAKASIH

Penulis mengucapkan terimakasih kepada Kepala Bidang Bahan Bakar Nuklir (Bpk. Ir. Bambang Herutomo) yang selalu berupaya untuk meningkatkan budaya keselamatan di IEBE dan seluruh tim budaya keselamatan IEBE serta seluruh staf IEBE yang telah mendukung kegiatan survei budaya keselamatan hingga selesainya penulisan ini

PUSTAKA

1. ANONIM “ Budaya Keselamatan” Diktat *Basic Professional Training Course On Nuclear Safety*, Pusdiklat, Batan, Jakarta , 2008
2. HERYUDHOKUSUMO “*National Policy On Nuclear Safety*” Diktat *Basic Professional Training Course On Nuclear Safety*, Pusdiklat, Batan, Jakarta , 2008
3. IAEA-TECDOC-1329 “*Safety Culture in nuclear installations*” *Guidance for use in the enhancement of safety culture*. Vienna 2002
4. IAEA-TECDOC-860 “*ASCOT Guidelines*” *Guidance for use in the enhancement of safety culture*” 1996.

TANYA JAWAB DAN DISKUSI

1. Penanya : Antonie Ruandi BBA (LSM Lingkungan Hidup FEBE)

Pertanyaan:

- a) Apakah keselamatan kerja pada R&D harus lebih ketat pada bagian "Research and Development" karena inti dari institusi BAPETAN ini lebih bersifat teknis?

Jawaban:

- a) Keselamatan di Instalasi kami (instalasi nuklir) harus jauh lebih ketat dibandingkan dengan keselamatan yang lainnya (selain di instalasi nuklir).

2. Penanya : Vatimah Zahrawati (BAPETEN)

Pertanyaan

- a) Survei yang dilakukan hanya berdasarkan penilaian kuesioner. Apakah ada metode survei lain seperti wawancara langsung atau survei langsung ke lapangan?
- b) Setelah didapatkan hasil, apa tindak lanjut yang dilakukan?

Jawaban:

- a) Belum ada.
- b) Akan digunakan sebagai acuan untuk lebih meningkatkan dalam penerapan di bidang keselamatan (budaya keselamatan).

3. Penanya : Nanang Triagung EH (BAPETEN)

Pertanyaan

- a) Disamping metode survey dengan kuesioner, apakah dilakukan juga metode lain untuk mengetahui sejauhmana penerapan budaya keselamatan di IEBE PTBN? Jika ada perbandingan hasilnya seperti apa?

Jawaban:

- a) Sampai saat ini belum ada metode lain yang dilakukan selain survey dengan kuesioner.

TINJAUAN TSP SEBAGAI SALAH SATU ASPEK KEAMANAN DALAM PENGANGKUTAN BAHAN NUKLIR

Wiryono

Direktorat Perizinan Instalasi dan Bahan Nuklir, Badan Pengawas Tenaga Nuklir,
Jl. Gajah Mada No. 8 Jakarta 10120,
email:y.wiryono@bapeten.go.id

ABSTRAK

TINJAUAN TSP SEBAGAI SALAH SATU ASPEK KEAMANAN DALAM PENGANGKUTAN BAHAN NUKLIR. Telah dilakukan suatu tinjauan mengenai Rencana Keamanan Pengangkutan (TSP) sebagai salah satu aspek keamanan dalam pengangkutan bahan nuklir. Tinjauan ini diperlukan untuk menyelaraskan regulasi nasional dengan praktek internasional. Praktek internasional menggunakan TSP sebagai salah satu persyaratan keamanan disamping Program Proteksi Radiasi sebagai persyaratan keselamatan dalam pengangkutan bahan nuklir. TSP ditujukan untuk memastikan keamanan pelaksanaan pengangkutan bahan nuklir. Proses penyusunan dan evaluasi TSP dapat dilakukan dengan pendekatan preskriptif, kinerja, dan kombinasi. TSP memuat informasi mengenai persyaratan administrasi, keamanan pengiriman, dan perencanaan respon. TSP dapat digunakan untuk memastikan keamanan pelaksanaan pengangkutan bahan nuklir secara efektif dan efisien. BAPETEN perlu mewajibkan pemohon izin untuk menyampaikan TSP sebagai salah satu dokumen persyaratan keamanan sebelum mendapatkan persetujuan pengangkutan bahan nuklir. BAPETEN perlu menetapkan pendekatan dalam penyusunan dan evaluasi TSP. BAPETEN perlu menyiapkan prosedur evaluasi dan inspeksi untuk implementasi TSP.

Keywords: evaluasi, TSP, keamanan, pengangkutan, bahan nuklir

ABSTRACT

A REVIEW OF TSP AS ONE OF THE TRANSPORTATION SECURITY ASPECTS OF NUCLEAR MATERIALS. A review has done for the Transportation Safety Plan (TSP) as one of the aspects of safety in the transport of nuclear materials. The review is necessary to harmonize national regulations with international practice. International practice of using TSP as one of the security requirements in addition to the Radiation Protection Program as a requirement of safety in the transport of nuclear materials. TSP is intended to ensure sound implementation of the transport of nuclear materials. TSP evaluation process can be done with a prescriptive approach, performance, and combinations. TSP contains information about administrative requirements, delivery security and response planning. TSP can be used to ensure the security of the implementation of the transport of nuclear materials effectively and efficiently. BAPETEN should require the applicant to submit the TSP as one document security requirements prior approval transporting nuclear materials. BAPETEN need to define the approach to the formulation and evaluation of TSP. BAPETEN need to set up an evaluation and inspection procedures for the implementation of TSP.

Keywords: evaluation, TSP, security, transportation, nuclear materials

1. PENDAHULUAN

1.1. Latar Belakang

Salah satu jenis kegiatan peman-faatan tenaga nuklir adalah pengang-kutan bahan nuklir. Mengingat potensi bahaya yang ditimbulkan, maka peng-angkutan bahan nuklir dari suatu tempat ke tempat lain dilakukan deng-an memenuhi ketentuan keselamatan dan keamanan.

Pengawasan terhadap pelaksa-naan pengangkutan bahan nuklir sampai saat ini didasarkan pada Peraturan Pemerintah Nomor 26 Tahun 2002 tentang Keselamatan Pengang-kutan Zat Radioaktif. Peraturan ini cenderung lebih menekankan pada pengaturan aspek keselamatan.

Sementara aspek keamanan kurang mendapatkan perhatian dan hanya diatur dalam Peraturan Kepala BAPE-TEN Nomor 1 Tahun 2009 tentang Ketentuan Sistem Proteksi Fisik Ins-talasi dan Bahan Nuklir.

Sementara itu praktek inter-nasional telah menerapkan baik aspek keselamatan maupun aspek keamanan. Hal ini tercermin pada dokumen TS-R-1 yang menguraikan aspek keselamatan dalam bentuk Program Proteksi Radiasi termasuk rencana kedaruratan yang merupakan rencana tindak terhadap pemenuhan persyaratan keselamatan, dan dokumen NSS No.13 yang menguraikan aspek keamanan dalam bentuk Rencana Keamanan Pengang-kutan (*Transport Security Plan*, TSP) termasuk rencana kontinjensi. TSP merupakan rencana tindak dalam pengangkutan bahan nuklir yang men-cakup upaya proteksi fisik. Upaya proteksi fisik yang diuraikan dalam NSS No.13 selaras dengan rencana proteksi fisik yang dipersyaratkan dalam Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 1 Tahun 2009 tentang Keten-tuan Sistem Proteksi Fisik Instalasi dan Bahan Nuklir.

Dengan demikian, maka diperlu-kan tinjauan mengenai pengembangan pengawasan aspek keamanan dalam pengangkutan bahan nuklir.

1.2. Tujuan

Makalah ini membahas tinjauan mengenai TSP sebagai salah satu aspek

keamanan dalam pengangkutan bahan nuklir. Makalah ini disusun untuk menyelaraskan regulasi nasional deng-an praktek internasional (sebagai ma-sukan dalam rangka amandemen Peraturan Pemerintah Nomor 26 Ta-hun 2002 tentang Keselamatan Peng-angkutan Zat Radioaktif), terutama mengenai kewajiban pemohon izin untuk menyampaikan TSP kepada BAPETEN sebagai persyaratan ke-amanan untuk mendapatkan perse-tujuan pengangkutan bahan nuklir.

1.3. Metode

Metode yang digunakan dalam penulisan makalah ini adalah studi literatur terhadap dokumen *IAEA Nuclear Security Series No.13* (NSS No.13), "*Nuclear Security Recom-mendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Faci-lities (INFCIRC/225/Revision 5)*", dan *Implementing Guide "Physical Protec-tion of Nuclear Material in Transport"* serta beberapa dokumen terkait peng-angkutan bahan nuklir yang lain.

2. PENGANGKUTAN BAHAN NUKLIR

2.1. Tinjauan Pustaka

Berdasarkan Peraturan Peme-rintah Nomor 29 Tahun 2008 tentang Perizinan Pemanfaatan Sumber Radiasi Pengion dan Bahan Nuklir, dinyatakan bahwa pemanfaatan bahan nuklir meliputi kegiatan penelitian dan peng-embangan, penambangan bahan galian nuklir, pembuatan, produksi, penyim-panan, pengalihan, impor dan ekspor, dan penggunaan^[1].

Sedangkan menurut Undang-undang Nomor 10 Tahun 1997 ten-tang Ketenaganukliran, dinyatakan bahwa pemanfaatan adalah kegiatan yang berkaitan dengan tenaga nuklir yang meliputi penelitian, pengem-bangan, penambangan, pembuatan, produksi, pengangkutan, penyimpanan, pengalihan, ekspor, impor, peng-gunaan, dekomisioning, dan penge-lolaan limbah radioaktif untuk mening-katkan kesejahteraan rakyat. Sedang-kan bahan nuklir adalah bahan yang dapat

menghasilkan reaksi pembelahan berantai atau bahan yang dapat diubah menjadi bahan yang dapat menghasilkan reaksi pembelahan berantai^[2].

Salah satu jenis kegiatan pemanfaatan tenaga nuklir adalah pengangkutan bahan nuklir. Berdasarkan Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 1 Tahun 2009 tentang Ketentuan Sistem Proteksi Fisik Instalasi dan Bahan Nuklir, dinyatakan bahwa pengangkutan zat radioaktif adalah pemindahan zat radioaktif dari suatu tempat ke tempat lain melalui jaringan lalu lintas umum, dengan menggunakan sarana angkutan darat, air atau udara^[3].

Berdasarkan Peraturan Pemerintah Nomor 26 Tahun 2002 tentang Keselamatan Pengangkutan Zat Radioaktif, dinyatakan bahwa pengangkutan zat radioaktif hanya dapat dilakukan bila Pengirim dan Penerima zat radioaktif telah memiliki izin pemanfaatan tenaga nuklir dari Badan Pengawas. Selain izin pemanfaatan, sebelum

pengangkutan dilaksanakan, Pengirim harus terlebih dahulu mendapat persetujuan pengiriman dari Badan Pengawas^[4].

Sedangkan berdasarkan Peraturan Pemerintah Nomor 29 Tahun 2008 tentang Perizinan Pemanfaatan Sumber Radiasi Pening dan Bahan Nuklir, dinyatakan bahwa dalam pemanfaatan bahan nuklir diperlukan persyaratan dan tata cara perizinan dengan mempertimbangkan risiko bahaya radiasi, dan keamanan bahan nuklir, yang mampu menjamin keselamatan pekerja, anggota masyarakat, dan perlindungan terhadap lingkungan hidup^[1].

Program proteksi radiasi termasuk rencana kedaruratan merupakan rencana tindak untuk memenuhi persyaratan keselamatan sesuai dengan TS-R-1. Sedangkan TSP termasuk rencana kontinjensi merupakan rencana tindak untuk memenuhi persyaratan keamanan sesuai dengan NSS No.13 sebagaimana ditunjukkan pada Tabel 1.

Tabel 1. Persyaratan Utama Keselamatan dan Keamanan Pengangkutan^[5]

Persyaratan Utama untuk Pengangkutan	Bungkusan	Metode Pengangkutan		Lainnya
		Kendaraan Pengangkut	Rencana Tindak	Penanganan Informasi
Keselamatan (TS-R-1)	Persyaratan keselamatan (<i>Structure, Heat, Containment, Shielding, Criticality</i>)	Persyaratan keselamatan tergantung pada mode pengangkutan	Program Proteksi Radiasi termasuk Rencana Kedaruratan	Administrasinya bersifat terbuka
Keamanan (INFCIRC/225/Rev.5)	- Kunci & seals - Upaya Proteksi Fisik (Kategori I&II)	- Kunci & seals - Upaya Proteksi Fisik (Kategori I&II)	Rencana Keamanan Pengangkutan termasuk Rencana Kontinjensi (Kategori I&II)	Informasi mengenai Proteksi Fisik bersifat rahasia

2.2. Penggolongan Bahan Nuklir

Berdasarkan Undang-undang Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran dan Peraturan Pemerintah Nomor 29 Tahun 2008 tentang Perizinan Pemanfaatan Sumber Radiasi Pening dan Bahan Nuklir, bahan nuklir merupakan bahan yang dapat menghasilkan reaksi pembelahan berantai atau bahan yang dapat diubah menjadi bahan yang dapat menghasilkan reaksi pembelahan berantai.

Penggolongan bahan nuklir menurut *The Convention on the Physical Protection of Nuclear Material* (CPP-NM), didasarkan

pada potensi penggunaan bahan untuk membuat piranti ledakan nuklir serta mempertimbangkan jenis, pengkayaan dan masa radionuklida^[6].

Sedangkan berdasarkan Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 1 Tahun 2009 tentang Ketentuan Sistem Proteksi Fisik Instalasi dan Bahan Nuklir, penggolongan bahan nuklir dilakukan berdasarkan risiko potensial bahan nuklir, komposisi isotop, bentuk fisik dan kimia, konsentrasi, tingkat radiasi, dan jumlah bahan nuklir^[3]. Penggolongan bahan nuklir ditunjukkan pada Tabel 2.

Tabel 2: Penggolongan Bahan Nuklir^[7]

Bahan	Uraian	Golongan			
		I	II	III	IV
1. Plutonium	Tidak teriradiasi atau teriradiasi dengan paparan ≤ 1 gy/jam (100 rad/jam) pada jarak 1 m tidak terbungkus	≥ 2 kg	500 g < Pu < 2 kg	15 g < Pu \leq 500 g	1 g < Pu \leq 15 g
2. Uranium-235	Tidak teriradiasi atau teriradiasi dengan paparan ≤ 1 gy/jam (100 rad/jam) pada jarak 1 m tidak terbungkus - Uranium diperkaya $\geq 20\%$ U-235 - Uranium diperkaya antara 10% - 20% U-235 - Uranium diperkaya di atas uranium alam, tetapi kurang dari 10% U-235	≥ 5 kg - -	1 kg < U-235 < 5 kg ≥ 10 kg -	15 g < U-235 \leq 1 kg 1 kg < U-235 < 10 kg ≥ 10 kg	1 g < U-235 \leq 15 g 1 g < U-235 \leq 1 kg 1 g < U-235 < 10 kg
3. Uranium-233	Tidak teriradiasi atau teriradiasi dengan paparan ≤ 1 gy/jam (100 rad/jam) pada jarak 1 m tidak terbungkus	≥ 2 kg	500 g < U-233 < 2 kg	15 g < U-233 \leq 500 g	1 g < U-233 \leq 15 g
4. U-alam, U-depleksi, Th dan limbah bahan nuklir curah	Tidak teriradiasi atau teriradiasi dengan paparan ≤ 1 gy/jam (100 rad/jam) pada jarak 1 m tidak terbungkus	-	-	≥ 500 kg	1 kg < U/Th < 500 kg
5. Bahan bakar teriradiasi (U-alam, U-depleksi, Th atau bahan bakar diperkaya <10 %)	- untuk pengangkutan - untuk penyimpanan / penggunaan	-- --	Tidak dibatasi jumlahnya -	-- Tidak dibatasi jumlahnya	-- --

2.3. Rencana Keamanan Pengangkutan (TSP)

Proses penyusunan dan evaluasi TSP dapat dilakukan dengan memilih salah satu dari tiga jenis pendekatan sebagai berikut^[7]:

a. Pendekatan Berbasis Preskriptif

Dalam pendekatan berbasis preskriptif (*prescriptive approach*), tindakan proteksi fisik yang ditetapkan dalam penyusunan TSP untuk setiap penggolongan bahan nuklir harus memenuhi tujuan proteksi fisik yang telah ditetapkan oleh Badan Pengawas.

b. Pendekatan Berbasis Kinerja

Dalam pendekatan berbasis kinerja (*performance approach*), Badan Pengawas menetapkan tujuan proteksi fisik yang harus dipenuhi dalam penyusunan TSP berdasarkan kajian ancaman secara nasional, dan sedapat mungkin untuk menerapkan ancaman dasar desain (*design basic threat*).

c. Pendekatan Berbasis Kombinasi

Pendekatan berbasis kombinasi (*combined approach*) dalam penyusunan TSP mencakup unsur-unsur dari pendekatan berbasis preskriptif dan pendekatan berbasis kinerja.

TSP digunakan untuk mendokumentasikan semua upaya proteksi fisik dan pengaturan yang diperlukan untuk memenuhi

persyaratan dan/atau tujuan dari Badan Pengawas. TSP digunakan untuk mengidentifikasi tanggungjawab terhadap semua aspek proteksi bahan nuklir selama pengangkutan. Badan Pengawas perlu menetapkan siapa yang bertanggungjawab untuk menyampaikan TSP^[8].

Biasanya pengirim atau pengangkut bertanggungjawab secara langsung terhadap keamanan bahan nuklir dalam berbagai moda atau tahapan pengangkutan. Untuk pengangkutan bahan nuklir Golongan I dan II, TSP harus disampingkan oleh pengirim atau pengangkut, untuk mendapatkan persetujuan dari Badan Pengawas^[9].

3. HASIL DAN PEMBAHASAN

Proses penyusunan dan evaluasi TSP ditunjukkan pada Gambar 1^[7]. BAPETEN akan menetapkan persyaratan bagi pengirim dan/atau pengangkut. Apabila menggunakan pendekatan kinerja atau kombinasi, maka BAPETEN menetapkan persyaratan keamanan, ancaman terkini, dan DBT yang memadai^[10].

Apabila menggunakan pendekatan preskriptif, maka BAPETEN menetapkan persyaratan keamanan yang diikuti dengan pendekatan bertingkat (*graded approach*). Kemudian pengirim dan/atau pengangkut

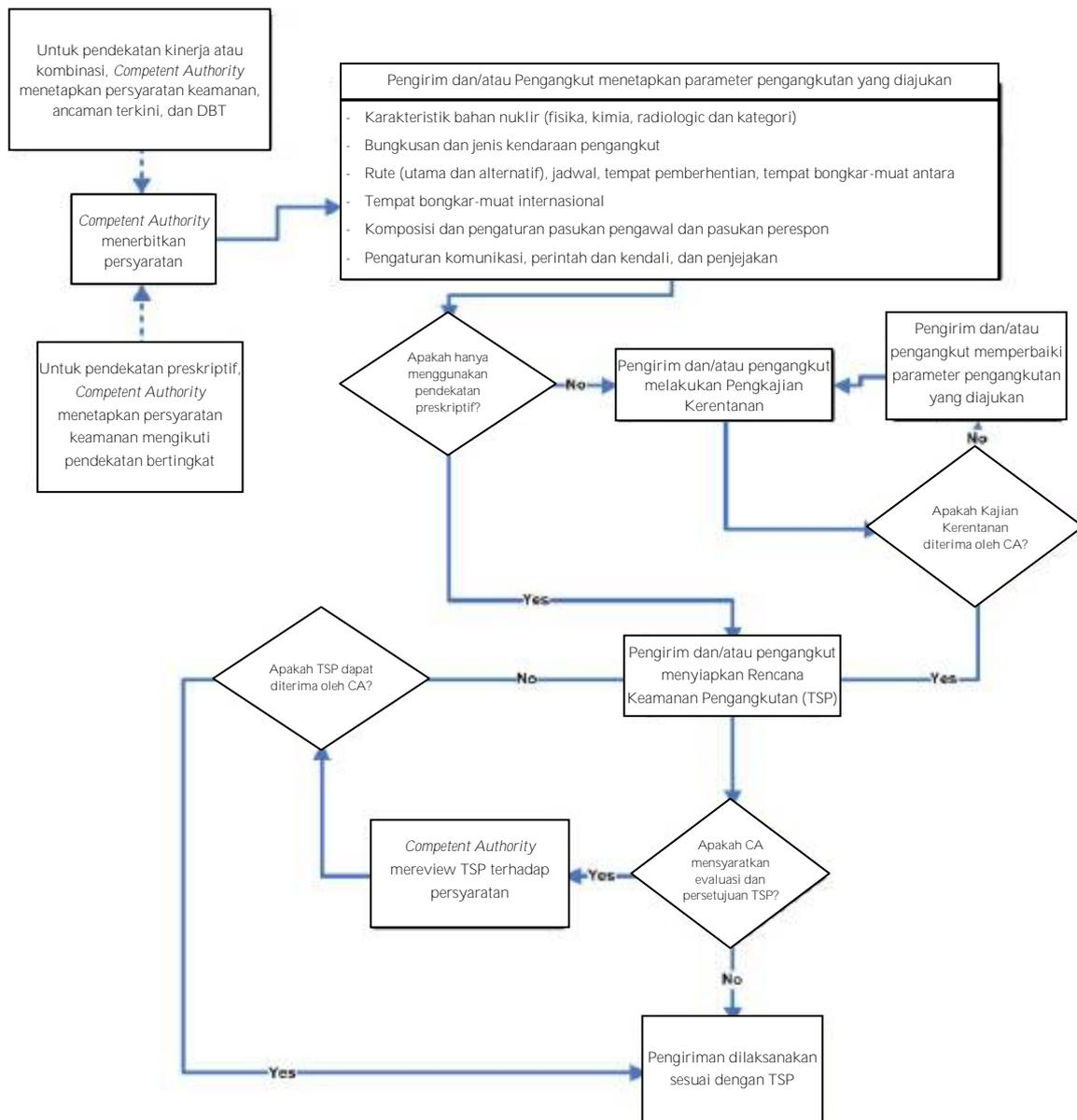
meng-ajukan parameter pengangkutan, seperti karakteristik bahan nuklir, bungkus dan jenis kendaraan peng-angkut, rute utama dan alternative, jadwal, tempat pemindahan, komposisi dan penem-patan pengawal, komunikasi, penem-patan pengatur dan komando, dan pelacakan. Apabila hanya menggunakan pendekatan preskriptif, maka pengirim dan/atau pengangkut harus menyiapkan TSP^[11]. Apabila BAPE-TEN perlu melakukan review dan persetujuan TSP, maka BAPETEN mereview TSP sesuai persyaratan, dan jika sesuai dan diterima oleh BAPE-TEN, maka pengiriman dapat dilakukan sesuai dengan TSP. Apabila tidak hanya menggunakan pendekatan pres-kriptif, maka pengirim dan/atau peng-angkut harus melakukan kajian kerentanan. Apabila kajian kerentanan ter-sebut diterima oleh BAPETEN, maka pengirim dan/atau pengangkut akan menyiapkan TSP, dan apabila kajian kerentanan itu tidak diterima oleh BAPETEN, maka parameter peng-angkutan yang diajukan harus diper-baiki oleh pengirim dan/atau peng-angkut.

TSP digunakan untuk mengiden-tifikasi tanggungjawab terhadap semua aspek proteksi bahan nuklir selama pengangkutan. Badan Pengawas menetapkan siapa yang bertanggungjawab untuk menyampaikan TSP.

Biasanya pengirim atau peng-angkut bertanggungjawab secara lang-sung terhadap keamanan bahan nuklir dalam berbagai moda atau tahapan pengangkutan. Untuk pengangkutan bahan nuklir Golongan I dan II, TSP harus disampaikan oleh pengirim atau pengangkut, untuk mendapatkan persetujuan dari Badan Pengawas.

Untuk masalah keselamatan peng-angkutan zat radioaktif secara internasional, badan tenaga atom internasional (IAEA) telah member-kan rekomendasi dalam dokumen Safety Standard, No. TS-R-1 tahun 2009, mengenai *Regulation for the Safe Transport of Radioactive Mate-rial*. Sedangkan untuk masalah kea-manan, IAEA telah memberikan rekomendasi dalam dokumen Nuclear Security Series (NSS) No. 9 tahun 2008 mengenai *Security in Transport of Radioactive Material*, dan NSS No. 13 mengenai *Nuclear Security Recom-mendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Faci-lities (INFCIRC/225/Revision 5)*.

Keselarasan antara regulasi nasio-nal dengan praktek internasional dapat ditunjukkan pada Tabel 3. Pada table ini ditunjukkan bahwa TSP belum sepenuhnya diatur dalam regulasi nasional,

Gambar 1: Proses Penyusunan dan Evaluasi TSP^[6]

hanya sebagian unsur dari TSP seperti upaya proteksi fisik yang diatur dalam bentuk rencana proteksi fisik. Pengaturan mengenai proteksi fisik inipun masih dalam tingkat peraturan kepala, belum dalam peraturan pemerintah yang khusus mengatur pengangkutan bahan nuklir.

Peraturan Pemerintah Nomor 26 Tahun 2002 tentang Keselamatan Pengangkutan Zat Radioaktif, mengatur tentang keselamatan pengangkutan zat radioaktif yang meliputi perizinan, kewajiban dan tanggung jawab, pembungkusan, program proteksi radiasi, pelatihan, program

jaminan kualitas, jenis dan batas aktivitas zat radioaktif, zat radioaktif dengan sifat bahaya lain, dan penanggulangan keadaan darurat. Peraturan Pemerintah ini berlaku juga untuk pengangkutan bahan nuklir. Dalam Peraturan Pemerintah ini dinyatakan bahwa Pengirim wajib menyusun dokumen program proteksi dan keselamatan radiasi dan menyertakannya dalam pengangkutan Zat Radioaktif. Berdasarkan dokumen Safety Standard, No. TS-R-1 dinyatakan bahwa Program Proteksi Radiasi termasuk Rencana Kedarifatan merupakan salah satu persyaratan utama untuk memenuhi aspek

keselamatan dalam pengangkutan bahan nuklir. Sehingga Peraturan Pemerintah Nomor 26 Tahun 2002 tentang

Keselamatan Peng-angkutan Zat Radioaktif dapat dinyatakan sudah selaras dengan dokumen Safety Standard, No. TS-R-1.

Tabel 3. Perbandingan Regulasi Nasional dengan Standar Internasional

Persyaratan Utama Aspek	Praktek Internasional	Regulasi Nasional
Keselamatan (TS-R-1)	<i>Radiation Protection Programme including Emergency Plan</i>	Program Proteksi Radiasi (PP 26/2002)
Keamanan (NSS No.13)	<i>Transport Security Plan including Contingency Plan</i>	Belum diatur
	<i>Additional Physical Protection</i>	Rencana Proteksi Fisik (PERKA 1/2009)

Sedangkan berdasarkan Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 1 Tahun 2009 tentang Ketentuan Sistem Proteksi Fisik Instalasi dan Bahan Nuklir, dinyatakan bahwa sebelum melaksanakan pengangkutan, pengirim harus menyerahkan rencana proteksi fisik pengangkutan bahan nuklir, termasuk kontrak perjanjian pengangkutan kepada Kepala BAPETEN. Sedangkan berdasarkan dokumen NSS No.13 dinyatakan bahwa TSP yang salah satunya mencakup upaya proteksi fisik termasuk Rencana Kontinjensi merupakan salah satu persyaratan utama untuk memenuhi aspek keamanan dalam pengangkutan bahan nuklir. Sehingga Peraturan Pemerintah Nomor 26 Tahun 2002 tentang Keselamatan Peng-angkutan Zat Radioaktif dinyatakan belum selaras dengan NSS No. 13. Sedangkan Peraturan Kepala BAPE-TEN Nomor 1 Tahun 2009 tentang Keten-tuan Sistem Proteksi Fisik Instalasi dan Bahan Nuklir dinyatakan belum seluruhnya memenuhi NSS No. 13 karena hanya memuat rencana proteksi fisik yang merupakan bagian dari TSP. Sehingga diperlukan penye-larasan regulasi nasional terutama Per-aturan Pemerintah Nomor 26 Tahun 2002 tentang Keselamatan Peng-angkutan Zat Radioaktif dengan praktek internasional terutama terkait dengan aspek keamanan agar selaras dengan NSS No. 13.

Penyelarasan ini dapat dilakukan dengan melakukan mandemen Per-aturan Pemerintah Nomor 26 Tahun 2002 tentang Keselamatan Peng-angkutan Zat Radioaktif, yaitu dengan mewajibkan pemohon izin untuk menyampaikan TSP

kepada BAPE-TEN sebagai salah satu persyaratan keamanan disamping program proteksi radiasi yang digunakan sebagai persyaratan keselamatan dalam pelaksanaan pengangkutan bahan nuklir.

TSP akan dievaluasi oleh BAPE-TEN, apabila memenuhi persyaratan akan diberikan persetujuan peng-angkutan bahan nuklir. Hasil evaluasi terhadap dokumen TSP merupakan jaminan keamanan dalam pengang-kutan bahan nuklir. Proses penyusunan dan evaluasi TSP dapat dilakukan dengan pendekatan preskriptif, kinerja, dan kombinasi. TSP memuat informasi mengenai persyaratan administrasi, keamanan pengiriman, dan perencanaan respon. Secara garis besar format dan isi dari TSP dapat mengacu pada dokumen NSS No.13 yang ditunjukkan pada Lampiran. TSP yang telah disetu-juai oleh BAPETEN dapat digunakan untuk memastikan keamanan pelaksana-an pengangkutan bahan nuklir secara efektif dan efisien.

4. KESIMPULAN DAN SARAN

1. TSP dapat digunakan sebagai salah satu persyaratan keamanan disamping program proteksi radiasi yang digunakan sebagai persyaratan ke-selamatan dalam pelaksanaan pe-ngangkutan bahan nuklir, sehingga regulasi nasional selaras dengan praktek internasional.
2. TSP dapat digunakan untuk me-mastikan keamanan pelaksanaan pengangkutan bahan nuklir secara efektif dan efisien.
3. BAPETEN perlu melakukan aman-

demen Peraturan Pemerintah No-mor 26 Tahun 2002 tentang Keselamatan Pengangkutan Zat Radioaktif, yaitu dengan mewajibkan pemohon izin untuk menyam-paikan TSP sebagai dokumen persyaratan keamanan sebelum mendapatkan persetujuan pengang-kutan bahan nuklir.

4. BAPETEN perlu menetapkan pendekatan yang digunakan dalam penyusunan dan evaluasi TSP.
5. BAPETEN perlu menyiapkan pro-sedur evaluasi untuk TSP.
6. BAPETEN perlu menyiapkan pro-sedur inspeksi berdasarkan TSP untuk kesiapan pengangkutan ba-han nuklir.

5. DAFTAR PUSTAKA

- [1]. Kementerian Hukum dan HAM RI, 2008, *Perizinan Pemanfaatan Sumber Radiasi Pengion dan Bahan Nuklir*, Peraturan Peme-rintah Nomor 29 Tahun 2008, Jakarta.
- [2]. Kementerian Hukum dan HAM RI, 1997, *Ketenaganukliran*, Undang-undang Nomor 10 Ta-hun 1997, Jakarta.
- [3]. Kementerian Hukum dan HAM RI, 2009, *Ketentuan Sistem Proteksi Fisik Instalasi dan Bahan Nuklir*, Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 1 Tahun 2009, Jakarta.
- [4]. Kementerian Hukum dan HAM RI, 2002, *Keselamatan Pengang-kutan Zat Radioaktif*, Peraturan Pemerintah Nomor 26 Tahun 2002, Jakarta.
- [5]. Konnai, Akiko, *Regulatory Framework for the Safe and Secure Transport of Nuclear Material in Japan*, Japanese Government, Ministry of Land, Infrastucture, Transport and Tourism.
- [6]. International Atomic Energy Agency, 1980, *The Convention on the Physical Protection of Nuclear Material*, Information Circular INFCIRC/274/Rev.1, IAEA, Vienna.
- [7]. International Atomic Energy Agency, 2011, *Nuclear Security*

Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (INF-CIRC-/225/Revision 5), IAEA-NSS No.13, Vienna.

- [8]. Rawl, Richard R., 2008, *Safe Transport of Radioactive Mate-rials, Security in Transport of Radioactive Materials*, RC-19, Oak Ridge National Laboratory, Global Security and Nonpro-liferation Program, Oak Ridge, TN, USA.
- [9]. Canadian Nuclear Safety Com-mission, 2003, *Transportation Security Plans for Category I, II or III Nuclear Material*, Regu-latory Guide G-208, Canada.
- [10]. Frances L. Edwadrs and Daniel C. Goodrich, 2013, *Introduction to Transportation Security*, Taylor & Francis Group, LLC, Broken Sound Parkway NW.
- [11]. Bundesamt fur Strahlenschutz Salzgitter, 1996, *Requirements on Security Personnel in the Transport of Radioactive Mate-rials*, BfS Safety Code and Guides, Edition 1/98, Gemein-sames Ministerialblatt.

LAMPIRAN

RENCANA KEAMANAN PENG-ANGKUTAN

1. Ruang Lingkup
2. Tujuan
3. Penerapan
4. Persyaratan Administrasi
 - a. Pembagian tanggungjawab
 - b. Kebijakan dan Prosedur
 - 1) Kajian kerentanan
 - 2) Pengujian dan penilaian
 - 3) Evaluasi dan pemutakhiran
 - 4) Respon terhadap kondisi ancaman yang lebih tinggi
 - 5) Pelaporan mengenai ancaman atau insiden
 - c. Persyaratan Pelatihan
 - d. Manajemem Informasi

- 1) Penyimpanan rekaman
- 2) Kerahasiaan informasi
- e. Personil yang dipercaya
5. Keamanan Pengiriman
 - a. Uraian mengenai bahan nuklir yang diangkut
 - b. Uraian system keamanan
 - 1) Bungkusan dan angkutan
 - 2) Rute yang direncanakan dan alternative dan moda pengangkutan
 - 3) Upaya proteksi fisik
 - 4) Komunikasi dan pelacakan posisi pada operasi normal
 - 5) Komando dan pengatur pada operasi normal
 - c. Perawatan dan pengujian sistem dan peralatan
 - d. Pemeriksaan Pra-Pengiriman
6. Perencanaan Respon
 - a. Pengaturan kedaruratan
 - b. Rencana kontinjensi
 - 1) Pasukan Pengawal
 - 2) Pasukan Perespon
 - 3) Komunikasi, Komando dan Pengatur pada saat insiden

TANYA JAWAB DAN DISKUSI

1. Penanya : Vatimah Zahrawati (BAPETEN)

Pertanyaan:

- a) TSP tersebut apakah merupakan bagian dari program keamanan sumber radioaktif?
- b) TSP ini untuk tingkat keamanan apa?
- c) Bahan Nuklir dalam TSR 1 masuk ke klasifikasi apa?

Jawaban:

- a) TSP bukan merupakan bagian dari program keamanan sumber radioaktif. Program keamanan sumber radioaktif merupakan upaya yang dilakukan untuk mencegah akses tidak sah atau perusakan, dan kehilangan, pencurian, dan/atau pemindahan tidak sah sumber

radioaktif, dimana untuk pengangkutan bahan nuklir setara dengan Sistem Proteksi Fisik yang bertujuan mencegah pemindahan secara tidak sah terhadap bahan nuklir. Sedangkan sistem proteksi fisik (upaya proteksi fisik) pada pengangkutan bahan nuklir merupakan bagian dari rencana tindak TSP untuk memenuhi persyaratan keamanan sesuai dengan INFCIRC/225/Rev.5.

- b) Selama bahan nuklir tersebut termasuk dalam kategori I dan kategori II, maka harus menggunakan TSP dalam pengangkutannya. TSP hanya diwajibkan untuk pengangkutan bahan nuklir kategori I dan II, tetapi apabila negara anggota (*member state*) memandang hal tersebut penting, maka dapat diberlakukan untuk kategori bahan nuklir yang lain.
- c) Bahan Nuklir dalam TS-R-1 masuk dalam klasifikasi bungkusan *Type B(U) packages* dan *Type B(M) package*.

2. Penanya : Shinta Tri Habsari (BAPETEN)

Pertanyaan:

- a) Bagaimana isi TSP yang dimaksud dalam makalah ini? Sejauh ini di BAPETEN yang menjadi persyaratan dalam persetujuan pengangkutan a.l proteksi fisik, rencana pengamanan. Apakah itu sama dengan TSP?
- b) Siapa yang bertanggung jawab atas TSP, karena di slide disebut pengirim dan atau pengangkut. Pemegang izin hanya pengirim.

Jawaban:

- a) TSP memuat informasi mengenai:
 1. Ruang Lingkup

2. Tujuan
 3. Penerapan
 4. Persyaratan Administrasi
 - a. Pembagian tanggungjawab
 - b. Kebijakan dan Prosedur
 - 1) Kajian kerentanan
 - 2) Pengujian dan penilaian
 - 3) Evaluasi dan pemutakhiran
 - 4) Respon terhadap kondisi ancaman yang lebih tinggi
 - 5) Pelaporan mengenai ancaman atau insiden
 - c. Persyaratan Pelatihan
 - d. Manajemen Informasi
 - 1) Penyimpanan rekaman
 - 2) Kerahasiaan informasi
 - e. Personil yang dipercaya
 5. Keamanan Pengiriman
 - a. Uraian mengenai bahan nuklir yang diangkut
 - b. Uraian system keamanan
 - 1) Bungkusan dan angkutan
 - 2) Rute yang direncanakan dan alternative dan moda pengangkutan
 - 3) Upaya proteksi fisik
 - 4) Komunikasi dan pelacakan posisi pada operasi normal
 - 5) Komando dan pengatur pada operasi normal
 - c. Perawatan dan pengujian sistem dan peralatan
 - d. Pemeriksaan Pra-Pengiriman
 6. Perencanaan Respon
 - a. Pengaturan kedaruratan
 - b. Rencana kontinjensi
 - 1) Pasukan Pengawal
 - 2) Pasukan Perespon
 - 3) Komunikasi, Komando dan Pengatur pada saat insiden
- TSP juga memuat unsur-unsur yang terkait dengan proteksi fisik dan rencana pengamanan atau dengan kata lain proteksi fisik dan rencana pengamanan merupakan bagian dari TSP. TSP merupakan rencana tindak untuk memenuhi persyaratan keamanan sesuai dengan INFCIRC/225/Rev.5 yang menggabungkan semua unsur yang ada dalam proteksi fisik dan rencana pengamanan dengan menambahkan unsur yang lain seperti kajian kerentanan, manajemen informasi, perawatan dan pengujian, pemeriksaan pra-pengiriman, dll. Sehingga ke depan diharapkan BAPETEN dapat mengakomodir (pada amandemen PP tentang Pengangkutan) TSP sebagai salah satu persyaratan untuk mendapatkan persetujuan pengangkutan bahan nuklir.
- b) Yang bertanggungjawab atas TSP adalah Pengirim, tetapi Pengirim dapat berkoordinasi dengan Pengangkut dalam penyusunan TSP.
3. Penanya : Nanang Triagung EH (BAPETEN)
- Pertanyaan:
- a) Disampaikan ada beberapa pendekatan dalam penyusunan TSP, untuk kondisi Indonesia pendekatan mana yang paling sesuai?

- b) Apakah TSP dipersyaratkan untuk semua golongan bahan nuklir? Grading approachnya seperti apa?

Jawaban:

- a) Pendekatan yang paling sesuai untuk Indonesia adalah **Pendekatan Berbasis Kombinasi** yang mencakup unsur-unsur dari pendekatan berbasis preskriptif dan pendekatan berbasis kinerja, dengan alasan bahwa dalam melakukan kajian dan evaluasi terhadap ancaman dasar desain secara nasional, Pengusaha Instalasi Nuklir dan BAPETEN perlu melibatkan instansi lain seperti TNI, POLRI, BIN, dll.
- b) TSP tidak dipersyaratkan untuk semua golongan bahan nuklir. TSP hanya diwajibkan untuk pengangkutan bahan nuklir kategori I dan II, tetapi apabila negara anggota (*member state*) memandang hal tersebut penting, maka dapat diberlakukan untuk kategori bahan nuklir yang lain. *Grading approachnya* dapat dilakukan dengan memberlakukan TSP untuk pengangkutan bahan nuklir kategori III dan kategori IV dengan menetapkan persyaratan (isinya) yang tidak seketat persyaratan untuk bahan nuklir kategori I dan kategori II.



MAKALAH POSTER KELOMPOK A

RANCANGAN PEDOMAN SISTEM MANAJEMEN DAN STANDAR TEKNIS PRODUKSI PESAWAT SINAR-X

Dyah Palupi, M.Si¹⁾
Made Pramayuni, M.Eng²⁾

¹⁾ Direktorat Perizinan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif, BAPETEN, email: d.palupi@bapeten.go.id

²⁾ Direktorat Keteknikan dan Kesiapsiagaan Nuklir, BAPETEN, email: m.yuni@bapeten.go.id

Abstrak. RANCANGAN PEDOMAN SISTEM MANAJEMEN DAN STANDAR TEKNIS PRODUKSI PESAWAT SINAR-X disusun dalam rangka mempersiapkan perangkat pengawasan yang efektif dan efisien untuk menjamin keselamatan Produksi Pesawat sinar-X di Indonesia. Perangkat pengawasan tersebut dapat berupa peraturan atau kebijakan pemerintah. Penulis mengusulkan agar BAPETEN menyusun pedoman sistem manajemen produksi pesawat sinar-X dengan memadukan ISO 13485 dengan Peraturan Kepala Bapeten nomor 4 tahun 2010 tentang sistem manajemen fasilitas dan kegiatan pemanfaatan Tenaga Nuklir. Penulis juga mengusulkan agar BAPETEN menjadikan standar teknis IEC 60601 sebagai standar wajib dalam memproduksi pesawat sinar-X. Dengan adanya Pedoman Sistem Manajemen Pesawat Sinar-X dan Standar IEC dijadikan standar wajib, maka diharapkan pengawasan dalam memproduksi pesawat sinar-X dapat dilakukan secara efektif dan efisien.

Kata Kunci: Sistem Manajemen, Produksi Pesawat Sinar-X, standar teknis IEC 60601

Abstract. Concept of management systems guidelines and technical standards X-ray Equipment Production arranged in order to prepare for the effective and efficient regulatory to ensure the safety of X-ray equipment production in Indonesia. The regulatory tools may the government policy or regulations. Authors proposed that BAPETEN develop guidelines for management system of x-ray equipment production by combining ISO 13485 with BAPETEN Chairman Regulation no.4 /2010. Author also suggested that BAPETEN make technical standards IEC 60601 as a mandatory standard in producing x-ray equipment.

Key word: management system, x-ray equipment production, technical standard, IEC 60601

PENDAHULUAN

Saat ini pemanfaatan pesawat sinar-X di Indonesia mengalami peningkatan. Data Perizinan BAPETEN Tahun 2013 menunjukkan bahwa terdapat 7.104 pesawat sinar-X radiologi yang tersebar di seluruh wilayah Indonesia. Jumlah tersebut belum termasuk pesawat sinar-X baru yang diimpor dari negara lain dan pesawat sinar-x yang sedang diproduksi secara nasional.

Pesawat sinar-X memiliki peran penting dalam meningkatkan kualitas pelayanan kesehatan, karena seluruh keputusan penting diagnose kesehatan berdasarkan pada hasil pencitraan dari

pesawat sinar-X. Namun dari sisi lain dapat juga menimbulkan dampak yang merugikan bagi keselamatan pekerja, pasien, dan lingkungan apabila produksi maupun pemanfaatannya tidak memenuhi standar mutu dan keselamatan.

Di Indonesia mulai banyak industri pesawat sinar-X, baik yang mengimpor, merakit atau mengembangkannya menjadi produksi dalam negeri. Pesawat sinar-X yang diproduksi dan beredar diharapkan dapat terjamin keselamatan, mutu dan manfaatnya. Perangkat medis ini digunakan oleh banyak orang sehingga keselamatan, unjuk kerja, dan konsistensi mutu produk merupakan hal terpenting.

Oleh karenanya penting bagi Badan Pengawas untuk mensyaratkan standar dan regulasi terkait produksi pesawat sinar-X. Dengan adanya standar, maka akan tersedia kriteria produk, proses, dan layanan yang harus dipenuhi. Standar dalam pesawat sinar-X akan memastikan pada konsumen tentang keselamatan, keandalan, unjuk kerja produk, proses, dan layanan. Standar juga akan memberi keyakinan pada pasar global bahwa

Pada tahun 2011, BAPETEN telah menerbitkan Peraturan Kepala BAPETEN nomor 8 tentang Keselamatan Radiasi dalam Penggunaan Pesawat Sinar-X Radiologi Diagnostik dan Intervensial. Pasal 42 perka tersebut menyebutkan bahwa Pemegang izin boleh menggunakan pesawat sinar-X yang memenuhi ketentuan Standar Nasional Indonesia (SNI) atau standar tertelusur lain yang diterbitkan oleh lembaga akreditasi atau sertifikat yang dikeluarkan oleh pabrikan [1].

Selain standar, BAPETEN perlu memastikan keselamatan dan mutu sumberdaya dan prosesnya. Peraturan Kepala BAPETEN nomor 4 tahun 2010 tentang Sistem Manajemen Fasilitas dan Kegiatan Pemanfaatan Tenaga Nuklir diterbitkan untuk mengatur manufacturer melalui sistem manajemen dalam melakukan kegiatan terkait produksi maupun pemanfaatan sumber radiasi pengion dan bahan nuklir. Peraturan tersebut merupakan perangkat BAPETEN untuk mengawasi pemanfaatan pesawat sinar-X.

Namun demikian belum ada perangkat pengawasan yang secara eksplisit mengatur persyaratan maupun

pesawat sinar-X berfungsi secara memuaskan sesuai dengan persyaratan keselamatan dan mutu.

Pesawat sinar-X yang beredar harus memenuhi standar nasional maupun standar internasional. Penyelenggaraan sistem pengawasan yang efektif dan efisien merupakan salah satu cara untuk memastikan terpenuhinya standar mutu dan keselamatan bagi produksi maupun pemanfaatan pesawat sinar-X.

standar yang dapat digunakan untuk memproduksi pesawat sinar-X. Makalah ini disusun untuk memberikan informasi mengenai penerapan standar teknis dan sistem manajemen produksi pesawat sinar-X yang berlaku secara internasional.

LANDASAN TEORI

Dengan adanya standar-standar yang belum diharmonisasikan terhadap teknologi yang sama dari beberapa negara atau wilayah yang berbeda, dapat berakibat timbulnya semacam “*technical barriers to trade* (TBT)” atau “hambatan teknis perdagangan”. Industri-industri pengekspor telah lama merasakan perlunya persetujuan terhadap standar internasional yang dapat membantu mengatasi hambatan-hambatan tersebut dalam proses perdagangan internasional. Dari timbulnya permasalahan inilah awalnya organisasi ISO didirikan [2].

Pada tahun 1987, *The International Organization for Standardization* (ISO) yang bermarkas di Genewa Swiss terbentuk dan bertugas menciptakan standar internasional. Hingga saat ini ISO

telah mempublikasikan ratusan standar spesifik. Standar internasional ini berlaku secara internasional dan digunakan oleh perusahaan/organisasi/industri dari berbagai Negara, salah satunya adalah industri perangkat medis (*medical devices*). ISO secara spesifik mengatur tentang standar sistem manajemen mutu untuk industri terkait perangkat medis. Standar tersebut adalah ISO 13485 yang diterbitkan tahun 2003.

ISO 13485:2003

ISO 13485 *Medical Devices - Quality Management System - Requirements for Regulatory Purposes* merupakan standar memelihara mutu (kualitasnya) dan mengelola risiko (manajemen risiko).

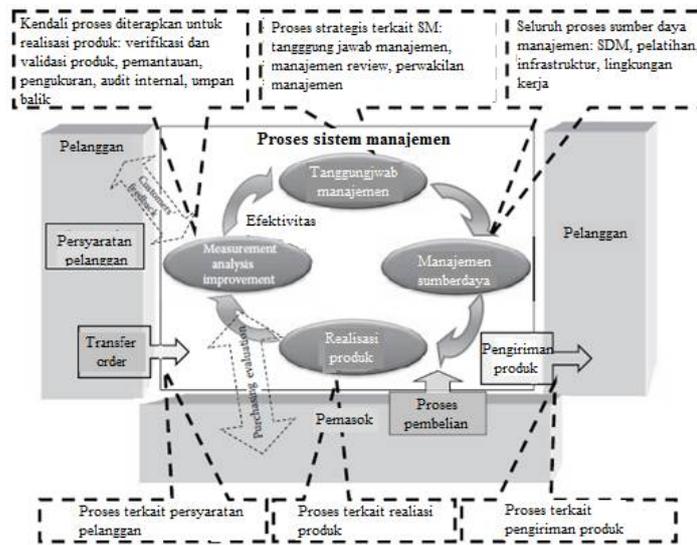
ISO 13485:2003 berbeda dengan ISO 9001, ISO 13485:2003 tidak mensyaratkan perbaikan secara terus menerus hal ini disebabkan peralatan medis memerlukan peraturan dari badan regulasi untuk mempertahankan sistem manajemen mutu mereka bukan untuk memperbaikinya. ISO 13485:2003 menekankan pada pentingnya mempertahankan manajemen mutu, sedangkan ISO 9001 menekankan pentingnya peningkatan mutu. ISO 13485:2003 memiliki persyaratan khusus yang tidak tercakup pada ISO 9001 yaitu: sistem manajemen risiko, *acceptance test*, kemampitelusuran produk, kebersihan, dan kendali rekaman.

Pemenuhan terhadap ISO 13485 memberikan tingkat kepercayaan yang

sistem manajemen mutu yang paling diterima di seluruh dunia diperuntukkan bagi industri perangkat medis (*medical devices*). ISO 13485 ditetapkan berdasarkan pendekatan ISO 9001:2000 yang dikembangkan secara khusus bagi pabrikan peralatan medis. Tujuan utama penerbitan ISO 13485 adalah memberikan fasilitas keselarasan persyaratan mengenai pengaturan dalam memproduksi perangkat medis. ISO 13485:2003 pada dasarnya terdiri atas persyaratan tertentu dari ISO 9000 dan persyaratan baru yang didefinisikan secara khusus untuk industri perangkat medis. ISO ini digunakan secara luas dalam industri medis karena dapat memberi bukti bahwa manajemen

lebih tinggi bagi manufaktur untuk mencapai dan secara konsisten mempertahankan pemenuhan terhadap standar internasional dan meminimalkan kegagalan yang berdampak buruk terhadap keselamatan pasien [3].

Sebagai standar sistem manajemen mutu, Standar ini diakui dapat meningkatkan citra publik dan akuntabilitas dengan menunjukkan komitmen terhadap mutu kepada para pemangku kepentingan (*stake holder*), terutama kepada pelanggan bahwa manufaktur sesuai dengan standar internasional. Sebagai konsekuensi penerapan ISO, audit berkala yang dilaksanakan untuk membantu manufaktur mengidentifikasi kelemahan / kekurangan di dalam proses sebelum terjadi krisis. Berikut adalah gambar proses sistem manajemen mutu dalam ISO 13485.



Gambar 1. Hubungan antar proses dalam sistem manajemen 13485 [4].

Gambar 1 menyajikan hubungan antar proses dalam sistem manajemen dengan menggunakan siklus PDCA (*Plan, Do, Check, Act*). Perencanaan (*Plan*) mencakup proses-proses strategi dalam mencapai tujuan organisasi, dengan menetapkan komitmen dan tanggung jawab manajemen; penyediaan sumber daya (SDM, sarana dan prasarana, lingkungan kerja). Pelaksanaan proses (*Do*) dilakukan dengan menggunakan perangkat yang telah disediakan oleh manajemen. Setelah itu dilakukan pengukuran, analisis dan perbaikan (*Check*) untuk mengevaluasi pelaksanaan proses dan mengidentifikasi peluang perbaikan. Kegiatan terkait masukan dari pihak luar organisasi juga menjadi pertimbangan, seperti: evaluasi pembelian, kegiatan umpan balik. Hasil dan tindak lanjut dari hasil pengukuran dapat digunakan untuk perencanaan strategi selanjutnya (*Act*).

IAEA GS-R-3

GS-R-3 *The Management System for Facilities and Activities* merupakan standar sistem manajemen yang diterbitkan oleh IAEA tahun 2006. GS-R-3 disusun berdasarkan prinsip sistem manajemen terpadu, yang mencakup unsur keselamatan, kesehatan, lingkungan, keamanan, mutu, dan ekonomi.

Sasaran utama sistem manajemen ini adalah untuk meningkatkan kinerja keselamatan dalam organisasi melalui perencanaan, pengendalian, dan pengawasan seluruh kegiatan dan mendukung budaya keselamatan yang kuat melalui pengembangan dan penerapan perilaku dan kebiasaan keselamatan yang baik sehingga kegiatan dilakukan dengan selamat. Standar ini mengatur sistem manajemen untuk instalasi nuklir; kegiatan yang menggunakan sumber radiasi pengion; pengelolaan limbah radioaktif; pengangkutan zat radioaktif; kegiatan proteksi radiasi; pemanfaatan lainnya yang mengakibatkan masyarakat terkena

paparan dari sumber radiasi alami atau buatan [5].

Pada tahun 2010 BAPETEN resmi mengadopsi GS-R-3 menjadi Peraturan Kepala BAPETEN nomor 4 tahun 2010 tentang Sistem Manajemen Fasilitas dan Kegiatan Pemanfaatan Tenaga Nuklir. Perka ini menguraikan ketentuan mengenai penyusunan, penerapan, penilaian, serta secara terus menerus memperbaiki sistem manajemen. Setiap kegiatan memiliki karakteristik yang berbeda, namun persyaratan dalam perka ini dapat memenuhi seluruh kegiatan terkait radiasi yang dalam hal ini termasuk produksi pesawat sinar-X.

IEC 60601-1

Baik ISO13485 maupun IAEA GS-R-3 merupakan standar untuk persyaratan sistem manajemen, sedangkan IEC adalah standar internasional yang secara spesifik menetapkan persyaratan terkait listrik dan radiasi. Tidak semua masyarakat memahami bahaya terkait dengan paparan radiasi pengion maupun listrik. Badan pengawas di seluruh dunia telah mengakui bahaya radiasi pengion, sehingga diterbitkan peraturan/standar/pedoman untuk mengendalikan desain pesawat sinar-X bidang medik guna mencegah bahaya terhadap masyarakat umum, dan lingkungan.

IEC pertama dipublikasikan pada tahun 1977 yang kemudian dikenal sebagai IEC 601 dan mengatur keselamatan listrik. IEC 60601-1 *General requirement for basic safety and essential performance* merupakan standar internasional yang dijadikan acuan untuk persyaratan perangkat listrik medik [6].

IEC 60601-1-X dikenal dengan *collateral standard*. Standar ini merupakan standar utama dan memiliki (sub) standar yang berkaitan langsung dengan keselamatan peralatan medis, salah satunya pesawat sinar-X. Huruf X mewakili sejumlah standar tambahan antara 1 – 11. [6, 7]

IEC 60601-2-X disebut *particular standards*. Standar ini merupakan standar khusus dan berlaku untuk berbagai jenis perangkat medis dan memberikan informasi tambahan dari *collateral standard*. Huruf X mewakili sejumlah standar tambahan antara 1 – 58 [6, 7]

Standar IEC 60601-1 merupakan dokumen landasan dalam menghadapi berbagai risiko yang terkait dengan perangkat medis listrik. Standar IEC ini membantu manufaktur dalam memenuhi, persyaratan regulasi dan memenuhi tantangan pasar [8].

Global Harmonization Task Force (GHTF, www.ghtf.org), yang didirikan oleh Amerika Serikat, Kanada, Australia, Jepang, dan Uni Eropa, memberikan kepercayaan untuk menggunakan standar IEC 60601-1 sebagai model untuk pemenuhan persyaratan keselamatan dan mutu perangkat medis [9].

Standar IEC 60601-1 edisi kedua dipublikasikan pada tahun 1988 dan diadopsi sebagai standar nasional perangkat elektro medis di Amerika Serikat, Kanada, Uni Eropa, Jepang, dan Australia/New Zealand. Pada tahun 2005, IEC menerbitkan edisi ketiganya dan dijadikan sebagai standar nasional baru di negara-negara tersebut.

Pada Tabel 1, diketahui bahwa Amerika Serikat mengadopsi standar ini

menjadi ANSI/AAMI ES 60601-1:2006, Kanada mengadopsinya dengan nama CSA C22.2 No. 601.1. Badan pengawas Jepang mensyaratkan JIS T0601 yang diadopsi dari IEC 60601-1 untuk perangkat medis (*medical devices*) mereka, dan Australia/New Zealand menyebit standar nasional untuk perangkat medisnya dengan AS/NZ 3200.1. Jika keempat negara tersebut mengadopsi IEC ini dengan membuat standar deviasi yang disesuaikan dengan kondisi negara masing-masing, Uni Eropa mengadopsi identik beserta standar deviasi yang ditetapkan di IEC ini.

Tabel 1: Adopsi IEC 60601-1:2005 sebagai standar nasional di berbagai negara [10].

Negara	IEC 60601-1:2005 edisi ke-3 diadopsi sebagai
Amerika	ANSI/AAMI ES 60601-1:2006
Kanada	CSA C22.2 No. 601.1
Uni Eropa	EN 60601-1:2006 (identik dengan IEC 60601-1:2005)
Jepang	JIS T0601
Australia/ New Zeland	AS/NZ 3200.1

Di Amerika, seluruh perangkat medis termasuk pesawat sinar-X diawasi oleh FDA. FDA mengemukakan bahwa kepatuhan terhadap standar ini akan memudahkan proses pengawasan [11].

Uni Eropa (UE) meliputi 15 negara anggota yaitu Austria, Belgia, Denmark, Finlandia, Perancis, Jerman, Yunani, Irlandia, Italia, Luksemburg, Belanda, Portugal, Spanyol, Swedia, dan Inggris. Dewan Ekonomi Eropa (MEE) menyatakan EN 60601-1 (identik IEC 60601-1) menjadi standar harmonis. Kepatuhan terhadap standar ini akan memudahkan proses penerimaan tanda CE [11].

HASIL DAN PEMBAHASAN

Adalah penting bagi kita untuk menyeragamkan pemahaman antara regulasi dan standar. Regulasi fokus pada “Apa” yang menuntut objek berupa “keselamatan dan efektivitas produk”. Sedangkan Standar fokus pada “Bagaimana” yang artinya “bagaimana memenuhi regulasi.” Standar umumnya bersifat *voluntary* namun jika suatu standar dimasukkan kedalam regulasi, maka sifatnya akan menjadi mandatori.

BAPETEN perlu menetapkan suatu regulasi mengenai manufaktur pesawat sinar-X karena keselamatan pasien sangat tergantung pada mutu dan konsistensi produk. Dalam hal ini standar internasional memainkan peran penting dalam industri pesawat sinar-X karena terkait dengan keselamatan, proteksi radiasi, analisis, kendali mutu, dan keselamatan elektrik. Dengan demikian, maka ada 3 (tiga) hal utama yang menekankan perlunya BAPETEN memasukkan suatu standar internasional kedalam regulasi mengenai manufaktur pesawat sinar-X, yaitu: keselamatan, unjuk kerja, dan mutu [11].

Keselamatan: Apakah produk *safe*? Keselamatan merupakan *concern* utama Badan Pengawas dalam upaya melindungi pasien, pekerja, dan masyarakat. Standar keselamatan perangkat listrik medis menjadi subjek di dalam seri standar IEC 60601-1. Ketika manufaktur mengklaim telah memenuhi standar 60601, manufaktur harus mendemonstrasikan bahwa seluruh potensi bahaya (*noise*, EMC, alarm, temperatur, *electrical shock*, radiasi, mekanik, dsb) diidentifikasi dan berada pada tingkat “safe”. IEC 60601

menyediakan rangkaian pengujian dan proses. Dari sini manufaktur dapat menunjukkan bahwa produknya aman digunakan.

Unjuk kerja: Bagaimana memastikan bahwa pesawat sinar-X berfungsi sesuai dengan spesifikasi manufaktur? Badan Pengawas perlu menetapkan unjuk kerja minimum produk pesawat sinar-X. Hal ini adalah upaya untuk membatasi produk gagal atau produk bekas yang tidak andal yang beredar di masyarakat.

Mutu: Umumnya persetujuan badan pengawas didasarkan pada hasil pengujian pesawat sinar-X yang diproduksi. Badan Pengawas harus memastikan bahwa setiap produk memiliki unjuk kerja dan tingkat keselamatan yang sama. Untuk mencapai hal ini, manufaktur harus menunjukkan bahwa seluruh proses manufaktur dilakukan dengan cara yang sama/identik dan efektif. Biasanya Badan Pengawas mensyaratkan manufaktur memiliki sistem mutu yang didesain untuk memastikan bahwa *good design principles and good manufacturing practices* diterapkan [11].

Dengan demikian untuk memastikan bahwa produk sinar-X yang beredar dan digunakan di Indonesia memiliki unjuk kerja yang andal, konsistensi mutu produk yang baik, dan menjamin keselamatan pasien, tidak dipungkiri lagi bahwa BAPETEN perlu mensyaratkan Jaminan Mutu yang berisi standar manajemen dan standar teknis kedalam regulasinya. Jaminan mutu dalam produksi pesawat sinar-X merupakan suatu tindakan yang sistematis dan terencana untuk memberikan kepercayaan yang memadai bahwa pesawat sinar-X yang diproduksi memiliki komponen yang andal

dalam menghasilkan informasi diagnostik dengan kualitas yang memuaskan.

Seluruh pabrikan/manufaktur pesawat sinar-X harus menyusun, menerapkan, menilai program jaminan mutu yang efektif. Jaminan mutu mengalami evolusi menjadi sistem manajemen. Sistem manajemen adalah sekumpulan unsur-unsur (meliputi struktur, sumber daya dan proses) yang saling berinteraksi untuk menetapkan kebijakan dan sasaran sehingga pelaksanaan kegiatan produksi pesawat sinar-X dilakukan secara efektif dan efisien.

Dalam Peraturan Pemerintah nomor 29 tahun 2006 tentang Perizinan Pemanfaatan Sumber Radiasi Pengion Dan Bahan Nuklir, BAPETEN telah menyebutkan bahwa dalam memproduksi pembangkit radiasi pengion disyaratkan untuk menyusun Program Jaminan Mutu. BAPETEN juga telah mempublikasikan Perka BAPETEN nomor 4 tahun 2010 yang disyaratkan menjadi acuan utama dalam menyusun, menerapkan, menilai, dan meningkatkan sistem manajemen. Namun pasal-pasal yang terdapat dalam perka masih bersifat umum. Oleh karena itu diperlukan regulasi lebih rinci dalam menyusun, menerapkan, menilai, dan meningkatkan pengawasan produksi pesawat sinar-X.

Mengenai standar manajemen, beberapa negara mensyaratkan ISO 13485 sebagai pemenuhan terhadap regulasinya terkait sistem manajemen sehingga manufaktur dapat lebih mudah untuk melakukan ekspor dan perdagangan perangkat medis. ISO 13485 saat ini umum digunakan sebagai dasar persyaratan

regulasi. Registrasi terhadap ISO 13485 ini menjadi persyaratan untuk beberapa pasar global misalnya Australia, Taiwan, dan Uni Eropa [12].

Berbeda dengan ISO 9001, ISO 13485:2003 tidak mensyaratkan perbaikan secara terus menerus hal ini disebabkan peralatan medis memerlukan peraturan dari badan regulasi untuk mempertahankan sistem manajemen mereka bukan untuk memperbaikinya. ISO 13485:2003 menekankan pada pentingnya mempertahankan manajemen mutu, sedangkan ISO 9001 menekankan pentingnya peningkatan mutu [13].

Dengan adanya Perka BAPETEN nomor 4 tahun 2010, BAPETEN dapat menselaraskan klausul-klausul Perka ini

dengan klausul-klausul ISO 13485:2003 sebagai persyaratan standar manajemen dan mensyaratkan IEC 60601-1 sebagai pemenuhan standar teknis.

IEC melingkupi 4 area pengawasan, persyaratan mekanik, penandaan (*marking*), *earthing* dan *electrical* [6]. Saat ini IEC 60601-1 telah mengalami tiga kali revisi. IEC 60601-1 edisi ke-3 ini lebih menekankan pada manajemen risiko dan *performance* (unjuk kerja) [14]. IEC yang paling relevan terkait untuk keselamatan radiasi pesawat sinar-X digambarkan dalam tabel 3 di bawah ini.

Tabel 3. IEC terkait dengan radiologi diagnostik [14]

	Radiografi	Radiologi intervensional	Mamografi	CT
Unjuk kerja				
Tabung sinar-X	60336	60336	60336	60336
	60613	60613	60613	60613
	60522	60522	60522	60522
	60806	60806	60806	
Kabel	60526	60526	60526	
Efisiensi kuantum	62220-1			
Keselamatan				
Standar umum	60601-1	60601-1	60601-1	60601-1
Proteksi radiasi	60601-1-3	60601-1-3	60601-1-3	60601-1-3
Tabung sinar-X	60601-2-28	60601-2-28	60601-2-28	60601-2-28
Standar khusus	60601-2-54	60601-2-43	60601-2-45	60601-2-44
Jaminan mutu				
	61223-3-1 61223-3-4	61223-3-3	61223-3-2	61223-3-5 61223-2-6

Penerapan standar dapat dilakukan dengan mengadopsi IEC terkait produksi pesawat sinar-X sebagaimana negara-negara GHTF, atau dengan mensyaratkan pemenuhan terhadap IEC terkait pesawat sinar-X sebagai standar teknis dan integrasi Perka 4 BAPETEN tahun 2010 dengan sistem manajemen ISO 13485 sebagai standar manajemen (mandatori), atau dapat juga dengan mengaturnya sebagai

pedoman yang memberi panduan pemenuhan kedua standar tersebut dan dijadikan acuan bagi manufaktur pesawat sinar-X.

Penulis memadukan persyaratan yang ada pada ISO 13485 dengan Perka BAPETEN nomor 4 tahun 2010. Sistem manajemen ini memuat persyaratan sistem dokumentasi yang harus dipenuhi oleh

manufaktur, seperti pemenuhan persyaratan pelanggan, penyediaan sumber daya yang memadai, pengelolaan risiko atau membuat pemeringkatan, melakukan *acceptance testing*, terus berupaya meningkatkan budaya keselamatan, dan sebagainya. Keterangan lebih detil, dapat dilihat pada Lampiran 1.

Di Indonesia saat ini belum ada suatu lembaga yang terakreditasi/tersertifikasi 13485. Kendala ini disebabkan Komite Akreditasi Nasional (KAN)/BSN sebagai Badan Standarisasi Nasional belum mengadopsinya sebagai standar perangkat medis. Melihat begitu pentingnya persyaratan manajemen ini dan dampaknya pada pasar global, maka penting bagi BAPETEN untuk mendorong KAN/BSN untuk mengadopsinya. Dengan diadopsinya standar ini maka akan lebih mudah bagi BAPETEN mengawasi produksi pesawat sinar-X di Indonesia dengan membuat standar ini menjadi mandatori.

KESIMPULAN DAN SARAN

Saat ini ISO dan IEC adalah subjek yang dominan untuk standarisasi.

Berdasarkan latar belakang dan landasan teori di atas, maka ada 2

(dua) aspek penting yang perlu menjadi bahan regulasi BAPETEN terkait keselamatan produksi pesawat sinar-X, yaitu standar sistem manajemen dan standar teknis.

Manufaktur yang telah menerapkan 9001:2008 tetap dapat memproduksi atau merakit pesawat sinar-X dengan menambahkan klausa budaya keselamatan, pemeringkatan, manajemen risiko dan dan menyusun *acceptance criteria*.

BAPETEN dalam hal ini Sub Direktorat Jaminan Mutu perlu berkoordinasi dengan BSN dan KAN untuk menetapkan mekanisme pengawasan dari penerapan kedua standar.

BAPETEN perlu mendorong Badan Standarisasi Nasional (BSN) untuk mengadopsi IEC 60601 dan turunannya sebagai acuan teknis.

BAPETEN perlu menjadikan standar tersebut sebagai standar wajib untuk perakitan dan manufaktur pesawat sinar-X.

DAFTAR PUSTAKA

[1] Badan Pengawas Tenaga Nuklir. Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 8 tahun 2011 tentang *Keselamatan Radiasi dalam Penggunaan Pesawat Sinar-X Radiologi Diagnostik dan Intervensional*. Jakarta. 2011.

- [2] (Sertifikasi Kualitas ISO: Pengertian, Manfaat, Prinsip, dan Tahapan Sertifikasi ISO Oleh Hendra Poerwanto <https://sites.google.com/site/kelolakualitas/Sertifikasi-Kualitas-ISO-Pengertian-Manfaat-Prinsip-Tahapan-Sertifikasi-ISO>)
- [3] (<http://asq.org/quality-progress/2000/09/standards-outlook/will-iso-9001-still-apply-for-the-medical-device-industry.html>)
- [4] Abuhav Itay. *ISO 13485 A Complete Guide to Quality Management in the Medical Device Industry*. CRC Press. New York. 2012.
- [5] International Atomic Energy Agency. *GS-R-3 The Management System for Facilities and Activities*, IAEA. Vienna. 2006.
- [6] International Electrotechnical Commission. *IEC 601 What Are The Implications of Power Quality?*. White Papers 211. Powervar. 2002.
- [7] Backes John. *A Practical Guide to IEC 60601-1*. Rigel Medical. United Kingdom. Juni 2007.
- [8] International Electrotechnical Commission . *IEC 60601-1:2005. General Requirements For Basic Safety And Essential Performance*. IEC. Switzerland. 2005.
- [9] A primer for IEC 60601-1,
http://www.orbitmicro.com/support/resources/primer_iec_60601-1.html
- [10] Turnbull, Aidan. *Medical Eco Design, The Use of IEC 60601-1 in Supporting Approvals of Medical Electrical Device and the Role of the New Collateral Standard IEC 60601-1-9*. Environ. 12 September 2007.
- [11] Liebler, Berni. United State National Committee of the IEC. *News and Notes. Focus on: Standars for Medical Device*. Volume 7 Number 1, 2012.
- [12] (<http://www.qualitydigest.com/magazine/2008/sep/article/iso-13485-just-facts-please.html#>)
- [13] (Sertifikasi Kualitas ISO: Pengertian, Manfaat, Prinsip, dan Tahapan Sertifikasi ISO Oleh Hendra Poerwanto. <https://sites.google.com/site/kelolakualitas/Sertifikasi-Kualitas-ISO-Pengertian-Manfaat-Prinsip-Tahapan-Sertifikasi-ISO>)
- [14] Intertek. *IEC 60601- 1: Changes from 2nd to 3rd Edition*. Intertek. Setember 2008.

LAMPIRAN

Tabel 2: Perbandingan Perka no.4 th 2010 dengan ISO 13485, serta usulan pedoman.

Perka BAPETEN no. 4/2010		ISO 13485:2003		Usulan Pedoman	
				1.	Pendahuluan yang mencakup: Latar belakang, Tujuan, lingkup, definisi, acuan (ISO 13485 dan /atau Perka 4 th 2010)
Pasal 4	Sistem manajemen umum	4	Sistem Manajemen Umum	2.	Sistem Manajemen
		4.1	Persyaratan umum	2.1	Persyaratan umum yang mencakup acuan peraturan/standar untuk memenuhi produksi secara andal dan bermutu (misalnya IEC 60601-1-3, 60601-2-28 dsb)
Pasal 5	Budaya keselamatan		-	2.2	Budaya Keselamatan
Pasal 6	Pemeringkatan		-	2.3	Pemeringkatan
Pasal 7	Dokumentasi sistem manajemen	4.2	Persyaratan dokumentasi	2.4	Dokumentasi mencakup pelaksanaan, hirarki dokumen, kendali dokumen dan rekaman
		4.2.1	Umum		
		4.2.2	Manual Mutu		
Pasal 8,9,10	Komitmen manajemen	5.1	Komitmen Manajemen	3.	Komitmen manajemen
Pasal 11	Kepuasan pihak berkepentingan	5.2	Fokus Pada Pelanggan	3.1	Kepuasan pihak berkepentingan
Pasal 12	Kebijakan organisasi	5.3	Kebijakan Mutu	3.2	Kebijakan organisasi
Pasal 13	Perencanaan	5.4	Perencanaan	3.3	Perencanaan
Pasal 14	Wewenang dan tanggung jawab	5.5	Tanggung jawab, Wewenang dan Komunikasi	3.4	Wewenang dan tanggung jawab
				4.	Manajemen sumber daya
Pasal 15	Penyediaan sumber daya	6.1	Penyiapan Sumber Daya	4.1	Penyediaan sumber daya
Pasal 16	Sumber daya manusia	6.2	Sumber Daya Manusia	4.2	Sumber daya manusia
Pasal 17	Prasarana dan lingkungan kerja	6.3 6.4	Infrastruktur Lingkungan kerja	4.3	Sarana dan Prasarana
Pasal 18	Kendali dokumen	4.2.3	Kendali Dokumen	4.4	Lingkungan Kerja
Pasal 23	Kendali rekaman	4.2.4	Kendali Rekaman		
Pasal 19,20,21,22	Kendali produk	7.1.	Perencanaan Realisasi Produk	5.	Pelaksanaan proses
		7.2.	Proses terkait pelanggan	5.1	Pengembangan Proses mencakup proses inti, proses penunjang, dan

					proses manajemen
				5.2	Manajemen Proses
		7.3.	Desain dan Pengembangan	5.1.1	Desain dan pengembangan, mencakup perencanaan, input, output, review, persyaratan verifikasi, validasi desain, kendali perubahan desain.
		7.6.	Pengendalian peralatan pengawasan dan pengukuran	5.1.4	Pengendalian peralatan pengawasan dan pengukuran
Pasal 24	Pembelian	7.4	Pengadaan	5.1.2	Pengadaan, mencakup proses pengadaan, informasi pengadaan, verifikasi produk yang dibeli.
Pasal 25	Komunikasi	5.5	Tanggung jawab, Wewenang dan <u>Komunikasi</u> .	5.1.5	komunikasi
Pasal 26	Pengelolaan perubahan organisasi	-	-		
Pasal 27,28	Pengembangan proses	7.5	Kentuan Produksi dan Layanan	5.1.6	Kentuan Produksi dan Layanan termasuk didalamnya penggunaan IEC dan standar lain yang mendukung produksi.
Pasal 29	Manajemen proses	-	-	5.1.4	Manajemen risiko
Pasal 30	Pemantauan dan pengukuran	8.2	Pemantauan dan Pengukuran	6.1	Pemantauan dan pengukuran
Pasal 31,32,33	Penilaian diri dan penilaian mandiri	8.2.2	Internal Audit	6.2	Penilaian diri dan penilaian mandiri
Pasal 34	Tinjauan sistem manajemen	7.5	Manajemen Review	6.4	Tinjauan sistem manajemen.
Pasal 35,36,37	Ketidaksesuaian, tindakan korektif, dan pencegahan	8.3 8.4 8.5.2 8.5.3	Kendali ketidaksesuaian produk. Analisis data Tindakan korektif Tindakan Pencegahan	6.3	Ketidaksesuaian, tindakan korektif, analisis dan pencegahan
Pasal 38	Perbaikan	8.5.1	Perbaikan	6.5	Peningkatan

STANDARDISASI MEDAN RADIASI ACUAN BETA ^{85}Kr MENGUNAKAN EXTRAPOLATION CHAMBER

Nazaroh dan Fendinugroho

PTKMR-BATAN

Nazaroh_s@batan.go.id

fendinug@batan.go.id

ABSTRAK

STANDARDISASI MEDAN RADIASI ACUAN BETA ^{85}Kr MENGGUNAKAN EXTRAPOLATION CHAMBER. Telah dilakukan standardisasi medan radiasi acuan beta ^{85}Kr di Laboratorium PTKMR-BATAN pada SDD 30 cm. menggunakan detektor extrapolation chamber yang dirangkai dengan electrometer Unidose. Diperoleh hasil : $(8,98 \pm 3\%)$ mGy/h, dengan tingkat kepercayaan 95%. Standardisasi medan radiasi acuan ini, erat kaitannya dalam mendukung program keselamatan dan proteksi radiasi yang dicanangkan oleh Badan Tenaga Atom Internasional, IAEA kepada negara-negara anggota, termasuk BATAN-Indonesia, khususnya PTKMR-BATAN. Tujuan program keselamatan dan proteksi radiasi adalah untuk mempromosikan pendekatan harmonisasi secara internasional dalam pengukuran radiasi tingkat proteksi, di samping untuk keperluan kalibrasi alat ukur radiasi, yang penggunaannya tersebar di seluruh Indonesia, dengan jumlah pengguna sekitar 795 perusahaan pada tahun 2012. Manfaat ini bisa dirasakan oleh pekerja, masyarakat dan lingkungan, karena dengan kalibrasi, pengukuran surveimeter, dosimeter saku dan TLD menjadi lebih akurat sehingga tercapai harmonisasi pengukuran. Pekerja radiasi dapat memastikan daerah kerjanya aman dan dosis yang diterimanya tidak melampaui NBD yang telah ditetapkan BAPETEN. Hal ini sesuai dengan tujuan kalibrasi yang tercantum dalam IAEA/TRS16:2000.

Kata kunci: standardisasi, medan radiasi acuan, tingkat proteksi, proteksi radiasi

ABSTRACT

STANDARDIZATION OF REFERENCE RADIATION FIELD OF BETA FOR ^{85}Kr USING EXTRAPOLATION CHAMBER. Standardization of reference radiation field of beta for ^{85}Kr in PTKMR-BATAN Laboratory has been performed at the SDD's 30 cm by using extrapolation chamber detector, coupled with Unidose electrometer. The result was : $(8.98 \pm 3\%)$ mGy/h, at 95% confidence level. The aim of standardization of reference radiation field is to support radiation protection and safety program, provided by the International Atomic Energy Agency to its Member States, included BATAN-Indonesia, especially, PTKMR. The aim of radiation protection program and safety program is to promote an internationally harmonized approach for radiation measurement in protection level, besides for calibration of radiation measuring instrument, which users spread across Indonesia, with the number of about 795 firms in the year of 2012. These benefits can be felt by workers, communities and the environment, because by calibration, measurement surveymeter, pocket dosimeter and TLD to be more accurate so that the radiation dose received by radiation workers is accurate and can be ascertained in a specified period, not to exceed a predetermined NBD by BAPETEN. The aim of this calibration is appropriate with the primary objective of calibration on IAEA/TRS-16:2000

Keywords: standardization, reference radiation field, protection level, radiation protection.

I. PENDAHULUAN

I.1. Latar Belakang

Sejak publikasi IAEA/TRS No. 133 tahun 1971 [1], perkembangan standardisasi medan radiasi acuan dan prosedur kalibrasi telah dibuat oleh

International Organization for Standardization (ISO). Di samping itu, International Electrotechnical Commission (IEC) telah menghasilkan bermacam-macam standar pada spesifikasi kinerja dan uji tipe alat monitor proteksi radiasi dan jejaring laboratorium kalibrasi sekunder

telah dirancang oleh WHO/IAEA di berbagai negara. Pada mulanya, laboratorium-laboratorium tersebut hanya memberikan perhatian pada standar terapi, namun lambat laun mereka memberikan perhatian pula pada standar proteksi atau kalibrasi alat proteksi radiasi. Perubahan ke satuan SI di dalam memonitor radiasi dan pengenalan besaran operasional dalam ICRU Report 39, 43,47 dan 51, menambah kepentingan bahwa perlunya IAEA/TRS 133 direvisi untuk mencerminkan perubahan tersebut

[2,3,4,5].

Proteksi radiasi adalah suatu komponen mayor untuk mendukung program keselamatan radiasi yang dicanangkan oleh Badan Tenaga Atom Internasional, IAEA kepada negara-negara anggotanya, termasuk Indonesia, khususnya yang terkait dengan masalah keselamatan radiasi adalah Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi, PTKMR. Tujuan dari program proteksi radiasi adalah untuk mempromosikan pendekatan harmonisasi secara internasional untuk mengoptimalkan proteksi radiasi di tempat kerja dan untuk menerapkan teknik proteksi radiasi.

Di Indonesia, pemanfaatan radiasi telah meluas ke berbagai bidang, misalnya di bidang industri, penelitian dan kesehatan. Pemanfaatan radiasi pengion ini diatur dan diawasi oleh BAPETEN, dengan Peraturan Pemerintah (PP) Republik Indonesia No.33 tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif [6].

Sesuai dengan peraturan tersebut, persyaratan proteksi radiasi difokuskan untuk pekerja radiasi, masyarakat dan lingkungan hidup. Agar tercapai tujuan proteksi radiasi, pemegang izin harus melengkapi dengan alat ukur radiasi (AUR) yang terkalibrasi.

PTKMR-BATAN sebagai laboratorium acuan nasional di bidang

keselamatan radiasi dan metrology radiasi memiliki peran dan tanggung jawab yang sangat strategis dalam bidang metrology radiasi, khususnya dalam penentuan medan radiasi acuan untuk kalibrasi alat ukur radiasi.

1.2. Tujuan

Makalah ini menyajikan “Standardisasi Medan Radiasi Acuan Beta ^{85}Kr ”, yang erat kaitannya dalam penerapan program proteksi radiasi bagi pekerja radiasi, masyarakat dan lingkungan dan perkembangan metrologi radiasi di Indonesia. Disamping itu untuk menambah lingkup layanan kalibrasi, dalam rangka memenuhi kepentingan pelanggan (Pabrik kertas, plastik kemasan dan pabrik rokok).

Dalam penggunaannya di lapangan, respon AUR bisa saja berubah karena berbagai faktor penyebab sehingga dimungkinkan terjadi perubahan dalam pembacaannya. Untuk memperoleh harmonisasi dalam pengukuran radiasi, AUR harus dikalibrasi. Hal ini juga untuk memenuhi PERKA BAPETEN No. 1 tahun 2006, yaitu AUR harus dikalibrasi setiap tahun [7].

II. TEORI

Menurut IAEA/SRS-16:2000 [8], kalibrasi alat ukur radiasi (AUR) hanya dilakukan dalam istilah besaran operasional, yaitu:

1. untuk pemantauan daerah kerja, digunakan besaran operasional $H^*(10)$ dan $H'(0,07)$
2. untuk pemantauan personil, digunakan besaran $H_p(10)$ dan $H_p(0,07)$.

Umumnya alat acuan tidak secara langsung menunjukkan besaran dosis ekuivalen, H^* dan H' tetapi dalam besaran kerma, K untuk radiasi foton/sinar-X dan dosis serap untuk beta. Besaran dosis ekuivalen diturunkan dari besaran kerma, menggunakan koefisien konversi yang

sesuai, yaitu h.Besaran proteksi adalah besaran yang digunakan untuk tujuan proteksi radiasi dan besaran operasional

Tabel 1. Besaran Operasional

Radiasi Eksterna	Besaran Pembatas	Besaran Operasional	
		Pemoni toran Area	Pemonitoran Individu
Radiasi kuat	Dosis efektif	H*(10)	Hp(10)
Radiasi daya tembus lemah	Dosis kulit	H*(0.07,)	Hp(0,07)
	Dosis lensa mata	H*(3,)	Hp(3)

Medan Radiasi Acuan/Besaran Fisika:
 FLUENCE,
 Kerma-tissue, K_T ; Kerma-udara, K_a
 Dosis serap-tissue D_t ; Dosis serap-udara,

Besaran Operasional:
 Dosis ekivalen ambien, $H^*(d)$
 Dosis ekivalen berarah, $H^*(d, a)$
 Dosis ekivalen perorangan, $Hp(d)$,
 pada fantom

Gambar 1. Medan Radiasi Acuan dan besaran operasional

Salah satu besaran fisika adalah Kerma, K_a . Kerma adalah jumlah energi kinetik awal semua partikel pengion bermuatan yang dibebaskan oleh partikel tak bermuatan pada suatu bahan, dE_{tr} , dengan masa d_m , satuan : Gy, mGy atau μ Gy.

$$K_a = \frac{dE_{tr}}{dm} \dots \dots \dots (1)$$

Secara operasional, penentuan Kerma udara, K_a pada suatu titik acuan di udara untuk kualitas berkas acuan, Q_o adalah:

$$K_a = (M_{Q_o} - M_o) N_{kQ_o} \dots \dots \dots (2)$$

M_{Q_o} : Bacaan dosimeter (ada sumber)
 M_o : Bacaan background (tak ada sumber)

adalah besaran yang dapat diukur oleh alat ukur radiasi

N_{k,Q_o} : Koefisien kalibrasi dosimeter kerma udara di laboratorium Standar

Kondisi acuan adalah kondisi pada satu set nilai acuan ($P_o = 101,3$ kPa, $T_o = 20$ °C), dimana koefisien kalibrasi tersebut berlaku/sah tanpa koreksi lagi.

Selama pengukuran, besaran yang mempengaruhi harus dijaga/dikontrol. Jika kondisi pengukuran tidak sesuai dengan kondisi acuan yang digunakan di laboratorium standar maka perlu dilakukan koreksi.

II.2. Standardisasi medan radiasi beta

Standardisasi medan radiasi beta acuan dinyatakan dalam :

1. Laju dosis serap permukaan, D_t (d), yaitu laju dosis serap untuk tissue pada kedalaman d dan pada slab phantom tissue ICRU.
2. Laju dosis serap di udara, D_a , yaitu laju dosis serap untuk udara, pada kondisi hamburan udara saja.
 $D_t(d) = D_a \times s_{ta} \times B \times T(d)$ (3)
 $D_t(0,07) = D_t(0) \times T(0,07)$ (4)

T(0,07)	Faktor transmisi, yaitu laju dosis serap untuk tissue, $D_t(0,07)$ pada sumbu berkas, pada kedalaman 0,07 mm, di bawah permukaan phantom tissue semi infinite dibagi dengan $D_t(0)$
B	Faktor hamburan
s_{ta}	Rasio dari daya henti tumbukan masa rata-rata untuk tissue dan udara.
	s_{ta} , B dan T(0,07) pada Literatur

ISO 6980 (1984): “Reference Beta Radiation for Calibrationg Dosemeters and Doseratemeter and for Determining their response as a function of Beta Radiation Energy”, telah mensyaratkan radiasi beta acuan dari radionuklida yang

digunakan untuk kalibrasi dosimeter dan doseratemeter tingkat proteksi, berada pada rentang energy $E < 400$ keV, $400 < E < 1000$ keV dan $E > 1000$ keV. ^{14}C ($E_{\text{max}} = 156$ keV, $T_{1/2} = 5734$ tahun), ^{85}Kr ($E_{\text{max}} = 687$ keV, $T_{1/2} = 10,752$ tahun), ^{36}Cl ($E_{\text{max}} = 709$ keV, $T_{1/2} = 2765$ tahun dan $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ ($E_{\text{max}} = 2274$ keV, $T_{1/2} = 28,7$ tahun) atau ^{147}Pm ($E = 225$ keV), ^{204}Tl ($E = 763$ keV), dan

Ada dua deret radiasi acuan beta:

1. Radiasi acuan Seri I: adalah sumber beta yang digunakan dengan filter perata berkas (*beam flattening filter*), dirancang untuk memberikan laju dosis yang seragam pada area yang luas, pada jarak tertentu.
2. Radiasi acuan Seri II: adalah sumber beta yang digunakan tanpa filter perata berkas (*beam flattening filter*), dirancang untuk memberikan laju dosis di atas seri I.

IIIBAHAN DAN METODE

III.1. Bahan dan Peralatan

Extrapolation chamber/ BOHM
E.Keithley 6487 #23392

Ionization chamber

600cc/575C#252

Sumber Beta ^{85}Kr
Alat Bantu Meja kalibrasi, alat pengatur suhu, meteran; barometer, thermometer, hygrometer, laser, kamera, CCTV.

III.2 Standardisasi Medan Radiasi Beta

Standardisasi medan radiasi beta dapat dilakukan menggunakan *Extrapolation chamber*, disajikan pada Gambar 3. Kondisi pengukuran harus

pada rentang : (10-40) °C, pada rentang tekanan udara (700-1060) hPa, dan pada - kelembaban (10-80) %. Tapi bila tidak memiliki alat tersebut dapat digunakan 1 set sumber beta yang terkalibrasi (BSS), misalnya untuk mengkalibrasi detektor thermoluminisensi (LiF).

Sebelum pengukuran, dilakukan penentuan karakteristik detektor *extrapolation chamber* terhadap sumber beta $^{90}\text{Sr}-^{90}\text{Y}$ [9, 10]. Untuk spasi electrode, $X = 0,05$ cm diperoleh tegangan kerja optimum 20V, untuk $X = 0,1$ cm diperoleh tegangan kerja 60 V, dan untuk $X = 0,15$ cm diperoleh tegangan kerja 105 V dan untuk $X = 0,2$ cm diperoleh tegangan kerja 140 V. Sumber beta disajikan pada Gambar 2.

Pengukuran arus ionisasi berasal dari volume sensitif Vibrating Reed Electrometer Keithley model 6487 pada nilai spasi electrode 0-20 mm. Spasi electrode yang sebenarnya adalah $X = x + x_0$, dimana x dan x_0 adalah jarak yang diatur dengan micrometer dan perbedaan yang disebabkan oleh ring spasi (untuk menghindarkan sentuhan langsung dari kedua electrode, lihat Gambar 2).

Pengukuran arus ionisasi dilakukan pada polaritas electrode *reversed*. Dua nilai arus ionisasi dirata-ratakan untuk setiap spasi electrode. Nilai arus, $I_{\pm} = \frac{(I - I)}{2}$ (5) diplotkan versus spasi electrode. Untuk spasi electrode kurang dari 1 mm, slope dI/dX menjadi konstan, artinya bahwa arus ionisasi $I(X)$ berkurang secara linier ke titik tertentu. Penentuan dI/dx sumber ^{85}Kr pada SDD = 30 cm disajikan pada Gambar 6. Laju dosis serap dihitung untuk nilai konstanta tersebut menggunakan persamaan (5).

$$D_a = \frac{W}{e} \frac{1}{A} \frac{dI}{dX} \cdot K_{PT} \quad (6)$$

Pengukuran dilakukan pada kondisi tekanan dan temperatur yang terkontrol.

- D_a Laju dosis serap di udara (Gy/h)
- W/e energi rata-rata W yang diperlukan di udara untuk pembentukan satu pasangan ion oleh muatan elementer $(33,85 \pm 0,15) J/C$.
- A Luas electrode pengumpul efektif dengan radius $r = 15$ mm lebar ring insulasi, $z = 0,2$ mm,

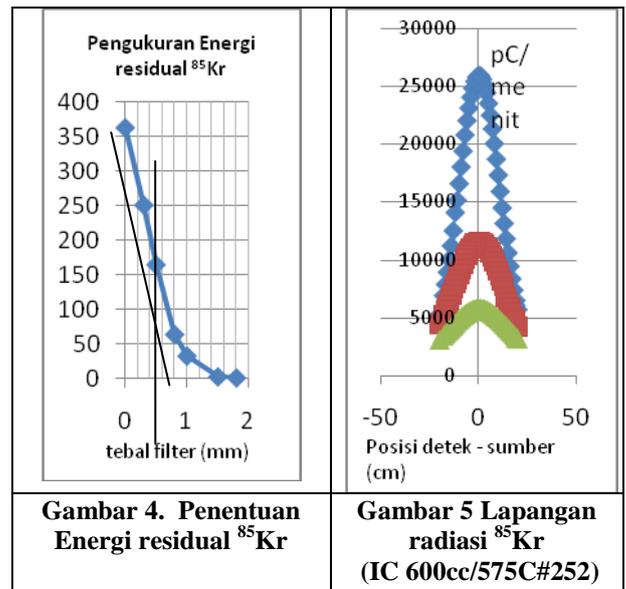
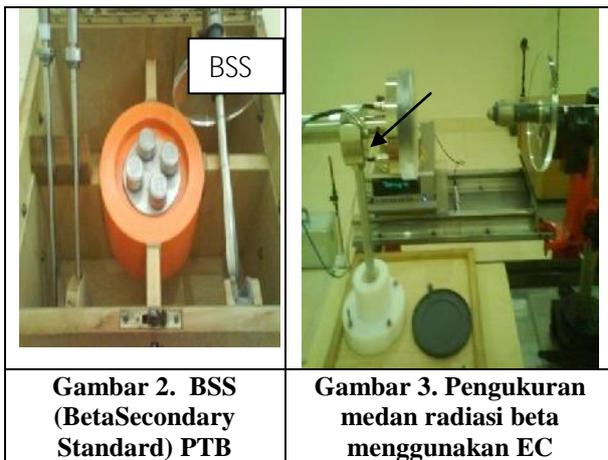
$$A = \left(r + \frac{z}{2}\right)^2$$
 - o densitas udara pada kondisi standar ($P_0 = 1013$ hPa, $T_0 = 273,15$ °K)
- dI/dx nilai batasan arus ionisasi I dengan spasi electrode X mendekati 0.
- K_{PT} Faktor koreksi tekanan dan suhu

$$E_{res} : \sqrt{\frac{(9,1R_{res} - 1)^2}{22,4}} \quad (6)$$

Energi maksimum residual partikel beta ^{85}Kr , pada jarak tertentu adalah 687 keV.

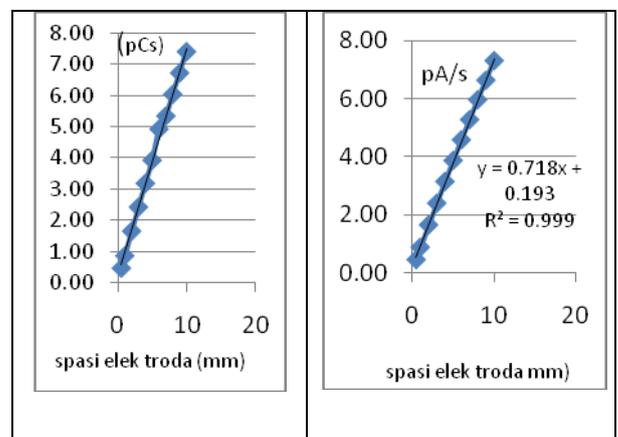
R_{res} : rentang maksimum residual sinar beta (g/cm^2), yang didefinisikan sebagai tebal absorber dari interseksi bagian linier kurva absorpsi yang diekstrapolasikan (hubungan antara intensitas sinar beta dan tebal absorber). Pengukuran $E_{res}^{85}Kr$ disajikan pada Gambar 4.

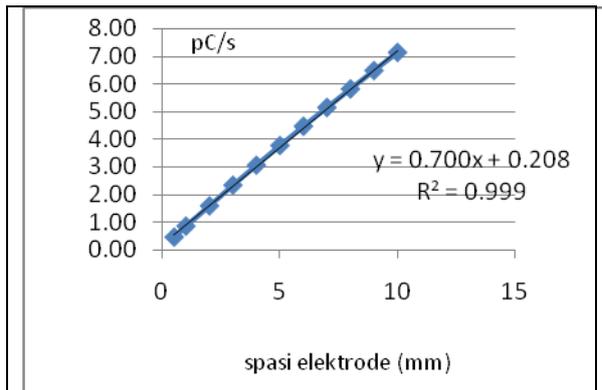
Hasil pengukuran Laju dosis serap ^{85}Kr pada tiga waktu yang berlainan disajikan pada Tabel 2.



IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

ISO merekomendasikan energi maksimum residual, E_{res} sebagai energi beta untuk kalibrasi alat ukur radiasi tingkat proteksi Menurut FLAMMERSFELD, energi maksimum residual sinar beta dalam MeV dapat dihitung dengan persamaan (6)



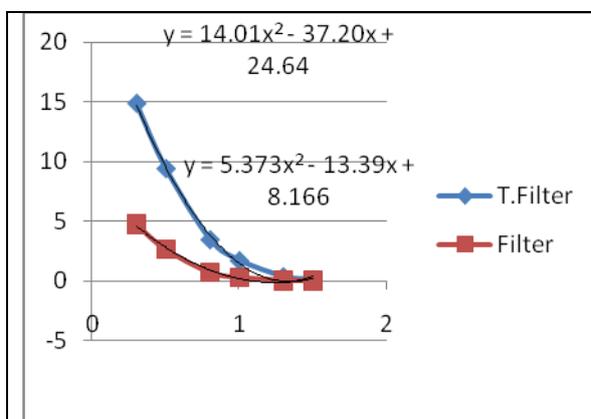


Gambar 6. Penentuan dI/dX ^{85}Kr pada SDD=30cm

Tabel 2. Hasil pengukuran medan radiasi beta ^{85}Kr

No.	Tgl.	D_a (^{85}Kr) mGy/h	$T_{1/2}$ hari	K_a (16 Jan.013) mGy/h
	2012			
1	16-Jan	9.645	3915	9.042
2	23 Apr.	9.474	3915	9.043
3	9 Mei	9.236	3915	8.841
			Ave=	8.975
			stdev=	0.116

Laju dosis serap beta di udara ^{85}Kr pada tanggal acuan 16 Jan. 2013 adalah 8.975 mGy/h, dengan ketidakpastian 3% (Tabel 5), pada tingkat kepercayaan 95%. Untuk menentukan Laju dosis serap pada jaringan, D_t , digunakan persamaan (3).



Gambar 7. Pengaruh Filter Hostapam pada laju dosis serap beta ^{85}Kr

Pada Tabel 3. Disajikan anggaran ketidakpastian medan radiasi beta (^{85}Kr), yang meliputi faktor kedapat ulangan, resolusi, linieritas alat standar, stabilitas alat standar, faktor tekanan, suhu, dan jarak,

Pada makalah ini disajikan hasil standardisasi medan radiasi beta ^{85}Kr menggunakan extrapolation chamber. Diperoleh laju dosis serap diudara: $(8,975 \pm 3\%)$ mGy/h, dengan tingkat kepercayaan 95%. Standardisasi medan radiasi acuan di suatu Laboratorium Kalibrasi sangat penting dilakukan karena akan digunakan sebagai acuan /nilai benar pengukuran.

Laju dosis medan radiasi tersebut bergantung pada aktivitas sumber, energy, yield dan waktu paronya. Untuk radionuklida yang memiliki waktu paro panjang, Lab. Kalibrasi dapat memanfaatkan medan radiasi tersebut untuk keperluan kalibrasi dalam waktu yang cukup lama.

Standardisasi medan radiasi acuan sangat penting dilakukan untuk menunjang keselamatan radiasi yang dicanangkan oleh Badan Tenaga Atom Internasional, IAEA, kepada negara-negara anggotanya, termasuk Indonesia. Dalam menentukan medan radiasi acuan harus dilengkapi dengan ketidakpastiannya.

Dalam menentukan ketidakpastian pengukuran, beberapa hal berikut harus dipertimbangkan:

a. Radiasi background

Dalam pengukuran radiasi, background harus dicatat terutama untuk medan radiasi rendah.

b. Kedapat-ulangan pengukuran

Jumlah pengukuran yang cukup harus dilakukan untuk mengurangi ketidakpastian tipe A.

c. Resolusi alat

Resolusi alat harus diperhatikan, karena akan menyumbang ketidakpastian pengukuran.

d. Linieritas alat

Linieritas alat harus dimasukkan dalam perhitungan ketidakpastian pengukuran

e. Faktor jarak

Jarak antara sumber acuan dan alat harus diambil sebagai jarak antara sumber dan titik acuan alat. Salah penempatan detektor di dalam berkas akan menyebabkan kesalahan di dalam pengukuran.

f. Ketidakpastian kalibrasi alat acuan

Ketidakpastian alat acuan harus diperhitungkan ke dalam perhitungan ketidakpastian pengukuran.

g. Stabilitas alat acuan

Stabilitas alat acuan perlu dipertimbangkan dalam menghitung ketidakpastian pengukuran.

h. Koreksi tekanan dan suhu

Koreksi tekanan dan suhu harus dilakukan pada pengukuran medan radiasi menggunakan detektor ionization chamber.

V. KESIMPULAN DAN SARAN

Telah dilakukan standardisasi medan radiasi acuan beta ^{85}Kr , dengan hasil $(8,975 \pm 3\%)$ mGy/h, dengan tingkat kepercayaan 95%.

Standardisasi medan radiasi acuan sangat penting dilakukan untuk menunjang keselamatan radiasi yang dicanangkan oleh Badan Tenaga Atom Internasional, IAEA, kepada negara-negara anggotanya, termasuk BATAN-Indonesia.

VI. DAFTAR PUSTAKA

1. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Technical Report Series No.133, (1971) Handbook on Calibration of Radiation Monitoring, Vienna.
2. ICRU -39, (1985), Determination of Dose Equivalent Resulting from External Radiation Sources-Part 1, Bethesda.
3. ICRU -43, (1988), Determination of Dose Equivalents from External Radiation Sources-Part 2, Bethesda.
4. ICRU -47, (1992), Determination of Dose Equivalents from External Photon and Electron Radiation, Bethesda.
5. ICRU -51, (1993), Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry, Bethesda.
6. Peraturan Pemerintah (PP) Republik Indonesia No.33 tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif
7. Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir nomor 1, (2006) tentang *Laboratorium Dosimetri, Kalibrasi, Alat Ukur Radiasi dan Keluaran Sumber Radiasi Terapi, dan Standardisasi Radionuklida*, Jakarta.
8. IAEA-Safety Reports Series No. 16, (2000), International Atomic Energy Agency, *Calibration of Radiation Protection Monitoring Instruments*, Vienna.
9. FIRMANSYAH, A.F., Penentuan Karakteristik detektor Bohm extrapolation Chamber. Seminar KIM-LIPI, Serpong, 15-16 Juni 2010.
10. NAZAROH dan BUDIANTARI, CT., Antarbanding Internal Pengukuran Laju Dosis Serap Medan radiasi Beta ^{90}Sr - ^{90}Y Menggunakan Extrapolation Chamber dan Calibrated Ionization Chamber 2575C#576 volume 600cc, Prosiding PPIS 2011,

Jakarta, 16 Nov. 2011, ISSN 0853-9677.

11. Good Practice Guide-49, (2003), *The Assessment of Uncertainty in Radiological Calibration and Testing*. ISSN: 1368-6550, United Kingdom.
12. IAEA-TECDOC- 1585, (2008), *Measurement Uncertainty. A Practical Guide for SSDL*, Vienna.

Tabel 3. Anggaran ketidakpastian medan radiasi beta ⁸⁵Kr

Komponen	U(%)	D	ui	v	c	uici	uici ²	uici ⁴	uici ⁴ /v
U _{A std}	1.3	1	1.30	30	1	1.30	1.69	2.85610	0.095203
U _{res std}	0.11	1.73	0.06	100	1	0.06	0.004	0.00002	1.76E-07
U _{stb}	1	1.73	0.58	100	1	0.58	0.334	0.11164	0.001116
U _{lin}	0.5	1.73	0.29	30	1	0.29	0.084	0.00698	0.000233
U _d	0.17	2	0.08	30	1	0.08	0.007	0.00005	1.61E-06
U _P	0.20	2	0.10	30	1	0.10	0.010	0.00010	3.25E-06
U _T	0.17	2	0.09	30	1	0.09	0.007	0.00005	1.78E-06
sum							2.136	2.975	0.097
<i>Ketidakpastian baku gabungan, uc, (%)</i>							1.46		
<i>Derajat kebebasan efektif, ν_{eff}</i>							30.81		
<i>Faktor cakupan, k-student's untuk ν_{eff} dan CL 95%</i>							2.04		
<i>Ketidakpastian bentangan, $U = k.u_c$, (%)</i>							3.0		

Penguatan Pengawasan Barang Konsumen Melalui Harmonisasi Internasional

**Yus Rusdian Akhmad
P2STPFRZR - BAPETEN**

ABSTRAK

Penguatan Pengawasan Barang Konsumen Melalui Harmonisasi Internasional. International Atomic Energy Agency (IAEA) pada saat ini sedang menyusun rekomendasi dalam bentuk pedoman untuk pengawasan barang konsumen. Penyusunan pedoman ini berdimensi isu internasional signifikan terutama dalam hal penerapan prinsip justifikasi dan penerapan konsep exemption. Harmonisasi internasional di antara regulator mulai dari tingkat regional sampai global merupakan isu sentral dan rumit mengingat persoalan yang muncul selain mencakup pertimbangan aspek ilmiah (scientific) juga melibatkan aspek legal atau nilai-nilai (values) yang dianut setiap Negara yang dapat berbeda antara satu dengan lainnya. Perka BAPETEN mengenai barang konsumen pada saat ini masih dalam tahap penyusunan sehingga pembahasan mengenai materinya akan bermanfaat untuk peningkatan kualitas perka tersebut pada waktunya. Terdapat kesenjangan pemahaman yang nyata terhadap materi terkait oleh para pihak berkepentingan (antara pihak lokal dan international termasuk di antara pihak lokal). Penulis melalui makalah ini bermaksud mengajukan pemahaman dan pandangannya mengenai proteksi radiasi dan pengawasan untuk barang konsumen dengan harapan dapat turut menyumbangkan solusi nyata bagi penguatan pengawasannya.

Kata Kunci: barang konsumen, justifikasi, exemption

ABSTRACT

ABSTRACT

Strengthening the Regulatory Control of Consumer Goods through International Harmonization. The International Atomic Energy Agency (IAEA) is currently working on a recommendation in the form of guidelines for regulating consumer goods. Preparation of this document has a significant dimension of international issues, especially in terms of the application of the principles of justification and application of the concept of exemption. International harmonization among regulators ranging from the regional to the global level is a central issue and considering the complex issues that arise in addition to covering the scientific aspects also involve consideration of the legal aspects or values espoused by any State which may differ from one another. Perka BAPETEN on consumer goods is still in the preparation stage so that the discussion of the material will be useful for improving the quality of the regulation in time. There is a significant gap of understanding to the related materials by the parties concerned (between local and international parties were among the local party). This paper intends to propose the understanding and views on radiation protection and regulatory control for consumer goods and hopely could contributed significantly to strenghten its regulatory control wich is primarily through a reduction in the gap of understanding to the related concept that potentially multi perceptions and encourage stronger cooperation among regulatory bodies.

Keywords: consumer product, justification, exemption

1. PENDAHULUAN

Barang konsumen yang sedikit mengandung unsur radioaktif sudah lama beredar secara global termasuk di Indonesia. Detektor asap (*smoke detector*), batu mulia, dan lampu penerangan (pada masa lampau juga banyak tersedia kaos petromaks) merupakan contoh yang dapat disaksikan dengan mudah beredar di masyarakat. *International Atomic Energy Agency* (IAEA) pada saat ini sedang menyusun rekomendasi dalam bentuk pedoman untuk pengawasan barang konsumen tersebut [1]. Penyusunan pedoman ini mempunyai tantangan berdimensi internasional yang signifikan terutama dalam hal penerapan salah satu prinsip Proteksi Radiasi yaitu justifikasi dan penerapan konsep *graded approach* untuk pengawasannya; terutama untuk peringkat yang paling rendah yaitu *exemption* (pengecualian dari pengawasan). Harmonisasi internasional di antara regulator mulai dari tingkat regional sampai global merupakan isu sentral dan rumit mengingat persoalan yang muncul selain mencakup pertimbangan aspek ilmiah (*scientific*) juga melibatkan aspek legal atau nilai-nilai (*values*) yang dianut setiap Negara yang dapat berbeda antara satu dengan lainnya. Terwujudnya konsensus internasional untuk pendekatan penanganan risiko radiologik berupa GSR-Part 3 dan BSS-115 [2,3] tidak dapat diikuti dengan mulus pada sektor barang konsumen. Masyarakat dapat menjumpai suatu produk yang di Negara tertentu diperbolehkan tetapi di Negara lain dilarang dan kemudian selain itu saat ini perdagangan *online* (melalui internet) sedang berkembang pesat sehingga dapat turut merumitkan keadaan dari segi penerangan sumberdaya pengawasan yang sangat terbatas untuk kebutuhan penertiban jika hal itu dikehendaki.

Kebutuhan Perka BAPETEN mengenai barang konsumen pada saat ini masih dalam tahap penyusunan sehingga pembahasan mengenai materinya akan

bermanfaat untuk memberikan upaya peningkatan kualitas perka tersebut pada waktunya. Selain itu konsesus internasional mengenai pendekatan penanganan risiko radiologik berupa GSR Part 3 yang menjadi acuan utama oleh Pokja IAEA dalam penyusunan pedoman barang konsumen juga masih relatif baru sehingga hal ini berpotensi menimbulkan kesenjangan pemahaman yang nyata terhadap materi terkait oleh para pihak berkepentingan (antara pihak lokal dan internasional termasuk di antara pihak lokal). Pada situasi demikian dapat menyebabkan upaya penyusunan peraturan, yang diharapkan produknya harmonis dengan standard internasional, menjadi kurang produktif jika penyusunan peraturan harus dilaksanakan.

Penulis melalui makalah ini bermaksud mengajukan pemahaman dan pandangannya mengenai proteksi radiasi dan pengawasan untuk barang konsumen dengan harapan dapat turut menyumbangkan solusi nyata dalam upaya penguatan pengawasannya mengingat baik IAEA maupun BAPETEN selaku regulator di Indonesia masih sama-sama pada tahap proses penyusunan bahan (dokumen) pengaturan.

2. HARMONISASI INTERNASIONAL

Definisi barang konsumen

Konsensus internasional mengenai penanganan risiko radiologik terwujud melalui standard internasional keselamatan BSS-115 pada tahun 1996 dan melalui GSR- Part 3 pada tahun 2011. Definisi mengenai barang konsumen menurut dua dokumen ini berbeda yang mencerminkan telah terjadi 'evolusi' pemikiran konsepnya, yang secara lengkap sebagai berikut:

Consumer product:

- *Device such as a smoke detector, luminous dial or ion generating tube that contains a small amount of radioactive substances.[BSS-115, year 1996],*

- *A device or manufactured item into which radionuclides have deliberately been incorporated or produced by activation, or which generates ionizing radiation, and which can be sold or made available to members of the public without special surveillance or regulatory control after sale. [GSR-Part 3, year 2011].*

Perbedaan yang nyata dari dua definisi ini terletak pada penegasan oleh definisi terakhir bahwa 1) tidak membutuhkan surveilan khusus atau pengawasan pada tahap *after sale*, 2) dengan sengaja diberikan radionuklida, dan 3) diproduksi melalui aktivasi. Dengan memperhatikan secara lengkap penjelasan pada draf Pedoman yang berupaya konsisten terhadap GSR- Part 3, sedangkan standard ini juga berupaya konsisten dengan ICRP 103 [4], dapat dipahami bahwa definisi terakhir telah mengakomodasi batu mulia (*irradiated gemstone*) tetapi menolak 'gelang kesehatan' (*un-irradiated gemstone*) dan keramik lantai. Barang yang terakhir ini, walaupun secara definisi sulit dipahami mengapa ditolak tetapi Pedoman berpegang pada GSR-Part 3 dengan memasukkannya sebagai kelompok komoditas bersama dengan bahan bangunan dan bahan pangan; perhatikan bahwa *tableware* (mungkin terbuat dari keramik) dan *glassware* dapat masuk dalam definisi jika mengandung sedikit radioaktif.

Mengikuti definisi terakhir, dapat dikategorikan bahwa barang konsumen akan terdiri dari tiga ciri yaitu barang 1) yang diberi radionuklida, 2) yang mengandung pembangkit ion, 3) yang diaktivasi (diiradiasi). Barang konsumen dengan kategori 2) merupakan antisipasi ke masa depan; pada saat ini barang tersebut belum tersedia di masyarakat.

Justifikasi

Pernyataan prinsip justifikasi sederhana dan logis secara konsep yaitu bahwa suatu praktek harus menghasilkan keuntungan bersih positif bagi individu

yang terpapar atau masyarakat. Prinsip ini tidak unik hanya berlaku untuk bidang keselamatan radiasi. Semua keputusan mengenai penetapan kegiatan tertentu senantiasa melibatkan perhitungan antara biaya (termasuk kerusakan) dan manfaat. Seringkali, perhitungan ini dilakukan secara implisit. Namun standard internasional menyaratkan pernyataan keuntungan bersih positif secara eksplisit sebelum suatu praktek dapat disahkan oleh badan pengawas. Hal ini menempatkan badan pengawas pada posisi yang sulit. Sementara badan pengawas harus kompeten dalam menilai kerugian radiologik suatu jenis praktek, namun tidak mungkin untuk memiliki kompetensi khusus dalam menilai jenis kerugian lain atau dalam menentukan manfaat. Konsekuensinya mungkin penilaian yang dibuat akan mencerminkan pandangan pribadi dari pembuat keputusan daripada masyarakat secara keseluruhan. Dalam rangka menghindari ini, suatu negara harus mempunyai proses untuk memastikan bahwa tingkat konsultasi yang sesuai dapat berlangsung, sepadan dengan skala radiologik dan sosial yang ditimbulkan suatu jenis praktik, sebelum dapat dianggap sebagai yang dibenarkan atau tidak.

Sebagai catatan, konsekuensi suatu kegiatan harus dipertimbangkan tidak hanya terbatas pada yang terkait dengan radiasi tetapi termasuk biaya dan risiko lain dan manfaatnya. Adakalanya, kerugian radiasi hanya menjadi bagian kecil dari total kerugian. Justifikasi jauh melampaui lingkup perlindungan radiologi, dan juga melibatkan pertimbangan faktor ekonomi, sosial dan lingkungan. Bagaimanapun dalam hal ini proses justifikasi hanya menyaratkan manfaat bersih yang positif. Sedangkan untuk mencari yang terbaik

dari semua alternatif yang tersedia adalah di luar tugas tanggung jawab otoritas perlindungan radiologik.

Pemahaman penting lebih lanjut dari rekomendasi tersebut yaitu pertama, mereka yang peduli dengan proteksi radiasi harus cukup puas dengan berpegang bahwa suatu jenis praktik memiliki manfaat yang melebihi risiko radiologiknya. Bukan tanggungjawabnya untuk bertindak sebagai pengganti dari pengguna suatu praktek untuk memutuskan apakah manfaatnya lebih besar daripada semua biaya. Kedua, bukan tanggung jawabnya untuk membuat perbandingan terhadap cara alternatif non-radioaktif atau non-radiasi dan memutuskan atas nama pengguna mengenai alternatif mana yang lebih disukai.

Cara alternatif, yang tidak menggunakan radiasi, untuk mencapai tujuan yang sama atau serupa mungkin tersedia dan harus diperhitungkan ketika menetapkan suatu keputusan justifikasi. Namun dengan hanya mengandalkan keberadaan suatu alternatif tidak boleh digunakan sebagai alasan untuk memutuskan bahwa jenis praktik yang melibatkan penggunaan radiasi tidak dibenarkan. Jika perbandingan dengan alternatif non-radioaktif/radiasi tersebut diperlukan, maka harus dilakukan dengan cermat. Tersedianya alternatif tidak mungkin tanpa risiko (merugikan) dan tidak dapat mencapai manfaat yang sama sepenuhnya seperti dengan cara radiasi.

Pihak berwenang yang dapat menetapkan keputusan justifikasi umumnya diberikan kepada badan pengawas (*regulator*), kecuali dalam hal persoalannya meluas dan strategis secara politis akan dibutuhkan pengambilan keputusan oleh tingkatan tertinggi suatu pemerintah [6].

Exemption

Dalam hal *graded approach*, *exemption* merupakan hirarki terendah yang bermakna pembebasan dari kebutuhan pengawasan. Untuk mencapai kriteria ini, GSR- Part 3 menyatakan sebagai berikut:

- (a) *Radiation risks arising from the practice or a source within a practice are sufficiently low as not to warrant regulatory control, with no appreciable likelihood of situations that could lead to a failure to meet the general criterion for exemption; or*
- (b) *Regulatory control of the practice or the source would yield no net benefit, in that no reasonable control measures would achieve a worthwhile return in terms of reduction of individual doses or of health risks.*

Kriteria ini bersifat subjektif dan memerlukan pertimbangan 'nilai holistik kemanusiaan' yang harus dilakukan oleh badan pengawas terutama untuk butir b). Untuk menghindari subjektif yang berlebihan, risiko radiasi rendah yang dimaksud pada butir a) telah ditegaskan sebagai 10 mikro Sv/tahun atau dalam hal kebolehjadiannya rendah dapat mencapai 1 mSv/tahun.

Dengan penetapan suatu numerik untuk mengambil keputusan *exemption* (pembebasan) akan memiliki manfaat yang jelas yaitu mudah menerapkannya. Hal ini juga meningkatkan konsistensi untuk internal badan pengawas dan di antara sesama badan pengawas di berbagai. Namun demikian, bergantung hanya pada nilai numerik saja akan menghilangkan kebutuhan badan pengawas dalam menggunakan pertimbangan sendiri untuk mengambil keputusan dan melenyapkan fleksibilitas yang cukup yang telah diberikan kepada badan pengawas. Nilai numerik hanya berhubungan dengan kriteria a) yang berurusan dengan risiko

radiasi dan tidak dengan kriteria b) apakah pengawasan dapat menghasilkan manfaat bersih signifikan dalam hal pengurangan dosis individu atau risiko kesehatan. Badan pengawas masih harus mempertimbangkan kriteria kedua ini dalam situasi apabila nilai turunannya baik dari aktivitas maupun konsentrasi aktivitas terlampaui atau jika hasil penilaian keselamatan menunjukkan bahwa kriteria dosis individu $10 \mu\text{Sv}$ tidak dapat dipenuhi dalam semua skenario. Secara singkat, badan pengawas harus mempertimbangkan bahwa nilai turunan, yaitu aktivitas total dan konsentrasi aktivitas, serta kriteria dosis individu $10 \mu\text{Sv}$, merupakan kontributor penting untuk proses pengambilan keputusan pembebasan dari pengawasan meskipun pada akhirnya badan pengawas mempunyai dasar yang memadai untuk memberikan keputusan akhir.

Kriteria untuk pembebasan harus diterapkan hanya untuk praktek-praktek yang terjustifikasi. Ini berarti, meskipun standard internasional menyarankan pembebasan persyaratan pengawasan bagi praktek yang berisiko kecil, justifikasi terhadap praktek yang sedang diperhatikan tersebut harus terlebih dahulu dibuktikan.

Penilaian keselamatan

Penyelenggaraan suatu penilaian keselamatan (*safety assessment*) mungkin membutuhkan waktu dan mahal. Dalam situasi di mana dosis yang diperhatikan diduga akan sangat kecil, maka sewajarnya penilaian keselamatan tidak diperlukan. Standard internasional [2,3,5] telah menyediakan nilai turunan untuk dosis sangat kecil (*trivial doses*) dalam besaran aktivitas total maupun konsentrasi aktivitas untuk bahan berukuran moderat maupun besar (*bulk*) yang mengandung berbagai radionuklida buatan dan alam. Dengan

demikian dalam hal penetapan pembebasan pengawasan, penilaian keselamatan tidak diperlukan lagi apabila telah diyakini bahwa aktivitas total atau konsentrasi aktivitas suatu bahan nilainya telah di bawah nilai publikasi yang sesuai.

Konsensus Internasional

Meskipun BSS dan standar keselamatan IAEA lainnya mencerminkan konsensus Negara Anggota dan dimaksudkan untuk harmonisasi dalam menempuh pendekatan penyelesaian persoalan, hal ini tidak terjadi pada persoalan barang konsumen. Apapun alasannya untuk terjadi perbedaan, harmonisasi lebih lanjut adalah mungkin dan diperlukan.

Perlu dipertimbangkan apakah persetujuan terhadap suatu jenis barang konsumen dalam satu negara seharusnya diterima di negara lain, atau, setidaknya, apakah penilaian keselamatan yang telah digunakan sebagai dasar persetujuan suatu jenis dalam satu Negara dapat digunakan untuk tujuan pemberian persetujuan jenis tersebut di negara lain. Hal ini akan memerlukan konsensus internasional dalam hal pendekatan yang digunakan untuk menentukan manfaat penggunaan produk dan dalam melakukan penilaian keselamatan.

Jika produk konsumen tertentu diizinkan untuk dipasokkan kepada masyarakat dalam satu negara, maka akan sangat sulit, jika bukan tidak mungkin, untuk mencegah produk yang dijual *online* dan dibeli oleh konsumen di negara yang berdekatan. Meskipun dimungkinkan untuk menindak dan menyita produk tersebut selama transportasi ke suatu Negara di mana pasokan untuk masyarakat tidak diizinkan, hal ini kemungkinan akan melibatkan sumber daya yang signifikan.

Untuk kepentingan semua negara dan semua badan pengawas diperlukan pendekatan yang sesuai untuk memastikan bahwa barang konsumen yang diizinkan oleh satu negara sama-sama diizinkan di negara lain.

3. PEMBAHASAN

Justifikasi

Untuk memudahkan pembahasan persoalan justifikasi barang konsumen, di sini rantai para pihak terkait dibedakan hanya atas *provider* dan konsumen dengan pihak *provider* dapat dikenakan pengawasan sedangkan pihak konsumen senantiasa dibebaskan. *Provider* dapat meliputi produsen, perakitan, distributor, importer, dan pihak lainnya yang bercirikan sebelum melakukan penjualan ke konsumen. Kejanggalaan dapat terjadi apabila justifikasi hanya terjadi disatu pihak, katakanlah pada pihak penggunaan barang oleh konsumen tetapi tidak demikian di pihak *provider*. Situasi ini sebagai suatu gambaran ketika suatu Negara tidak mampu membendung aliran masuk barang dikarenakan begitu rumitnya pengendalian secara global terhadap lalu lintas perdagangan barang konsumen yang secara ukuran individu relatif kecil. Di pihak *provider*, karena badan pengawas setempat tidak memberikan justifikasi maka *provider* dari Negara lain bertindak secara 'ilegal' namun tidak mampu ditindak oleh pihak yang berwenang. Inilah suatu contoh situasi nyata yang terjadi untuk barang konsumen dengan kategori barang aktivasi (batu mulia).

Batu mulia yang sedikit mengandung unsur radioaktif dipandang sebagai perhiasan dan dinyatakan tidak diizinkan beredar di suatu Negara tetapi diperbolehkan di Negara lainnya dengan pertimbangan karena ia memiliki nilai intrinsik yang tinggi. Apakah bedanya dengan perhiasan lain seperti emas, mutiara, dan batu mulia tanpa aktivasi. Di sinilah letak persoalan barang konsumen,

dengan risiko radiologik yang relatif kecil, tetapi dihadapkan dengan munculnya 'risiko pengawasan' yang terancam oleh suatu nilai (keyakinan) yang menjunjung tinggi pentingnya menunjukkan sikap konsisten oleh regulator.

Tergantung dari pendekatan yang diambil oleh regulator atau karena basis legal yang dianut di suatu Negara, justifikasi dapat merupakan proses pengambilan keputusan tersendiri atau menyatu dalam proses otorisasi (perizinan); secara konsep pengawasan dua hal ini berbeda di mana proses justifikasi harus mendahului otorisasi dan melibatkan para pihak berkepentingan yang harus dipertimbangkan masukannya.

Exemption

Pengawasan barang konsumen secara definisi hanya mungkin diterapkan melalui anggota dari *provider* seperti produsen, perakitan, importer, distributor, dan lainnya sebagai pihak yang terlibat rantai pemasokan sebelum penjualan. Setelah sampai di konsumen yang distribusinya mungkin sangat luas tidak wajar dari segi penerahan sumberdaya pengawasan yang sangat terbatas dibandingkan dengan "manfaat pengawasan" yang dapat diperoleh. Mengingat kesempatan pengendalian yang efektif berada di sisi *provider* untuk meminta pertanggungjawaban apabila ada persoalan mengenai perlindungan pekerja, masyarakat, dan lingkungan perlu diperhatikan dengan cermat anggota *provider* yang mana yang paling efektif dan efisien untuk dikenakan dengan persyaratan pengawasan barang konsumen. Penerapan persyaratan pengawasan terhadap seluruh anggota *provider* walaupun memungkinkan hal itu tidak sesuai dengan konsep *graded approach*.

Kebutuhan penerahan sumberdaya dalam penanganan risiko radiologik dan 'risiko pengawasan' (memelihara reputasi regulator) harus dipertimbangkan secermat mungkin dengan membuka komunikasi atau kerjasama di antara regulator.

Masyarakat akan kesulitan untuk dapat menerima ketidakharmonisan yang terjadi di antara “kebijakan” yang diterbitkan oleh suatu regulator dengan regulator lain pada suatu Negara maupun lintas Negara. Sementara regulator memiliki kepentingan bersama dalam mengadopsi pendekatan yang harmonis untuk mengatur keselamatan radiasi, harmonisasi ini juga untuk kepentingan masyarakat. Pendekatan yang berbeda dapat menyebabkan situasi barang bebas tersedia di satu Negara namun tidak di negara lain. Hal ini dapat menciptakan kebingungan atas pentingnya bahaya radiologis di benak masyarakat yang mungkin tidak mengerti mengapa produk yang dianggap sebagai aman di salah satu Negara tetapi tidak dijual di tempat lain.

Pendekatan regional yang terkoordinasi diperlukan untuk memfasilitasi pengembangan standar teknis internasional untuk suatu jenis produk baru yang telah dijustifikasi dan berizin untuk dpasokkan ke anggota masyarakat. Standar teknis tersebut merupakan indikasi bahwa produk tersebut telah diterima di sejumlah negara dan karenanya memberikan keyakinan tentang kebenarannya dan perlindungan masyarakat yang optimal terhadap produk yang mengandung sedikit unsur radioaktif.

4. KESIMPULAN

Telah dibahas proteksi radiasi dan pengawasan untuk barang konsumen. Secara umum penyediaan barang konsumen bagi masyarakat akan melibatkan risiko radiologik yang relatif kecil. Namun di sisi risiko pengawasan dalam bentuk reputasi badan pengawas relatif signifikan dikarenakan tingkat konsistensi di antara regulator pada suatu Negara maupun lintas Negara cukup memprihatinkan. Oleh karena itu sangat diperlukan dan agar didorong berbagai upaya harmonisasi internasional dalam hal pendekatan standard pengawasan

keselamatan barang konsumen yang mengandung sedikit kadar radioaktif.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] International Atomic Energy Agency (IAEA (2012)), *Radiation Protection and Regulatory Control for Consumer Product*, DS458 (draft 3.6), Vienna.
- [2] International Atomic Energy Agency (IAEA) (2011), *Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards*, Interim Edition, GSR-Part 3, IAEA, Vienna.
- [3] IAEA, *International Basic Safety Standard- BSS No.115*, Vienna, 1996
- [4] ICRP (2007), *The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*, ICRP Publ. 103.
- [5] IAEA, *Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance*, IAEA Safety Standards Series No. RS-G-1.7, IAEA, Vienna (2004).
- [6] IAEA (2006), *Fundamental Safety Principles*, Safety Fundamentals No. SF-1, IAEA, Vienna.

TANYA JAWAB DAN DISKUSI

1. Penanya : Nur Syamsi Syam (BAPETEN)

Pertanyaan:

- a) Bagaimana bentuk-bentuk peran "expert role" dari Badan Pengawas dalam komunikasi untuk meningkatkan social acceptance terhadap pemanfaatan tenaga nuklir?

Jawaban:

Peran tenaga ahli dari Badan Pengawas dalam berkomunikasi dengan publik akan menuntut kompetensi yang memadai

dengan dicirikan sikap dialog dan kerjasama, kritik diri, dan refletivitas. Dalam hal ini akan terjadi pertentangan antara masalah teknis dengan masalah sosial.

Setelah pendekatan *expert role* optimal agar dikedepankan *Authority role* karena melalui pendekatan ini persoalan sosial ditangani dengan pemahaman persepsi, kesesuaian mediasi, dan sosok independen. Memaksakan suatu peran akan mengarah pada terjadi kebuntuan.



MAKALAH POSTER
KELOMPOK B

KAJIAN KESELAMATAN THERMOHIDROLIK BULK SHIELDING REAKTOR KARTINI MENGGUNAKAN CFD FLUENT

Oleh

Agus Waluyo

P2STPIBN-BAPETEN

Jl. Gadjah Mada No.8 Jakarta 10120 , email:a.waluyo@bapeten.go.id

ABSTRAK

KAJIAN KESELAMATAN THERMOHIDROLIK BULK SHIELDING REAKTOR KARTINI MENGGUNAKAN CFD FLUENT. Fasilitas *Bulk Shielding* pada reaktor Kartini sangat penting fungsinya untuk kelangsungan operasi dari reaktor riset tersebut. Salah satu fungsi dari *bulk shielding* adalah sebagai penyimpanan sementara bahan bakar bekas dari reaktor riset sebelum bahan bakar tersebut disimpan di *interim storage* atau pada saat *refueling* bahan bakar nuklir. Dalam mendesain atau memodifikasi *bulk shielding* harus memperhatikan beberapa aspek keselamatan, antara lain aspek neutronik, aspek termohidrolik dan juga aspek radiologi. Untuk aspek neutronik, desain *bulk shielding* harus memastikan bahan bakar nuklir 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 nuklir bekas. Sedangkan untuk aspek radiologi, desain dari *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 termohidrolik menggunakan CFD FLUENT. Dari hasil perhitungan tersebut dapat disimpulkan bahwa desain dari *bulk shielding* tersebut dari aspek termohidrolik telah memenuhi aspek keselamatan.

Kata Kunci : *bulk shielding*, CFD FLUENT, Reaktor KARTINI

ABSTRACT

SAFETY STUDY OF THERMAL HYDRAULIC BULK SHIELDING AT KARTINI REACTOR USING FLUENT CFD. Bulk shielding facility at Kartini reactor is very important for continuity of the reactor operations. One of the functions from the bulk shielding is for temporary storage of spent fuel before spent fuel is stored in interim storage or when refueling process is done. In the designing or modifying of the bulk shielding must consider several aspect of safety, there are neutronic aspects, thermalhydraulic aspects and radiological aspects. For neutronic aspects, bulk shielding design must ensure that the spent fuel in the sub critical condition. For thermal hydraulic aspects, bulk shielding design should be able to transfer heat from the spent fuel. And for radiological aspects, the bulk shielding design should be able to keep radiation exposure below the threshold that specified by regulatory body. In this study, devoted to assessing the safety of the bulks shielding design from the aspects thremal hydraulic using FLUENT CFD. From the results of these calculations can be concluded that the bulk shielding design of is compliance with the safety of thermal hydraulic aspects.

Key words : bulk shielding, CFD FLUENT, KARTINI reactor

I. PENDAHULUAN

I.1 latar Belakang

Fasilitas *Bulk shielding* pada reaktor Kartini mempunyai fungsi sangat penting untuk kelangsungan operasi reaktor Kartini. Fungsi dari *bulk shielding* salah satunya adalah untuk penyimpanan sementara bahan bakar bekas dari reaktor riset sebelum bahan bakar tersebut disimpan di *interim storage* atau pada saat *refueling* bahan bakar nuklir. Oleh karena itu dalam mendesain atau memodifikasi dari *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 [1], desain suatu *bulk shielding* harus memenuhi persyaratan sebagai berikut:

- a) mempertahankan kondisi subkritis Bahan Bakar Nuklir dengan faktor multiplikasi efektif (K_{eff}) paling besar 0,90;
- b) mempertahankan integritas Bahan Bakar Nuklir;
- c) mempertahankan pendinginan Bahan Bakar Nuklir teriradiasi;
- d) mempertahankan pemurnian air pendingin;
- e) memastikan proteksi radiasi dan keselamatan dalam batasan yang berlaku; dan
- f) mencegah pelepasan zat radioaktif ke lingkungan.

Oleh karena itu perlu adanya kajian keselamatan terhadap desain *bulk shielding* untuk membuktikan bahwa desain dari *bulk shielding* tersebut memenuhi ketentuan –

ketentuan yang ada di PerKa no.3 Tahun 2010.

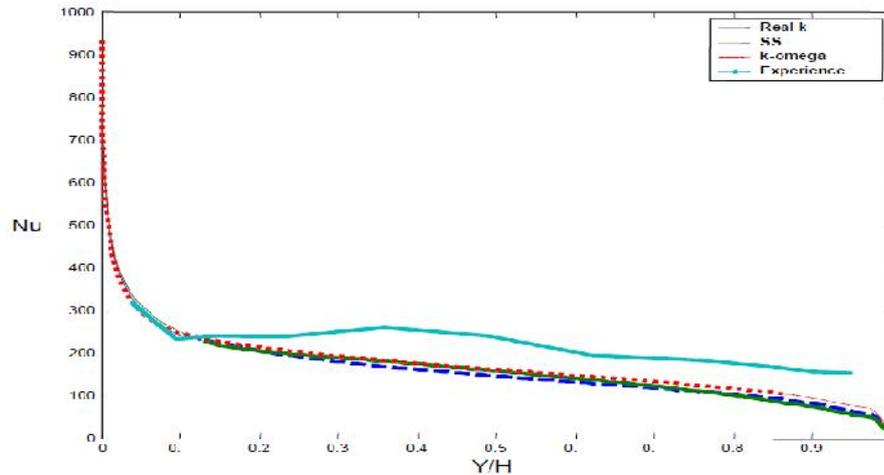
Kajian keselamatan terhadap desain *bulk shielding* dikhususkan untuk pada aspek Termohidrolik. Kajian keselamatan terhadap desain *bulk shielding* dalam kajian ini menggunakan program CFD FLUENT. CFD FLUENT digunakan dalam kajian ini karena program ini sangat handal untuk perhitungan numerik untuk perpindahan panas yang melibatkan fluida dan juga lebih fleksibel untuk mensimulasikan berbagai bentuk model. Gambar 1. berikut ini menunjukkan perbandingan antara CFD FLUENT dengan eksperimen[2].

I.2 Batasan Masalah

Kajian keselamatan terhadap desain *bulk shielding* di reaktor Kartini pada makalah ini akan khusus membahas mengenai analisis keselamatan dari aspek termohidrolik dengan menggunakan CFD FLUENT.

Asumsi-asumsi yang dipakai dalam kajian ini adalah sebagai berikut:

- a. Jumlah bahan bakar yang disimpan dalam *bulk shielding* 90 buah.
- b. Tidak ada kebocoran di dalam *bulk shielding*.
- c. Perpindahan panas yang di *bulk shielding* adalah konveksi alamiah.
- d. Aliran yang ada di *bulk shielding* adalah aliran laminar.



Gambar 1. Perbandingan hasil CFD FLUENT dengan eksperimen

I.2 Tujuan

Tujuan dari kajian ini adalah untuk mengetahui apakah desain dari *bulk shielding* telah memenuhi dari aspek keselamatan termohidrolik atau belum. Salah satu parameter yang akan dicari dalam kajian ini adalah temperatur dari kelongsong Bahan Bakar bekas. Apabila temperatur dari kelongsong bahan bakar bekas masih di bawah titik leleh kelongsong (1453°C) maka desain dari *bulk shielding* tersebut telah memenuhi aspek keselamatan dari segi termohidrolik.

II. METODOLOGI PENELITIAN

II.1 Geometri Model dan Bahan

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

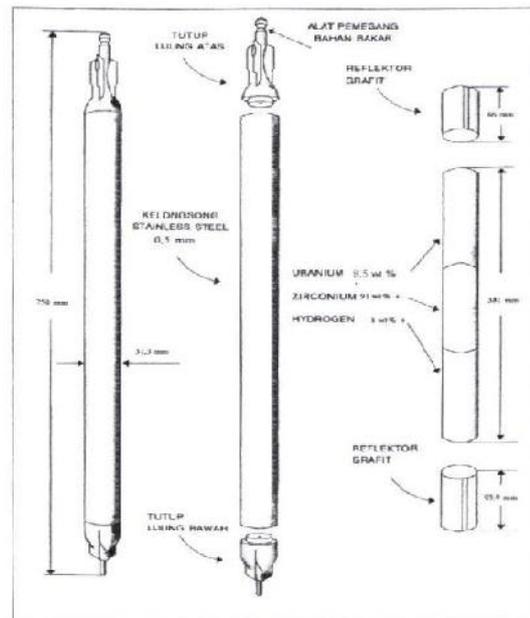
Tabel 1. Spesifikasi dari Bahan Bakar Bekas [3]

Panjang total, cm	73,04 – 75,39
Panjang aktif, cm	38
Panjang grafit, cm	6,5 – 9,5
Dia. Luar kelongsong, cm	3,7
Dia. Luar bahan bakar, cm	3,56
Tebal cakram racun dapat bakar (Mo), cm	0,127
Material kelongsong	SS-304
Tebal kelongsong, cm	0,05
Gap bahan bakar-kelongsong, cm	0,02
Titik leleh kelongsong	1453°C

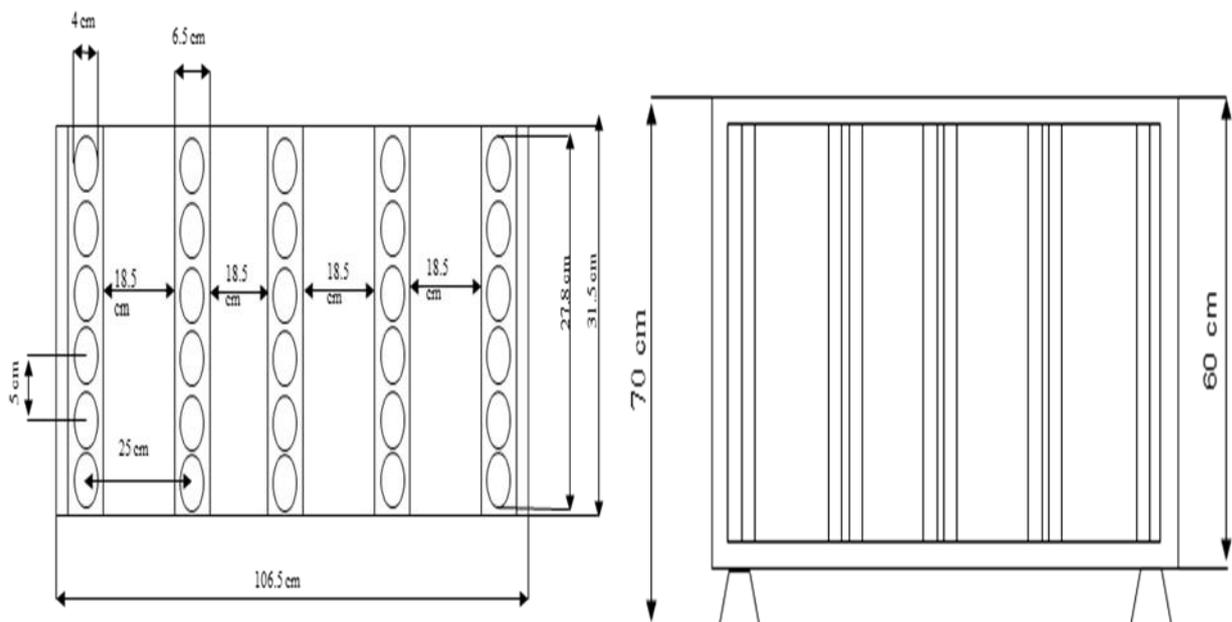
Bahan bakar bekas ditempatkan pada suatu rak di *bulk shielding* untuk mencegah guncangan dan kemungkinan bahan bakar menumpuk menjadi satu waktu terjadi gempa. Geometri dari rak didesain sedemikian rupa sehingga bisa mencegah

terjadi kekritisitas. Gambar dan geometri dari rak bisa dilihat pada Gambar 3.

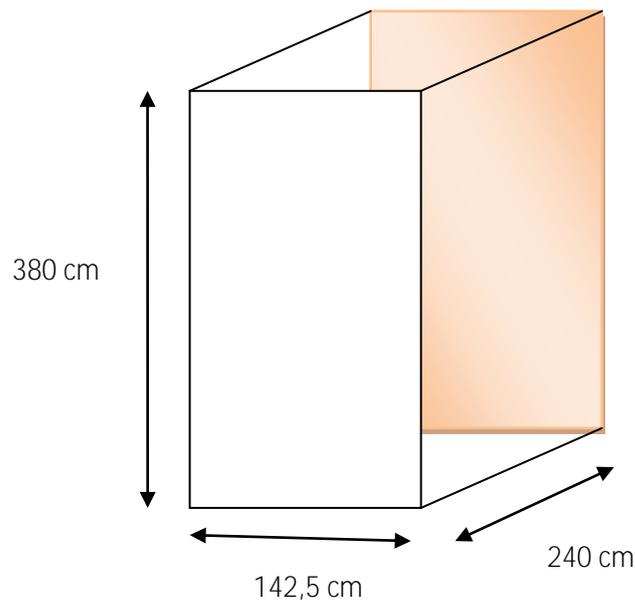
Sedangkan untuk *bulk shielding* ukuran dan geometri bisa dilihat pada Gambar 4.



Gambar 2. Geometri bahan bakar nuklir bekas



Gambar 3. Geometri dan ukuran rak bahan bakar nuklir bekas



Gambar 4. Geometri dan ukuran *bulk shielding*

II.2 Perancangan Simulasi Numerik

II.2.1 Pemodelan Fisik dengan GAMBIT

GAMBIT merupakan singkatan dari *Geometri And Mesh Building Intelligent Toolkit*. GAMBIT merupakan salah satu *preprocessor* yang didesain untuk membantu membuat model dan melakukan diskritisasi (*meshing*) pada model untuk analisis CFD. Ada beberapa tahap untuk melakukan pemodelan fisik dengan GAMBIT antara lain:

A. Menggambar Model

Membuat model dengan menggunakan GAMBIT bisa dibuat dengan dua metode yaitu *bottom-up* maupun dengan *top down*.

B. Pembuatan dan pengujian Mesh pada model

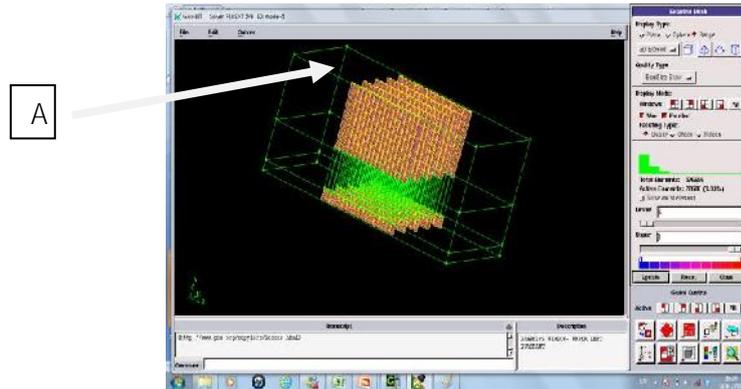
Konsep pembuatan *mesh* dengan menggunakan GAMBIT pada dasarnya

hampir sama dengan pembuatan geometri yaitu ada dua metode yaitu metode *bottom-up* dan *top down*. Dalam melakukan *meshing* harus dilakukan optimalisasi, yaitu dengan memperhalus *meshing* pada daerah yang menjadi fokus perhitungan.

C. Penentuan Kondisi Batas pada Model

Tahap akhir dalam pemodelan fisik menggunakan GAMBIT adalah penentuan tipe batas (*boundary*) pada *domain* yang telah dibuat. Secara praktis, tujuannya adalah mendefinisikan daerah-daerah yang akan menjadi *outlet*, *inlet* dan tipe-tipe batas lainnya.

Gambar 5 menunjukkan penggambaran model menggunakan GAMBIT dan juga pengujian hasil *meshing* dari model.



Gambar 5. Model *bulk shielding* dengan menggunakan GAMBIT dan juga pengujian *meshing*

Dalam menggambarkan model *bulk shielding* dengan menggunakan GAMBIT ada beberapa penyerdehanaan, antara lain tinggi dari *bulk shielding* tidak digambar setinggi 3,8 m tetapi hanya 1,6 m, hal ini dimaksudkan untuk optimalisasi dalam melakukan *meshing*. Dengan menggambar dinding *bulk shielding* menjadi 1,6 m, maka kondisi batas untuk titik A pada Gambar 5 (*Pressure outlet*) diberi tekanan sebesar 15680 N/m³ ($P = \rho \cdot g \cdot h = 1000 \times 9,8 \times 1,6$).

II.2.2 Pemodelan Numerik dengan FLUENT

FLUENT adalah salah satu jenis program CFD yang menggunakan metode volume hingga. Ada beberapa langkah untuk melakukan pemodelan menggunakan FLUENT, antara lain:

- A. Memasukkan input parameter
 Pada pemodelan numerik, *setting* kondisi batas pada volume atur dilakukan dengan memasukkan nilai kuantitatif dari parameter-parameter yang terkait dengan masing-masing tipe *boundary*[4]. Berikut ini adalah daftar *input* nilai –nilai parameter sebagai kondisi batas volume atur seperti ditunjukkan pada Tabel 2.

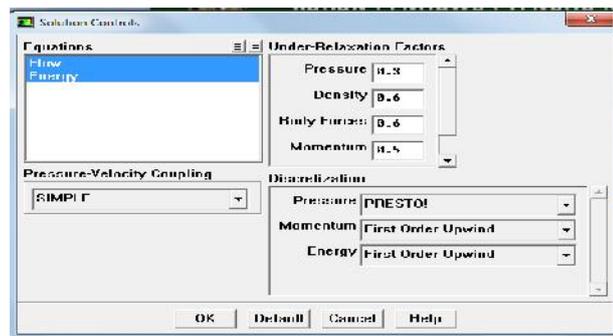
Tabel 2 Input nilai parameter-parametr kondisi batas

Type Boundary	Parameter	Nilai
Kelongsong bahan bakar bekas: <i>wall</i>	Fluks panas	1600 w/m2 (5% dari daya operasi steady state)
Lubang keluaran: <i>pressure outlet</i>	<i>Gauge pressure</i>	15680 N/m ³
	<i>Backflow temperature</i>	300 K
Dinding <i>bulk shielding</i>	Fluks panas	0

Sedangkan sifat/*property* dari air sebagai pendingin nilainya bervariasi terhadap temperatur.

- B. Running Program dan pengambilan data hasil perhitungan

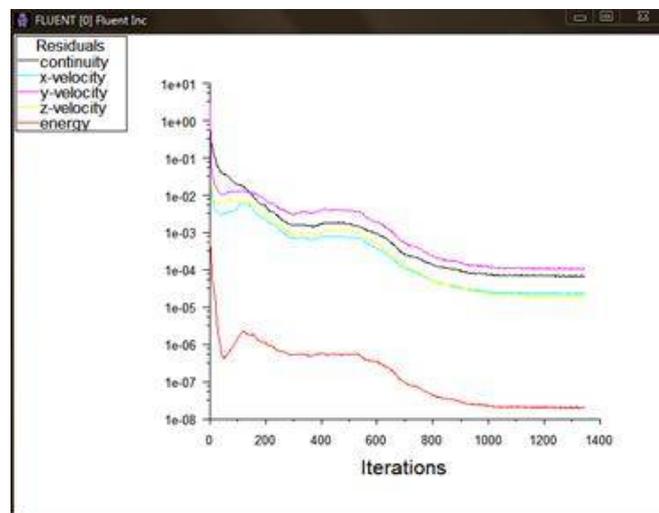
Langkah berikutnya adalah melakukan *running* program. Ada beberapa pengaturan di *solution control* untuk mencapai konvergensi dalam FLUENT. Gambar 6. Berikut ini menunjukkan pengaturan di *solution control*.



Gambar 6. Pengaturan di *solution control*

Langkah terakhir setelah semua *input* selesai dimasukkan adalah *running* program. Gambar 7 berikut ini

menunjukkan *running* dari FLUENT sampai mencapai *konvergen*,

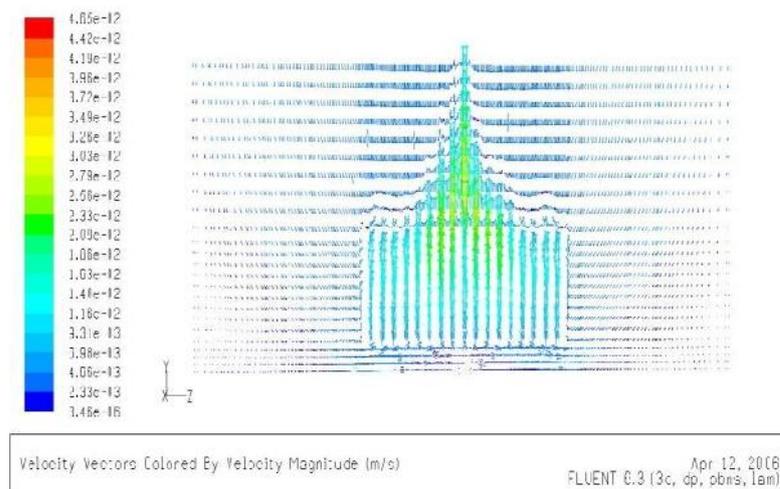


Gambar 7. Hasil *Running* program FLUENT

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

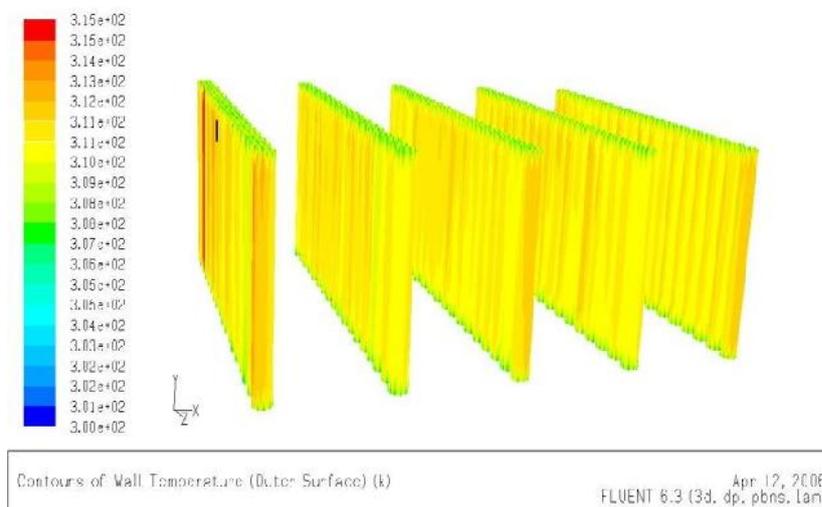
Untuk melihat karakteristik dari aliran dari pendingin di *bulk shileding*, penting sekali untuk melihat vektor

kecepatan dari pendingin. Gambar 8. berikut ini menunjukkan vektor kecepatan dari pendingin di *bulk shielding*,

Gambar 8. Vektor kecepatan pendingin di *bulk shielding*

Dari gambar 8 dapat dilihat bahwa pendingin yang mempunyai temperatur yang lebih panas akan mengalir ke atas sedangkan pendingin yang mempunyai temperatur lebih dingin akan turun ke bawah, fenomena tersebut merupakan salah satu ciri dari perpindahan panas secara konveksi alamiah. Aliran dari pendingin tersebut disebabkan karena adanya gaya

apung, dimana pendingin yang mempunyai temperatur lebih panas mempunyai densitas yang lebih rendah dibanding dengan pendingin yang mempunyai temperatur lebih tinggi sehingga pendingin yang mempunyai densitas lebih rendah akan naik ke atas sedangkan pendingin yang mempunyai densitas besar akan turun ke bawah.



Gambar 9. Kontur dari temperatur kelongsong bahan bakar

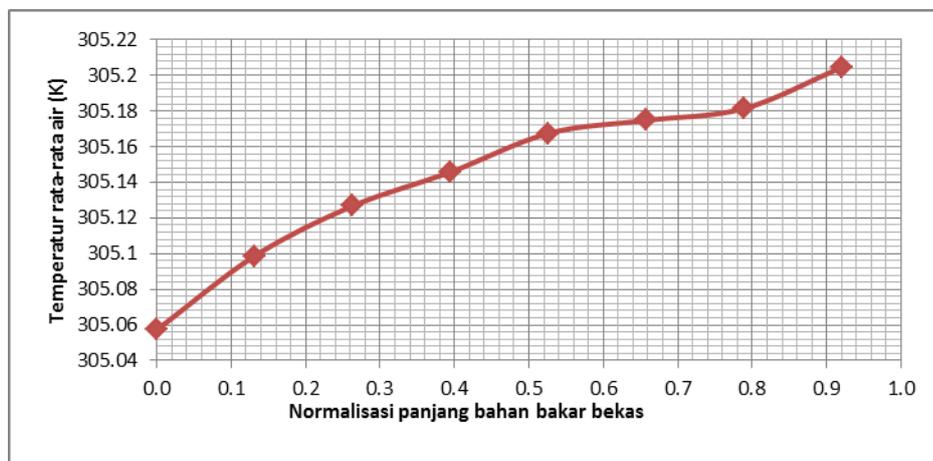
Sedangkan untuk kontur temperatur dari kelongsong bahan bakar dapat dilihat di Gambar 9. Dari kontur temperatur dari kelongsong bahan bakar dapat dilihat bahwa temperatur bahan bakar bekas yang berada di pinggir dekat dengan dinding *bulk shielding* mempunyai temperatur yang lebih tinggi dibanding bahan bakar bekas yang

berada di tengah. Hal ini disebabkan karena bahan bakar yang berada di pinggir dekat dinding *bulk shielding* mempunyai luas area pendingin lebih sempit dibanding bahan bakar yang berada di tengah. Sedangkan temperatur rata-rata dari kelongsong dari bahan bakar bekas adalah $37,66^{\circ}\text{C}$ dan temperatur maksimum dari

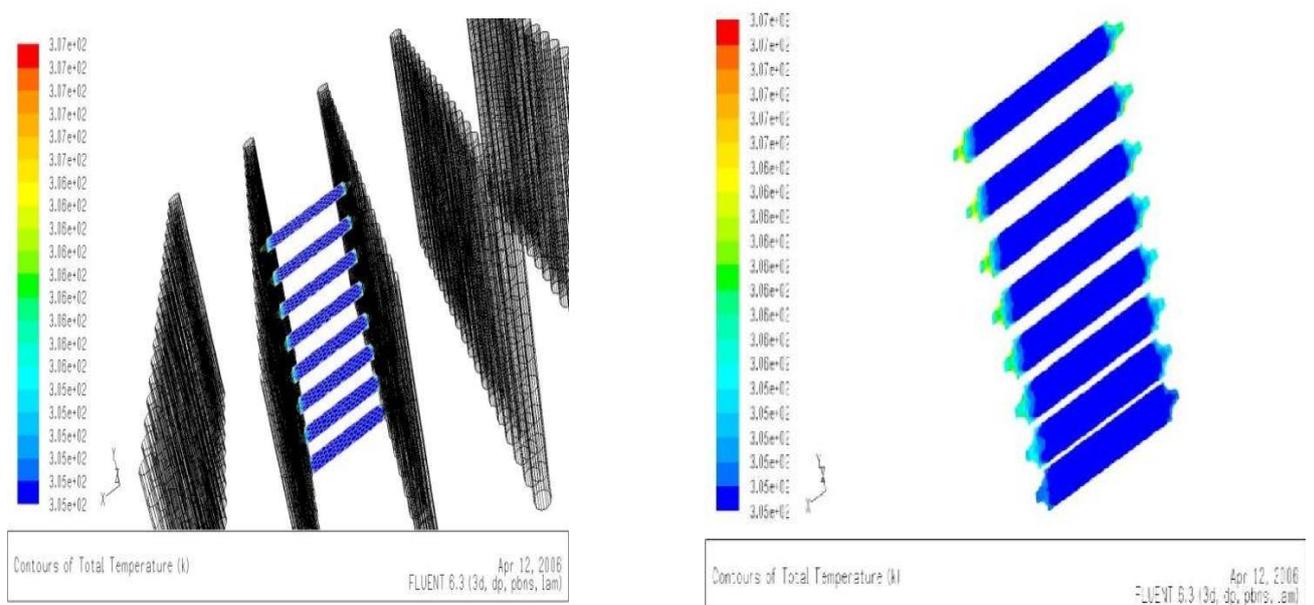
kelongsong adalah $42,15\text{ }^{\circ}\text{C}$. Apabila kita bandingkan dengan titik leleh dari kelongsong bahan bakar bekas yaitu $1453\text{ }^{\circ}\text{C}$, maka temperatur maksimal dari kelongsong bahan bakar nuklir bekas masih jauh di bawah dari titik leleh dari kelongsong bahan bakar nuklir bekas.

Distribusi temperatur dari air pendingin secara aksial dari *bulk shielding* dapat dilihat pada Gambar 10. Gambar 10 menunjukkan bahwa kenaikan temperatur

dari air pendingin sangatlah kecil yaitu sekitar $0,15\text{ }^{\circ}\text{C}$, dimana rata-rata temperatur pendingin pada saat masuk (posisi di bawah bahan bakar bekas) adalah $32,06\text{ }^{\circ}\text{C}$ dan rata-rata temperatur pendingin pada saat keluar (posisi di atas bahan bakar bekas) adalah $32,20\text{ }^{\circ}\text{C}$. Sedangkan untuk kontur dari temperatur pendingin bisa dilihat pada Gambar 11



Gambar 10. Distribusi air pendingin secara aksial



Gambar 11. Kontur temperatur pendingin

IV. KESIMPULAN

Dari hasil perhitungan di atas didapat kesimpulan sebagai berikut:

- Temperatur maksimum bakar ($42,15^{\circ}\text{C}$) berada jauh di bawah batas titik leleh kelongsong bahan bakar adalah 1453°C .
- Temperatur pendingin maksimum ($33,71^{\circ}\text{C}$), jauh dibawah temperatur dua fasa ($113,60^{\circ}\text{C}$.) Seluruh pendingin berada pada rezim cair.
- Dari data-data tersebut dapat dipastikan bahwa desain dari *bulk shileding* telah memenuhi persyaratan keselamatan dilihat dari aspek thermohidrolik

PANAS KONVEKSI ALAMIAH, PAKSA DAN GABUNGAN PADA SUB BULUH DENGAN SUSUNAN SILINDER SEGITIGA, ITB, Bandung,
 5. FLUENT Inc, 2007, Tutorial FLUENT.
 6. FLUENT Inc, 2007, Tutorial GAMBIT.

UCAPAN TERIMA KASIH

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

DAFTAR PUSTAKA

1. BAPETEN, 2010, *PerKa BAPETEN Nomor 3 Tahun 2010 tentang DESAIN SISTEM PENANGANAN DAN PENYIMPANAN BAHAN BAKAR NUKLIR UNTUK REAKTOR DAYA*.
2. Shijie, C dan Mathieu, I, 2001, "NUMERICAL INVESTIGATION OF TURBULENT BUOYANT FLOWS IN ENCLOSURES WITH TWO EQUATIONS TURBULENCE MODELS, International Master Program in Turbulence,
3. PTAPB-BATAN, 2012, *Kajian Ilmiah tentang MODIFIKASI TEMPAT PENYIMPANAN BAHAN BAKAR BEKAS DI BULK SHIELDING REAKTOR KARTINI*.
4. Waluyo. A, 2010, "KAJI NUMERIK KARAKTERISTIK PERPINDAHAN

KAJIAN TEKNIS KONSEP PENGAWASAN ASPEK GEOLOGI UNTUK PENENTUAN CALON TAPAK PLTN DI INDONESIA

Akhmad Muktaf Haifani

Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN)

a.muktaf@bapeten.go.id

abstract

KAJIAN TEKNIS KONSEP PENGAWASAN ASPEK GEOLOGI UNTUK PENENTUAN CALON TAPAK PLTN DI INDONESIA. Aspek Geologi menjadi salah satu aspek penting dalam penentuan calon tapak PLTN. Penyelidikan geologi ini dapat dikategorisasikan berdasarkan skala keruangan yakni Regional dan Lokal dan setiap tahapan akan memiliki tingkat penyelidikan yang berbeda. Pemahaman Tektonik Regional dan Geologi Regional Indonesia sangat penting dan membantu untuk memudahkan evaluator melakukan revidi dokumen. Penyeragaman standar penilaian kesesuaian tapak ditinjau dari aspek tektonik khususnya kestabilan geologi menjadi hal yang sangat diperlukan dalam penilaian kesesuaian dokumen izin yang diajukan, mengingat proses tektonik pembentuk di Indonesia yang sangat bervariasi. Kriteria keselamatan menjadi parameter kunci yang harus diperhatikan dalam menyelesaikan berbagai masalah dan menjadi jembatan yang tepat dalam menentukan parameter tapak yang diajukan pemohon izin dan pemenuhan ketentuan dari Badan Pengawas.

Kata Kunci: Aspek Geologi, Tektonik Regional, Geologi regional, Geologi Kwartir, Kriteria Penerimaan, Proses Perizinan.

Abstract

*TECHNICAL ASSESSMENT CONCEPT OF GEOLOGICAL ASPECT TO DEFINE SITE NPP PROSPECTUS IN INDONESIA. Geological aspects become an important aspect in determining the prospective nuclear power plant site. Geological investigation can be categorized based on the spatial scale of Regional and Local and every stage will have different levels of investigation. Understanding Regional Tectonics and Regional Geology of Indonesia is very important and helps to facilitate the evaluators to review documents. **Unification of standard of site conformity assessment in terms tectonic aspect particularly geological stability becomes very necessary in the assessment of the suitability of the proposed licensed document, given the tectonic-forming process in Indonesia is highly variable.** Safety criteria is key parameters that must be considered to solve any problems and a proper bridge in determining the site parameters of the proposed by applicants and compliance with any requirement of Regulatory Body.*

Key word: Geological Aspect, Regional Tectonic, Regional Geology, Quaternary Geology, Acceptance Criteria, Licensing Process.

PENDAHULUAN

1.1. Latar Belakang

Keselamatan calon tapak PLTN di Indonesia harus ditentukan dari beberapa parameter tapak, selain gempabumi sendiri maka aspek kestabilan geologi harus menjadi salah satu kriteria yang harus diperhitungkan. Dalam penentuan calon tapak hingga terpilihnya tapak maka kestabilan tapak karena proses geologi khususnya geologi kuarter menjadi sangat penting.

Geologi Kuarter yang dikenal dalam skala waktu geologi pada 2.6 jt tahun yang lalu merupakan proses yang membentuk bumi hingga kini. Ada beberapa peristiwa geologi penting yang terjadi pada zaman Kuarter yakni kehidupan manusia dimulai sejak jaman kuarter, proses bencana alam berupa gempabumi, gunung meletus perubahan muka air laut longsor, sedimentasi dan abrasi pantai yang melanda diberbagai tempat dimuka bumi juga terjadi pada jaman kuarter.

Hal ini disebabkan karena lingkungan geologi kuarter ditandai dengan perubahan muka laut yang hebat yang terjadi di seluruh bumi dan

pergerakan di kerak bumi yang ditunjukkan oleh meningkatnya frekuensi letusan gunung api dan gempabumi. Secara spesifik kondisi kondisi geologi Indonesia yang tersingkap dipermukaan merupakan daratan pantai yang ditutupi oleh sediment Kuarter.

Oleh jarena itu aktivitas penyelidikan geologi yang dimplementasikan untuk mendapatkan kandidat tapak yang sesuai untuk pengajuan izin PLTN dapat memetakan secara terperinci potensi deformasi tektonik dan non tektonik pada permukaan calon tapak. Penyelidikan geologi dapat pula digunakan untuk menentukan potensi patahan kapabel yang ada baik dari skala regional hingga area tapak serta fitur tektonik yang mempengaruhi kestabilan tapak.

Kriteria keselamatan menjadi parameter kunci yang harus diperhatikan oleh seorang evalutaor. Kriteria tersebut menjadi kunci utama dalam menyelesaikan berbagai masalah dan menjadi jembatan yang tepat dalam menentukan parameter yang diajukan pemohon izin dan peraturan darui Badan Pengawas.

Kriteria ini akan berisi semua ketentuan teknis terkait aspek geologi baik secara regional maupun dalam lingkup yang lebih detail lagi.

1.2. Maksud dan Tujuan

Maksud dari penyusunan tulisan ini adalah sebagai pedoman untuk melakukan investigasi dalam menentukan kesesuaian tapak berkenaan dengan :

1. Kesesuaian kondisi geologi dari calon tapak dan sebagai dasar desain instalasi serta dapat digunakan untuk mengestimasi adanya potensi yang signifikan dari tektonik baru atau informasi guncangan tanah yang berdampak pada dasar desain seismik.
2. Potensi guncangan tanah yang signifikan berdampak pada dasar desain dan sebagai dasar untuk menentukan desain instalasi.

Tujuan yang ingin dicapai adalah memudahkan staf Badan Pengawas untuk mereview hasil dari investigasi dan mengkaji karakteristik geologi, seismik dan deformasi permukaan yang disebabkan oleh patahan yang dapat mempengaruhi tapak.

2. TEKTONIK REGIONAL

Wilayah Indonesia, yang luas sekitar 5 000 km terletak pada 95° - 140° BT dan pada 6° LU - 11° LS serta berkedudukan di katulistiwa. Indonesia terletak pada posisi perbenturan / pertemuan empat lempeng kerak bumi aktif: Lempeng Samudera Hindia - Australia di selatan yang relatif bergerak ke utara ($7,5$ mm/th) dan Lempeng Pasifik ($10,5$ mm/th) serta Lempeng Renik Philippina di bagian timur yang bergerak ke barat keduanya menumpu di bawah pinggir Lempeng Asia Tenggara - sebagai bagian dari Lempeng Besar Eurasia.

Interseksi lempeng menjadi sebab pembentukan salah satu dari tatanan geologi yang kompleks di dunia. Sejumlah studi geologi telah dilakukan dan publikasi utama yang menonjol adalah kompilasi dari naskah akademis Van Barmellen [1]. Sejauh ini belum ada kompilasi publikasi yang menggantikan konsep Van Barmellen yang menggunakan konsep modern dan didukung data yang lebih luas.

Kepulauan Indonesia secara fisiografi didominasi dua paparan besar, area paparan Sunda pada bagian barat dan papara Sahul pada bagian timur. Karakteristik tektonik untuk dua wilayah ini sangatlah berbeda. Di dataran Sunda, faktor dominan adalah subduksi tegas dibawah Jawa dan subduksi menyamping dibawah Sumatra, dimana wilayah Sahul, faktor yang berperan adalah tumbukan lempeng dengan dua lempeng lain (Zen 1994)[2]. Oleh karenanya bagian timur Indonesia mempunyai interaksi yang lebih kompleks seperti orogen banda yang dibentuk karena tumbukan lempeng Benua Australia, bercampur dengan lempeng samudera dan benua Eurasia, dan bergerak kearah barat dari lempeng Pasifik (Achmad, 1998) [3].

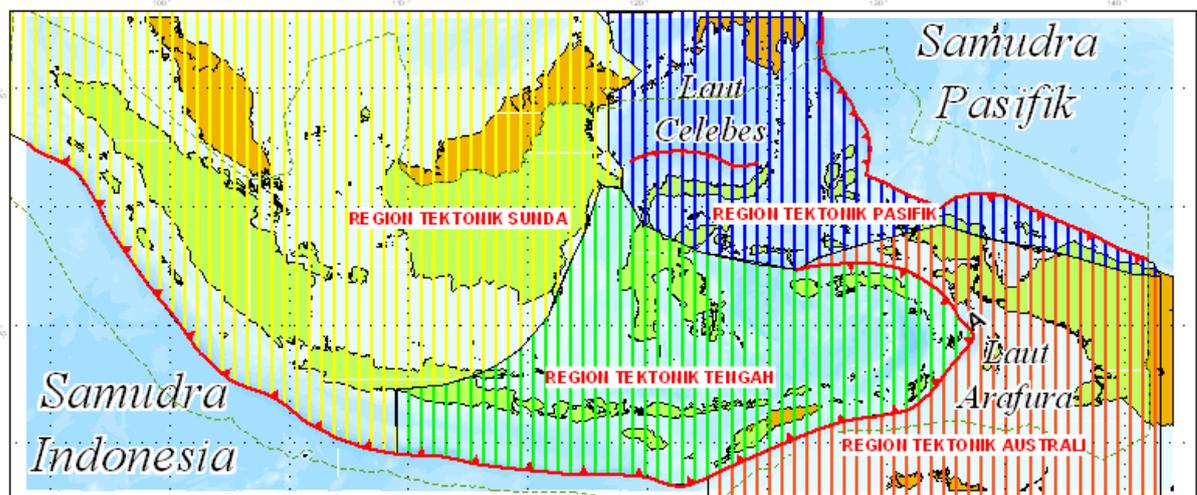
Pada bagian selatan dan timur Indonesia terdapat sabuk vulkanik (*volcanic arc*) yang memanjang dari Pulau Sumatera - Jawa - Nusa Tenggara - Sulawesi, yang sisinya berupa pegunungan vulkanik tua dan dataran rendah yang sebagian didominasi oleh rawa-rawa. Kondisi tersebut sangat berpotensi sekaligus

rawan bencana seperti letusan gunung berapi, gempa bumi, tsunami, banjir dan tanah longsor. Data menunjukkan bahwa Indonesia merupakan salah satu negara yang memiliki tingkat kegempaan yang tinggi di dunia, lebih dari 10 kali lipat tingkat kegempaan di Amerika Serikat (Arnold, 1986 dan Diposaptono, S., 2005) [4].

Berdasarkan jenis lempeng yang berinteraksi wilayah Indonesia secara tektonik dapat dibagi menjadi 4 wilayah (region) tektonik, yakni: (1) Region Tektonik Sunda, (2) Region Tektonik Tengah, (3) Region Tektonik Australia, dan (4) Region Tektonik Pasifik (Gambar-1: Sumber BP Migas-Lapi ITB, 2008). Oleh karenanya pembagian region tektonik ini dapat digunakan sebagai *dasar (penapisan)awal* untuk menentukan wilayah mana diantara keempat region tektonik tersebut yang layak bagi pendirian suatu PLTN. Kestabilan tektonik keempat region tektonik tersebut tidak sama. Region Tektonik Sunda dan Region Tektonik Australia dianggap lebih stabil secara tektonik dibandingkan kedua region tektonik lainnya terutama karena Region Tektonik Sunda dan Australia

berturut-turut berintikan Paparan Sunda dan Paparan Sahul, sehingga dari sini dapat direkomendasikan atau disusun peringkat kelayakannya:

Peringkat (1) Region Tektonik Sunda, (2) Region Tektonik Australia, (3) Region Tektonik Tengah, dan (4) Region Tektonik Pasifik.



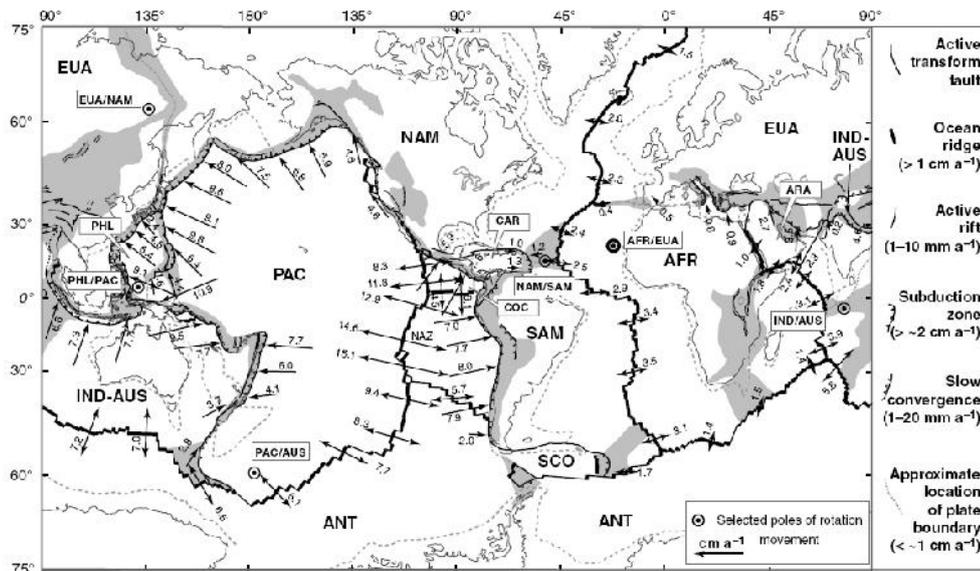
Gambar-1: Pembagian wilayah (region) tektonik Kepulauan Nusantara (BP Migas-Lapi ITB, 2008) [5].

Lempeng-lempeng litosfer memiliki laju pergerakan yang berbeda-beda. Pergerakan relatif lempeng tercepat adalah pemekaran lantai samudera di Samudera Pasifik yang mencapai 15 cm/tahun (cm/th) (Gambar-2). Sementara laju pergerakan lempeng pada umumnya berkisar <10 cm/th. Lempeng dengan laju pergerakan >5 cm/th dianggap lempeng "cepat". Selama 1 juta tahun, pergerakan 5 cm/th sama dengan perpindahan sebesar 50 km (atau dalam skala waktu PLTN selama 100 ribu tahun, sama dengan pergeseran sebesar 5 km). Di wilayah dimana pergerakan lempeng

>2 cm/th maka batas-batas lempengnya terlihat jelas di kondisi geologi lokalnya sebagai daerah yang mengalami pengangkatan, amblesan (subsidence) ataupun pensesaran mendatar pada daerah dengan luasan sampai sekitar 10 km (Cloos, 2009) [6]. Sementara di daerah dimana pergerakan lempengnya lebih lambat, melokalisir batas-batas lempengnya umumnya sulit karena gempa jarang terjadi dan efek permukaan dari deformasinya sangat tidak jelas apalagi jika terdistribusi di wilayah yang luas. Selama 100 ribu tahun, dengan laju pergerakan tektonik 1

cm/th, sama dengan pergeseran "offset" sebesar 1 km. Pergerakan lempeng yang lebih lambat lagi, misalnya < 1 mm/th, umumnya hanya meninggalkan bekas-bekas deformasi yang sangat kabur atau tidak jelas

pada batuan. Karena Bumi pada dasarnya berbentuk bola, pergerakan antara dua titik di permukaannya dapat dianggap berkaitan dengan pergerakan "pole of rotation" (kutub rotasi) (Gambar-2).



Gambar-2: Peta global menunjukkan kecepatan pergerakan lempeng.

Pengenalan tanda tektonik didalam proses sedimentasi dapat membuka interaksi antara sedimentasi, tektonik, eustatik dan proses iklim yang mungkin dalam suatu cekungan. Sedimentasi terkait erat dengan pergerakan tektonik didalam dua cara yang signifikan, 1) banyak aspek dari asal dan akumulasi sedimen dikendalikan oleh pergerakan tektonik dengan skala yang besar, dan 2) lapisan sedimen yang secara horisontal ketika diendapkan tetapi tidak lagi horisontal sehingga dapat digunakan

untuk menggambarkan dan mengukur luasan dari deformasi struktural.

3. PEMBAHASAN

Mengingat sangat bervariasinya kondisi geologi di Indonesia yang dipengaruhi oleh konfigurasi pergerakan tektonik lempeng, maka dalam rangka proses perizinan sangat diperlukan suatu penyeragaman standar penilaian kesesuaian tapak ditinjau dari aspek tektonik khususnya dalam menunjang penentuan area tapak yang stabil dalam hal aspek

geologi. Penyeragaman ini dicakup dalam konsep kriteria penerimaan. Kriteria penerimaan diuraikan baik secara regional maupun lokal untuk melihat kapasitas geologi dalam menentukan aspek keselamatan tapak. Kriteria ini adalah sebagai berikut

I. Geologi Regional:

1. Review regional dilakukan untuk mendapatkan informasi tentang geo-dinamika calon tapak, kondisi sejarah geologi dan tektonik, fitur tektonik (periode Kuartar - 2,6 juta th), geologi struktur, fisiografi, geomorfologi, stratigrafi dan Litologi.
2. Identifikasi potensi bahaya geologi seperti amblesan, cekungan (cavernous) atau medan kars (*karst terrain*), kondisi pelapukan yang tidak umum, potensi tanah longsor dengan menyajikan item2x sbb: peta fisiografi regional, peta geologi permukaan dan bawah permukaan, peta isopach, peta gravity dan magnetic regional, stratigrafi, peta tektonik dan struktur, peta topografi tapak, peta yang menunjukkan area ekstraksi mineral dan hidrokarbon, peta lokasi pengeboran, dan foto udara,

dan peta yang menunjukkan rencana letak fasilitas.

3. Membahas tentang keterkaitan antara fisiografi regional dan tapak. Struktur tektonik seperti lipatan (*fold*), patahan (*fault*), lembah (*basin*) dan kubah (*dome*) yang mendasari wilayah sekeliling tapak harus diidentifikasi dan dijelaskan sejarah geologinya [7].
4. Daerah seluas 500 km dari tapak dengan skal peta 1 : 500.000
5. Disajikan dalam bentuk peta geologi dengan tampang lintang pada skala yang memadai untuk menggambarkan fitur geologi regional

II. Geologi Tapak

1. Meliputi suatu area dengan mempertimbangkan fitur geologi (tektonik dan non-tektonik), karakteristik geoteknik, kondisi seismik, dan kondisi yang disebabkan aktivitas manusia beberapa tingkat luas wilayah dengan radius 25 km untuk sekitar tapak, 5 km untuk area tapak dan 1 km untuk lokasi tapak.

2. Disajikan dalam peta dengan skala 1:50000, 1 : 5000, dan 1 : 500 dan dengan tampang lintang yang sesuai.
3. Ditampilkan dalam bentuk peta geologi dan tampang lintang yang sesuai dengan cakupan areanya.
4. Struktur geologi, termasuk identifikasi dan karakterisasi patahan, kekar, dan fitur deformasi tektonik lainnya, dan juga pembahasan keterkaitan antara fitur tersebut dengan struktur tektonik regional
5. Sejarah geologi dan tektonik, khususnya perioda Kuartar dan hubungannya dengan sejarah tektonik dalam cakupan geologi regional
6. Bukti dari seismisitas purba , atau sedikitnya informasi yang terkait
7. Stratigrafi dan litologi unit batuan dan hubungannya dengan stratigrafi regional dan karakteristik litologi.
8. Fisiografi dan geomorfologi calon tapak
9. Pentingnya rekayasa untuk karakteristik geologi dan geoteknik dari fitur dan bahan, termasuk bahan pondasi pada area tapak dalam hal ini karakteristik tanah dan batuan , yang mempunyai keterkaitannya dengan:
 - a. Perilaku dinamik selama dan sebelum terjadinya gempabumi
 - b. Zona mineralisasi, alterasi, ketidak umuman atau pelapukan yang besar atau kelemahan struktur pada materi permukaan atau bawah permukaan
 - c. Tekanan sisa yang tersimpan didalam batuan induk
 - d. Material bawah permukaan yang dapat menjadi lunak atau tidak stabil yang disebabkan oleh sifat mineral atau sifat fisik
 - e. Fitur kars di daerah batugamping (*limestone terranes*)
 - f. Kemungkinan adanya paleosinkhole
 - g. Zona deformasi
 - h. Pengaruh dari aktivitas manusia misalnya

pengambilan atau penambahan air tanah atau ekstraksi mineral pada tapak.

10. Potensi adanya ketidakstabilan lereng secara alamiah atau buatan
11. Kondisi air tanah, termasuk dalam hal ini letak akuifer.
12. Kondisi geologi harus dipastikan secara menyeluruh dan mempunyai karakteristik geometri, fisik dan kimia dan kombinasinya untuk menahan pergerakan radionuklida dari tempat penyimpanan limbah ke lingkungan selama perioda waktu tertentu.
13. Identifikasi adanya potensi diskontinu pada lapisan bawah permukaan harus dilakukan untuk mencegah adanya potensi terlepasnya zat radioaktif melalui jalur lepasan, seperti zona patahan terbreksiasi atau sisi dari kubah garam (*flanks of a salt dome*). Diutamakan formasi batuan yang seragam karena lebih mudah untuk dikarakterisasi dan sifatnya lebih mudah diperkirakan.

Peta harus menggambarkan rencana tata letak instalasi, dan hubungan dari semua fasilitas yang dikategorikan kelas I secara seismik dengan geologi bawah permukaan harus digambarkan. Lokasi semua struktur instalasi letak pengeboran, *trenches*, *test pit*, profile kumpulan data geofisika dan seismik dan tampang lintang geologi harus dimasukkan dalam rencana tata letak instalasi.

Pengetahuan terapan yang diperoleh dari pemohon izin, baik dari literatur ilmiah yang yang dipublikasikan dan yang tidak dipublikasikan, dan latar belakang akademis staf dan pengalaman praktis dalam hal ilmu bumi, dapat digunakan sebagai modal utama untuk mengkaji kecukupan informasi geologi, seismik, geofisika dan geoteknik yang dikutip oleh pemohon izin untuk mendukung suatu kesimpulan berkenaan dengan kesesuaian tapak instalasi. Proses izin dapat menjadi lebih cepat apabila aplikasi yang diajukan telah didukung dengan data yang lengkap, untuk memudahkan staf dalam melakukan kajian independen dari kesimpulan yang ada. Staf dapat melakukan pencarian literatur pada tingkat

kedetailan yang diharapkan. Namun demikian pemohon izin dan informasi yang diajukan hendaknya memudahkan staf untuk melaporkan secara logis dari data dan asumsi pada suatu kesimpulan tanpa perlu untuk pencarian literatur yang luas secara independen. Staf hendaknya menyajikan dan mengevaluasi semua data yang ada, termasuk informasi yang berpotensi menjadi kontroversial.

KESIMPULAN

Dengan melakukan analisis geologi khususnya pada proses geologi kuarter di Indonesia akan sangat membantu bagi staf bapeten untuk memahami mekanisme geologi yang membentuk tapak. Proses identifikasi mekanisme geologi dari skala regional hingga area tapak baik dari parameter stratigrafi, sejarah geologi, proses tektonik sangat membantu dalam mengidentifikasi kestabilan tapak dan potensi bahaya geologi apa yang dapat ditimbulkan. Hal ini akan membantu bagi desainer untuk menentukan desain PLTN yang sesuai serta desain struktur sipil yang sesuai dengan tapak dan PLTN yang akan dibangun nantinya.

REFERENSI:

- [1] Van Bemmelen. 1949, *The Geology of Indonesia, Vol I A, General Geology and Adjacent Archipelago*, Government Printing office, The Hague 1949.
- [2] Zen, M. T. 1994, *Basic Differences Between East and West Indonesia in Terms of Tectonic Styles (Abstract)*, International Symposium on Geodynamics of Indonesia within the Context of National Resources Development and the Mitigation of geological Hazards, ITB-HAGI
- [3] Achmad, Z. 1998, *Indonesia's Petroleum Outlook*, *Petromin*, April, 60-70
- [4] **Diposaptono, S., 2005. Teknologi Mitigasi Tsunami. elatihan Mitigasi, Kesiapsiagaan, dan Tanggap Darurat Bencana Tsunami di Wilayah Pesisir. Hlm 18.**
- [5] <http://www.bnpb.go.id/website/asp/index.asp>
- [6] Cloos, M., 2009, *The nature of tectonic hazards*, in *Volcanic and tectonic hazard assessment for*

nuclear facilities, edited by Connor et al., 2009, Cambridge Univ. Press.

[7] NUREG 1.206, "Combine License Applications For Nuclear Power Plants (LWR Edition), The US Nuclear Regulatory Commission, June 2007

ANALISIS AKAR PERMASALAHAN (*ROOT CAUSE ANALYSIS*) TERHADAP PEKERJA RADIASI BIDANG RADIOGRAFI YANG MENDAPAT DOSIS MELEBIHI NBD (STUDI KASUS PT. XYZ)

Oleh:

Arifin M. Wibowo, Fajariadi, dan Aditia Anamta
Direktorat Inspeksi Instalasi dan Bahan Nuklir BAPETEN

Abstrak

ANALISIS AKAR PERMASALAHAN (*ROOT CAUSE ANALYSIS*) TERHADAP PEKERJA RADIASI BIDANG RADIOGRAFI YANG MENDAPAT DOSIS MELEBIHI NBD (STUDI KASUS PT. XYZ). Faktor kelalaian dan tidak patuhnya pekerja dan pemegang ijin dalam melaksanakan pekerjaan radiografi adalah faktor utama terjadi insiden yang mengakibatkan diterimanya dosis melebihi nilai batas dosis (NBD). Hasil evaluasi terhadap TLD pekerja PT. XYZ terdapat dosis melebihi NBD sebesar 97,85 mSv. Analisis akar permasalahan dimulai dengan pengumpulan data pekerja, dosis, perijinan, dan data kronologis kejadian. Pembuatan *causal chart* membantu dalam mengidentifikasi penyebab kejadian. Hasil pengumpulan data dan identifikasi diklarifikasi dengan pemanggilan pekerja dan pemegang ijin. Berdasarkan hasil pemanggilan akan dihasilkan rekomendasi dan tindak lanjut baik dari pemegang ijin dan dari BAPETEN dalam sisi pengawasan tenaga nuklir.

Kata Kunci: Analisis akar permasalahan, *causal chart*, radiografi, NBD.

Abstract

ROOT CAUSE ANALYSIS OF THE RADIATION WORKERS (RADIOGRAPHY) IN EXCESS DOSES OF NBD (CASE STUDY: PT.XYZ). Negligence and non-compliance is the main factor of causing an incident in radiography. It shown as the result of TLD evaluation of PT. XYZ workers exceeding the dose limit (NBD). Root cause analysis stage begin in collecting data such as license, workers permit, dose, and incident sequence report. Causal chart is a tool to identification root cause to make easier of the analysis. Results of collecting data are to be clarified in BAPETEN investigation and then there are some a recommendation to facility.

Key words: Root cause analysis, causal chart, Dose limit (NBD)

I. Pendahuluan

Keselamatan pekerja radiasi merupakan salah satu hal yang utama dalam pemanfaatan tenaga nuklir seperti yang diamanatkan oleh Undang-undang No. 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran. Pekerja radiasi^[1] adalah setiap orang yang bekerja di instalasi nuklir atau instalasi Radiasi Pengion yang diperkirakan menerima Dosis tahunan melebihi Dosis untuk masyarakat umum. Penerimaan dosis

pekerja dibatasi dalam Nilai Batas Dosis (NBD).

Radiografi merupakan pemanfaatan tenaga nuklir yang rentan akan terpaparnya radiasi kepada pekerja dikarenakan aktivitas sumber yang besar, jarak pekerja yang dekat, dan durasi waktu yang lama. Seringkali pemegang ijin lebih mengutamakan kepentingan bisnis dibanding dengan keselamatan sehingga pekerja radiasi diwajibkan mematuhi aturan tersebut. Terlebih lagi banyak pekerja yang

lalai dalam penggunaan peralatan keselamatan sehingga kemungkinan terpapar radiasi lebih besar. Jumlah kecelakaan kerja di Indonesia tahun 2012 mencapai 99491^[2] kasus. Penyebab kecelakaan tersebut 73% akibat perilaku tidak aman dan hanya 23 % akibat peralatan dan lingkungan^[3].

Analisis akar permasalahan (*root cause analysis*) dapat mengetahui sumber/akar permasalahan yang mengakibatkan terjadinya insiden. Tujuan dari analisis ini adalah perbaikan terhadap sumber permasalahan dan sebagai tindakan preventif agar tidak terjadi insiden kembali. Pada makalah ini menjelaskan analisis akar permasalahan terhadap insiden pekerja radiasi yang melebihi NBD pada PT.XYZ.

II. Landasan Teori

Analisis akar permasalahan adalah metode yang digunakan mengetahui penyebab terjadinya insiden/ kecelakaan hingga ke akar permasalahan sehingga dapat dicegah untuk tidak terulang kembali^[5]. Analisis akar permasalahan fokus kepada upaya pencegahan terhadap suatu insiden/ kecelakaan bukan upaya untuk mencari kesalahan, kekurangan atau celah dari sistem^[5]. Sehingga pertanyaan seperti *what, when, where, when, why, dan, how* merupakan dasar dalam pertanyaan untuk mengetahui alasan kejadian tersebut^[4].

Untuk menentukan apa penyebab utama dari kecelakaan maka dilakukan fase pelaksanaan analisis akar permasalahan (*root cause*)^[5]. Informasi awal didapatkan dari rentetan kejadian atau kronologis kejadian. Kronologis kejadian dikirim oleh PT. XYZ setelah BAPETEN memberikan surat teguran dan permintaan kronologis. Kronologis digunakan menganalisis kemungkinan-kemungkinan penyebab kejadian baik penyebab langsung (*direct cause*), penyebab yang berkontribusi (*contributing cause*), hingga penyebab utama (*root cause*).

III. Kronologis Kejadian

Telah terjadi penerimaan dosis melebihi NBD di PT. XYZ yang menimpa pekerja radiasi dengan dosis sebesar 97,85 mSv (Agustus-Oktober 2011). Kronologis telah disampaikan pada bulan April 2012 sebagai tindak lanjut surat peringatan BAPETEN.

Hasil kronologis menyatakan bahwa pada akhir September 2011 dilakukan pengerjaan radiografi tes joint las pipa superheater dengan objek boiler. Berhubung boiler masih dalam kondisi panas maka pekerja melepaskan *wear pack* pada *scaffolding*. Di dalam saku *wear pack* tersebut terdapat alat pemantau dosis perorangan (TLD). Tanpa disadari pengerjaan radiografi melewati *wear pack* tersebut sehingga TLD terpapar radiasi.

IV. Pembahasan dan Hasil

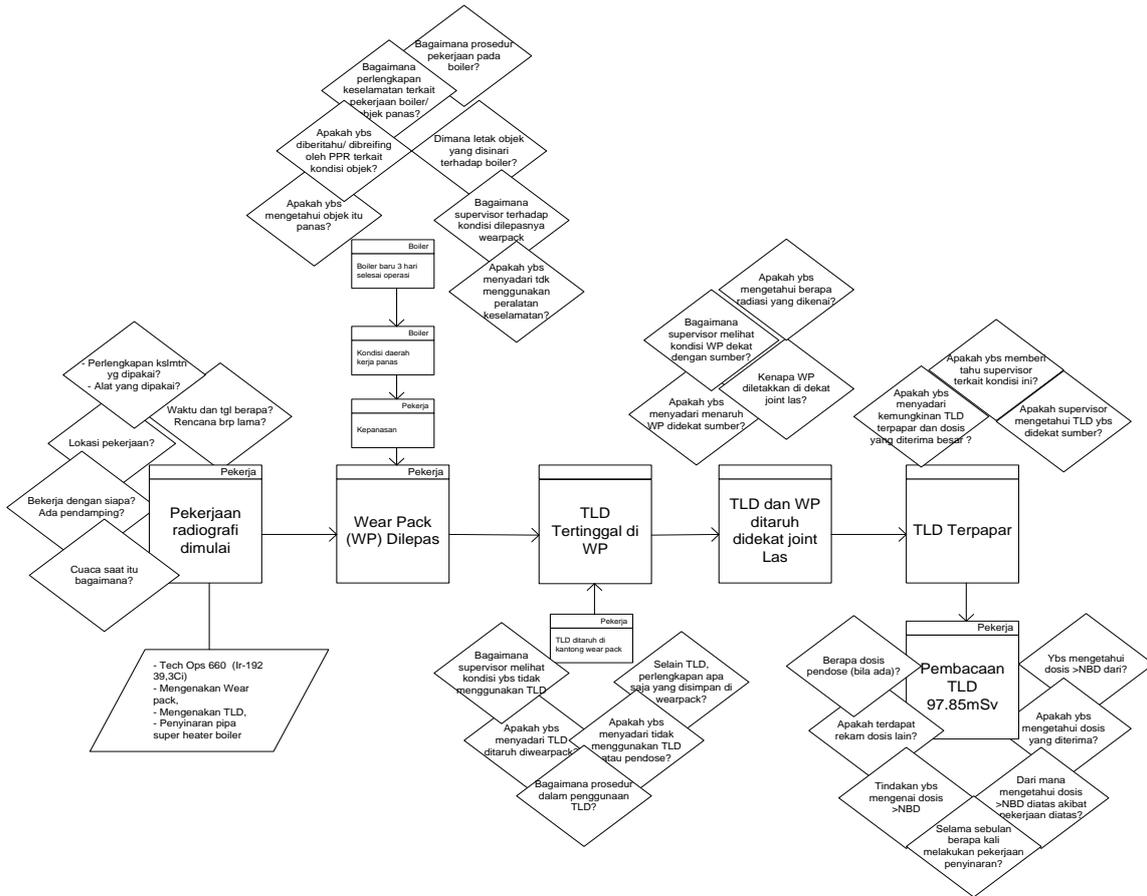
Laporan kronologis di evaluasi untuk memenuhi kriteria yaitu kepatuhan dalam peraturan, ketersediaan prosedur pelaksanaan kerja, ketersediaan prosedur keselamatan kerja, dan hal-hal lain yang dapat menjadi bahan awal analisis. Selanjutnya dibuat rentetan kejadian serta penyebab-penyebabnya (*causal chart*). *Causal chart* tersebut dijadikan asumsi awal penyebab-penyebab kejadian yang akan diklarifikasi dalam pemanggilan sebagai data tambahan untuk analisis. *Causal chart* berisi rentetan kejadian dengan pertanyaan-pertanyaan yang dapat dijadikan suatu penyebab terjadinya kecelakaan.

4.1. Kesesuaian dengan Perizinan

Hasil evaluasi menyatakan bahwa terdapat ketidaksesuaian antara data perijinan khususnya data lokasi sumber dan data pekerja radiasi.

4.2. Causal Chart

Causal chart berisi rentetan dan penyebab kejadian. Berikut ini kemungkinan penyebab kejadian berdasarkan kronologis yang disampaikan BAPETEN.



Gambar 1. Causal Chart Kasus PT. XYZ

Terdapat enam rentetan kejadian beserta kemungkinan penyebabnya seperti pada gambar 1. Keenam rentetan tersebut yaitu:

4.2.1. Pekerjaan radiografi dimulai

Berikut ini adalah pertanyaan-pertanyaan yang dapat menjadi salah satu penyebab kejadian yaitu:

- a. Waktu dan tanggal pelaksanaan?
- b. Lokasi pelaksanaan?
- c. Berapa lama pelaksanaan?
- d. Apakah perlengkapan keselamatan digunakan?
- e. Perlengkapan apa yang digunakan?
- f. Bagaimana prosedur pengerjaan?
- g. Bekerja dengan siapa saat itu?
- h. Apakah didampingi oleh PPR?
- i. Bagaimana cuaca saat kejadian?

4.2.2. Wear Pack (WP) dilepas

Dalam kejadian ini terdapat rentetan pendukung yang menyebabkan pekerja melepas WP. Rentetan pendukung tersebut adalah:

- 1. Objek boiler baru tiga hari selesai operasi,
- 2. Kondisi ruangan joint las (daerah kerja) masih panas,
- 3. Pekerja merasa kepanasan bekerja di dalam boiler,
- 4. Pekerja melepas WP,

Berikut ini adalah pertanyaan-pertanyaan yang dapat menjadi salah satu penyebab kejadian:

- a. Apakah pekerja mengetahui objek tersebut baru tiga hari dimatikan (panas)?
- b. Apakah pekerja melaksanakan briefing keselamatan oleh PPR/supervisor sebelum bekerja?

- c. Bagaimana prosedur pekerjaan di boiler?
- d. Bagaimana perlengkapan yang digunakan ketika bekerja di boiler?
- e. Apakah pekerja mengetahui letak objek yang akan di *expose*?
- f. Bagaimana respon PPR/supervisor mengetahui pekerja tidak menggunakan peralatan keselamatan?

4.2.3. TLD tertinggal di wear pack

Pada kejadian ini terdapat rentetan penyebab yang mendukung TLD tertinggal di WP yaitu pekerja menaruh TLD pada kantong WP sehingga tidak menyadari pekerja menggunakan TLD. Berikut ini adalah pertanyaan-pertanyaan yang dapat menjadi salah satu penyebab kejadian yaitu:

- a. Apakah PPR/supervisor menyadari bahwa pekerja tidak mengenakan TLD?
- b. Apakah pekerja menyadari bahwa yang bersangkutan tidak mengenakan TLD?
- c. Bagaimana prosedur penggunaan TLD di baju kerja?

4.2.4. TLD/ Wearpack ditaruh di dekat joint las

Berikut ini adalah pertanyaan-pertanyaan yang dapat menjadi salah satu penyebab kejadian yaitu:

- a. Apakah pekerja menyadari bahwa TLD yang tertinggal di *scaffolding* dapat terpapar radiasi?
- b. Apakah pekerja tersebut mengetahui berapa paparan radiasi sumber tersebut?
- c. Bagaimana respon PPR/Supervisor melihat TLD terkena radiasi?

4.2.5. TLD terpapar

Berikut ini adalah pertanyaan-pertanyaan yang dapat menjadi salah satu penyebab kejadian yaitu:

- a. Apakah pekerja mengetahui bahwa TLD/WP terpapar radiasi?
- b. Apakah supervisor mengetahui TLD terpapar radiasi?

4.2.6. TLD terbaca 97,85 mSv.

Berikut ini adalah pertanyaan-pertanyaan yang dapat menjadi salah satu penyebab kejadian yaitu:

- a. Pekerja mengetahui dosis tersebut dari mana?
- b. Apakah pekerja mengetahui dosis yang diterima?
- c. Bagaimana tindakan pekerja mengetahui dosis melebihi NBD?
- d. Apakah pekerja mencoba untuk mengklarifikasi dosis tersebut dengan pendose?
- e. Bagaimana respon PPR mengetahui dosis yang diterima pekerja?
- f. Bagaimana prosedur dalam penanganan dosis melebihi NBD?

4.3. Klarifikasi Kronologis

Dalam rangka klarifikasi terhadap kronologis BAPETEN telah melakukan pemanggilan terhadap pekerja dan pemegang ijin. Klarifikasi ini juga untuk mengetahui permasalahan yang terjadi sehingga didapat penyebab terjadinya kecelakaan ini. Hasil klarifikasi terkait dengan pertanyaan pada *causal chart* adalah sebagai berikut:

1. Tanggal kejadian 25 September 2011, hari Minggu pukul 21.00 s.d. 05.00 WIB. Hari pertama dari 10 hari pengerjaan.
2. Sumber Ir-192, aktivitas pada saat kejadian 39,3 Ci,
3. Ventilasi boiler 60 x 60 cm, suhu didalam sebesar 30° C.
4. Kegiatan radiografi dilakukan pada ketinggian 10 m, pipa superheater dengan diameter 2,5 inch. Tiap-tiap pipa superheater memiliki 2 (dua) joint.

5. Sebelum kegiatan dimulai, tidak dilakukan briefing, hanya diberitahu tentang ketinggian objek,
6. Pekerja menggunakan perlengkapan keselamatan (helm, sepatu, wearpack, dan TLD),
7. Pendose tidak digunakan,
8. Pada saat bekerja tidak didampingi oleh PPR,
9. Pekerja melakukan pengukuran laju paparan sebelum dan sesudah bekerja namun tidak dicatat,
10. Pekerja melakukan *exposure* sebanyak masing-masing 2 kali, setiap *exposure* dilakukan dalam waktu 2 menit,
11. Wearpack dilepas karena kondisi daerah kerja panas. Didalam wearpack terdapat TLD pulpen, dan HP,
12. Posisi TLD dijepit pada kantong wearpack bagian atas,
13. Prosedur keselamatan mengharuskan pekerja menggunakan wearpack namun pekerja melepas wearpack didalam boiler dan dikenakan kembali saat keluar dari boiler,
14. Wearpack diletakkan di *scaffolding* yang berada ditengah row, *exposure* dilakukan dari sisi samping kiri pipa bergeser ke sisi samping lainnya. Jarak awal dengan sumber 15 (lima belas)m, bergeser hingga sumber mendekati wearpack dengan jarak *exposure* yang paling dekat adalah 1 (satu) m.
15. Proses pengiriman TLD ke Lab. Dosimetri terlambat sebulan dari akhir periode pembacaan TLD,
16. Pekerja tidak mengetahui dosis yang diterima dan baru mengetahui setelah terdapat surat teguran dari BAPETEN,

4.4. Analisis

Berdasarkan hasil pemeriksaan dosis diatas maka dapat dihitung perkiraan dosis yang diterima TLD dengan menggunakan persamaan

$$D = \frac{r \times A}{R^2}$$

Dimana:

D = Dosis yang diterima (mSv/ jam),

r = Faktor Gamma Ir-192 0.51963,

A= Aktivitas Ir-192 (39,3Ci- lihat no.2)

R = Jarak (Berurutan dari 15m mendekat 1 m dan menjauh hingga 15m- lihat no.14)

Hasil perhitungan didapatkan D sebesar 442.191 mSv/jam. Waktu penyinaran sebesar 8 menit tiap penyinaran (lihat no. 10) sehingga total waktu penyinaran sebesar 240 menit maka dosis hasil perhitungan sebesar 58,95 mSv. Bila dibandingkan dengan dosis TLD yaitu sebesar 97,85 mSv maka terdapat perbedaan nilai yang disebabkan karena perhitungan dosis tersebut tidak memperhitungkan proses penyetelan eksposure (proses engkol) dan kegiatan radiasi lain selain pekerjaan ini.

Berdasarkan analisis akar permasalahan maka terdapat beberapa penyebab terjadi insiden yaitu:

1. Tidak dilaksanakan briefing terhadap pekerjaan ini sehingga pekerja tidak mengetahui kondisi objek,
2. Penggunaan wear pack pada objek yang panas dapat mengakibatkan pekerja merasa kepanasan
3. Pekerja tidak mengenakan pendose (melanggar PP No. 33 tahun 2007),
4. PPR tidak mendampingi pekerja sehingga kejadian tertinggalnya TLD tidak diketahui (melanggar PP No. 33 tahun 2007),

Rekomendasi perbaikan agar tidak terulang kembali kejadian seperti ini adalah:

1. Komitmen perusahaan terhadap keselamatan pekerja harus ditingkatkan,
2. Komitmen pemegang izin dan pekerja dalam menaati peraturan harus ditingkatkan,

3. Prosedur pengerjaan radiografi pada boiler perlu diperbaiki, apakah perlu ada perubahan dalam bahan wear pack sehingga tidak panas, atau tidak diperlukan wear pack,
4. Prosedur keselamatan perlu diperbaiki agar selalu diadakan briefing keselamatan di awal pekerjaan,
5. Diperlukan prosedur pengiriman TLD kepada Lab. Dosimetri sehingga tidak terjadi keterlambatan.

V. Kesimpulan

Kesimpulan dari makalah ini adalah analisis akar permasalahan dapat mengetahui penyebab terjadinya insiden kejadian dosis melebihi NBD di PT. XYZ. Penyebab terjadi insiden lebih banyak pada komitmen manajemen dan pekerja yang rendah terhadap keselamatan pekerja. Rendahnya budaya keselamatan tersebut mengakibatkan timbul penyebab-penyebab terjadi insiden. Hasil rekomendasi dapat dijadikan awal dari perubahan pemegang izin dan pekerja untuk dapat meningkatkan budaya keselamatan dan menaati peraturan ketenaganukliran sehingga kejadian tidak terulang kembali.

VI. Referensi

1. Peraturan Pemerintah No. 37 Tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif
2. <http://news.okezone.com/read/2012/03/11/337/591092/40-kecelakaan-kerja-terjadi-di-jalan- raya>,
3. <http://www.gajimu.com/main/pekerja-an-yanglayak/keselamatan-dan-kesehatan-kerja>,
4. J. Rooney and L.N.V. Heuvel (2004). *Root Cause Analysis For Beginners.*,
5. DOE-NE-STD-1004-92 (1992); *Root Cause Analysis Document Guidance Document.*; USDOE,
6. P.K. Rundle (2003), *Root Cause Analysis: Where does it fin in reliability*, IEEE

ANALISIS PERILAKU THERMAL UDARA DALAM BUNGKUSAN ZAT RADIOAKTIF / BAHAN NUKLIR

Oleh: Azizul Khakim

Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN)

Jl. Gajah Mada 8 Jakarta, Indonesia, e-mail: a.khakim@bapeten.go.id

ABSTRAK

Analisis Perilaku Thermal Udara Dalam Bungkusan Zat Radioaktif / Bahan Nuklir.

Sumber panas internal maupun eksternal harus dianalisis untuk memastikan integritas material bungkusan dan perilaku udara yang pada gilirannya adalah keselamatan material radioaktif. Sumber panas internal berasal dari zat radioaktif maupun bahan nuklir yang mengalami peluruhan. Sedangkan sumber panas eksternal bisa berupa api saat bungkusan mengalami kebakaran. Perilaku udara saat bungkusan mengalami kebakaran juga perlu mendapat perhatian. Analisis perilaku udara dalam bungkusan menggunakan code CFD FLUENT dengan model aliran laminar. Sumber panas internal maupun eksternal dimodelkan dengan dinding bersuhu konstan. Perpindahan panas terjadi secara radiasi dan konveksi yang memunculkan aliran sirkulasi alam. Pada ruang yang sempit, udara dengan perbedaan temperatur yang tinggi membentuk profil aliran anisotropik yang menimbulkan gejolak aliran yang secara alami tak tunak.

Kata kunci: bungkusan, zat radioaktif, material nuklir, sumber panas internal, sumber panas eksternal, CFD.

ABSTRACT

Analysis on Thermal Behavior of Air Inside a Package of Radioactive / Nuclear Material.

Internal and external heat sources should be analyzed to ensure the integrity of the package material and fluid behavior, that in turn, the safety of radioactive materials. The internal heat source comes from decaying radioactive or nuclear materials. On the other hand, external heat source could come from fire when the package is on fire. The air behavior when the package is on fire is of great interest. The analyses of air behavior in the package employed CFD code FLUENT with laminar flow model. The internal and external heat sources were modeled with a constant wall temperatures. Both radiative and convective heat transfer occurred leading to a natural circulation flow. In a narrow space, air with high temperature difference formed anisotropic flow profile which led to a naturally unsteady flow.

Thermal analyses of the package use CFD code FLUENT.

Key word: package, radioactive material, nuclear material, internal heat source, external heat source, CFD.

I. PENDAHULUAN

Untuk melindungi kesehatan dan keselamatan publik, pengangkutan material radioaktif diwadahi dalam suatu bungkusan yang didesain, difabrikasi dan diuji secara memadai. Persyaratan yang ditetapkan oleh peraturan yang harus dipenuhi ketika

pengangkutan material radioaktif adalah pengungkungan material radioaktif, perisai radiasi dan jaminan subkritikalitas nuklir^[2].

Bungkusan zat radioaktif atau bahan nuklir merupakan wadah yang berfungsi untuk melindungi zat radioaktif atau bahan nuklir dari bahaya eksternal dan mencegah

radiasi keluar. Bungkusannya juga harus dapat melindungi zat radioaktif atau bahan nuklir dari bahaya kebakaran dan banjir. Bungkusannya harus mampu memberikan pengendalian pada radiasi, kekritisan, dan bahaya termal terhadap personal, properti dan lingkungan^[4,5,6]. Perlindungan ini dapat dicapai dengan:

- Mewadahi bahan radioaktif
- Mengendalikan tingkat radiasi eksternal
- Pencegahan kekritisan, dan
- Pencegahan kerusakan yang disebabkan oleh sumber panas

Bungkusannya zat radioaktif harus didesain untuk dapat bertahan pada temperatur ambien -40 C hingga 38 C untuk kondisi normal^[9]. Fitur desain yang penting terhadap daya tahan thermal mencakup: (a) geometri bungkusannya dan konstruksi material; dan (b) fitur mekanik dan struktur yang mungkin mempengaruhi perpindahan panas, seperti sirip pendinginan, material isolator, kondisi permukaan dari komponen bungkusannya, dan gas atau kontak fisik antar komponen internal^[9].

II. TEORI PERPINDAHAN PANAS

Energi panas berpindah dengan melalui tiga cara yaitu perpindahan panas konduksi, konveksi dan radiasi. Perpindahan panas konduksi adalah perpindahan panas antar molekul dalam zat padat. Sedangkan perpindahan antara zat padat dan fluida yang mengalir dikenal dengan perpindahan panas konveksi. Perpindahan panas radiasi adalah perpindahan energi panas tanpa membutuhkan perantara. Perpindahan panas dalam tabung bungkusannya zat radioaktif / bahan nuklir bisa melibatkan ketiga proses perpindahan energi di atas.

Perindahan Panas Konduksi

Persamaan konduksi untuk silinder yang membangkitkan panas adalah sebagai berikut^[7,8]:

$$\frac{1}{r} \frac{d}{dr} \left(kr \frac{dT}{dr} \right) = q = 0 \quad (1)$$

Integrasi persamaan di atas, menghasilkan

$$kr \frac{dT}{dr} = \frac{q}{2} r^2 + C_1 = 0 \quad (2)$$

Atau

$$k \frac{dT}{dr} = \frac{q}{2} r + \frac{C_1}{r} = 0 \quad (3)$$

Pada $r=0$, maka $dT/dr=0$ sehingga $C_1=0$. Pers.(3) menjadi:

$$k \frac{dT}{dr} = \frac{q}{2} r = 0 \quad (4)$$

Integrasi pers. (4) akan menghasilkan:

$$kT = \frac{q}{4} r^2 + C_2 = 0 \quad (5)$$

Pada $r=0$ maka $T=T_{max}$; sehingga $C_2 = -kT_{max}$. Pers. (5) menjadi:

$$k T_{max} - T = \frac{q}{4} r^2 \quad (6)$$

Di mana k adalah koefisien perpindahan panas konduksi (w/mK) yang merupakan karakteristik dari material.

Perindahan Panas Konveksi

Perpindahan panas konveksi terjadi antara bahan solid dengan fluida bergerak^[7,8]:

$$q = h(T_w - T_f) \quad (7)$$

Di mana:

q : fluks panas (w/m²)

T_w, T_f : temperatur dinding dan fluida (C)

h : koefisien perpindahan panas konveksi (W/m² C)

Koefisien perpindahan panas konveksi biasanya diperoleh dari hasil eksperimen dalam bentuk bilangan *Nusselt* (Nu):

$$Nu = \frac{hL}{k} \quad (8)$$

Di mana:

L : panjang karakteristik (m)

k : Koefisien perpindahan panas konduksi fluida (w/mK)

Perindahan Panas Radiasi

Perpindahan panas secara radiasi terjadi dalam bentuk gelombang elektromagnetik terutama daerah infra merah. Radiasi yang dikeluarkan oleh suatu benda merupakan konsekuensi dari agitasi termal molekul penyusunnya. Perpindahan panas radiasi dapat digambarkan dengan acuan yang disebut 'benda hitam'.

Benda hitam didefinisikan sebagai sebuah benda yang menyerap semua radiasi yang mengenai permukaannya. Benda hitam yang

sebenarnya tidak pernah ada di alam. Spektrum emisi benda hitam pertama kali diperkenalkan oleh Max Planck. Benda hitam adalah benda hipotetis yang sepenuhnya menyerap semua panjang gelombang radiasi thermal yang mengenainya. Energi radiasi per satuan waktu dari benda hitam sebanding dengan pangkat empat temperatur absolut dan dapat dinyatakan dengan hukum Stefan-Boltzmann^[7,8]:

$$q = \epsilon T^4 A \quad (9)$$

Untuk benda selain benda hitam ideal disebut sebagai benda abu-abu (*grey body*), maka hukum Stefan-Boltzmann dinyatakan sebagai:

$$q = \epsilon T^4 A \quad (10)$$

Di mana:

q : perpindahan energi panas per satuan waktu (W)

ϵ : konstanta Stefan-Boltzmann = $5,6703 \cdot 10^{-8} \text{ W/m}^2\text{K}^4$

T : temperatur absolut (K)

A : luas benda pemancar (m^2)

ϵ : koefisien emisivitas benda; =1 untuk benda hitam (*black body*); dan $0 < \epsilon < 1$ untuk benda abu-abu (*grey body*).

Fluks panas dinyatakan sebagai:

$$q = \epsilon T^4 A \quad (11)$$

Jika sebuah benda panas mengeluarkan energi radiasi kepada lingkungan sekitar yang lebih dingin, maka laju kehilangan panas netto dapat dinyatakan sebagai:

$$q = \epsilon T_h^4 - \epsilon T_c^4 A_c \quad (12)$$

Di mana:

T_h : temperatur absolut benda panas (K)

T_c : temperatur absolut lingkungan dingin (K)

A_c : luas permukaan benda (m^2)

Koefisien emisivitas benda (ϵ) menyatakan panas radiasi dari benda abu-abu (menurut hukum Stefan-Boltzmann) dibanding dengan radiasi panas dari benda hitam ideal dengan emisivitas $\epsilon = 1$.

Koefisien emisivitas untuk suatu benda bergantung pada temperatur.

III. CODE CFD FLUENT

Code CFD (*Computational Fluid Dynamics*) pada prinsipnya tersusun dari persamaan Navier-Stokes sebagai *field equations*^[8]. Persamaan Navier-Stokes terdiri atas persamaan kontinuitas dan persamaan momentum. *Conjugate heat transfer* menggabungkan persamaan Navier-Stokes dengan persamaan energy^[1].

$$\frac{\partial}{\partial t} \left(\rho u_j \right) + \frac{\partial}{\partial x_j} \left(\rho u_j u_j \right) = 0 \quad (13)$$

$$\frac{\partial}{\partial t} \left(\rho u_i \right) + \frac{\partial}{\partial x_j} \left(\rho u_j u_i \right) - \frac{\partial}{\partial x_j} \left(\mu \frac{\partial u_i}{\partial x_j} \right) = \frac{\partial P}{\partial x_i} \quad (14)$$

Pers.(13) merupakan persamaan kontinuitas, sedangkan Pers.(14) adalah persamaan momentum tanpa kehadiran sumber momentum. Di mana, ij adalah komponen *stress tensor* yang didefinisikan sebagai:

$$s_{ij} = \frac{2}{3} \left(\frac{\partial u_k}{\partial x_k} \right) \delta_{ij} - \frac{1}{3} \left(\frac{\partial u_i}{\partial x_j} + \frac{\partial u_j}{\partial x_i} \right) \quad (15)$$

Untuk aliran turbulen,

$$s_{ij} = \frac{2}{3} \left(\frac{\partial u_k}{\partial x_k} \right) \delta_{ij} - \frac{1}{3} \left(\frac{\partial u_i}{\partial x_j} + \frac{\partial u_j}{\partial x_i} \right) \quad (16)$$

Suku terakhir Pers.(16) disebut dengan *Reynolds stress*. Dan s_{ij} adalah *strain tensor*, yang didefinisikan sebagai:

$$s_{ij} = \frac{1}{2} \left(\frac{\partial u_i}{\partial x_j} + \frac{\partial u_j}{\partial x_i} \right) \quad (17)$$

Di mana,

x_j : koordinat kartesian ($j=1,2,3$)

P : tekanan *piezometric* $= P_s - \rho g_m x_m$

δ_{ij} : *Kronecker delta*, yang bernilai 1 jika $i=j$; dan 0 untuk selain dari itu.

u_i : komponen kecepatan pada arah x_i

Persamaan energi dalam bentuk enthalpi dinyatakan dalam persamaan diferensial^[1]:

$$\frac{\partial}{\partial t} \left(\rho h \right) + \frac{\partial}{\partial x_j} \left(\rho u_j h \right) - \frac{\partial}{\partial x_j} \left(k \frac{\partial h}{\partial x_j} \right) = \dot{q} \quad (18)$$

$$\frac{\partial}{\partial t} \left(\rho u_j \right) + \frac{\partial}{\partial x_j} \left(\rho u_j u_i \right) - \frac{\partial}{\partial x_j} \left(\mu \frac{\partial u_i}{\partial x_j} \right) = \frac{\partial P}{\partial x_i} + s_{ij}$$

Fluks energi difusi $F_{h,j}$ untuk aliran turbulen:

$$F_{h,j} = -k \frac{\partial h}{\partial x_j} - \rho u_j h \quad (19)$$

Di mana untuk aliran turbulen:

$$-\overline{u_j h} = \frac{\nu_t}{h} \frac{h}{x_j} \quad (20)$$

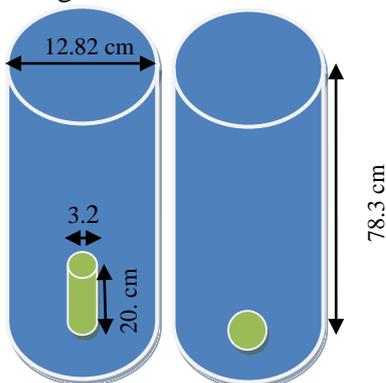
Di mana ν_t adalah viscositas turbulen, h bilangan *Prandtl* turbulen dan s_h adalah sumber panas. Domain penyelesaian persamaan energi mencakup baik region solid maupun fluida, dan memastikan bahwa fluks panas kontinu sepanjang antar-muka solid dan fluida. Semua persamaan transport lainnya diselesaikan hanya pada fluida.

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Model analisis dipilih untuk dua sumber panas, yaitu sumber panas yang berasal dari bahan nuklir atau zat radioaktif itu sendiri (sumber internal) maupun sumber panas dari luar (seperti akibat kebakaran). Sumber panas internal berasal dari panas peluruhan zat radioaktif. Sedangkan sumber panas eksternal berasal dari api saat terjadi kebakaran.

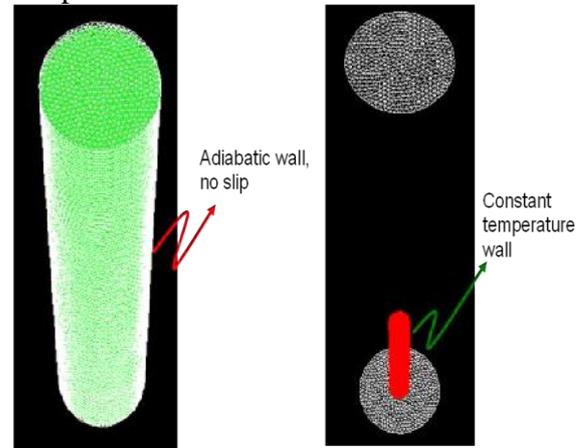
1. Sumber Panas Internal

Model geometri untuk sumber internal dalam bungkusan dapat berupa silinder maupun bola. Analisis dilakukan untuk dua asumsi, yaitu perpindahan panas hanya terjadi secara radiasi (tidak ada pergerakan fluida) dan perpindahan panas gabungan antara radiasi dan konveksi terjadi secara bersamaan. Pada perpindahan panas gabungan fluida bergerak akibat menerima panas dari dinding yang menyebabkan densitasnya turun. Udara diasumsikan sebagai gas ideal. Akibat perubahan densitas udara dalam bungkusan, maka akan menghasilkan aliran konveksi alam.



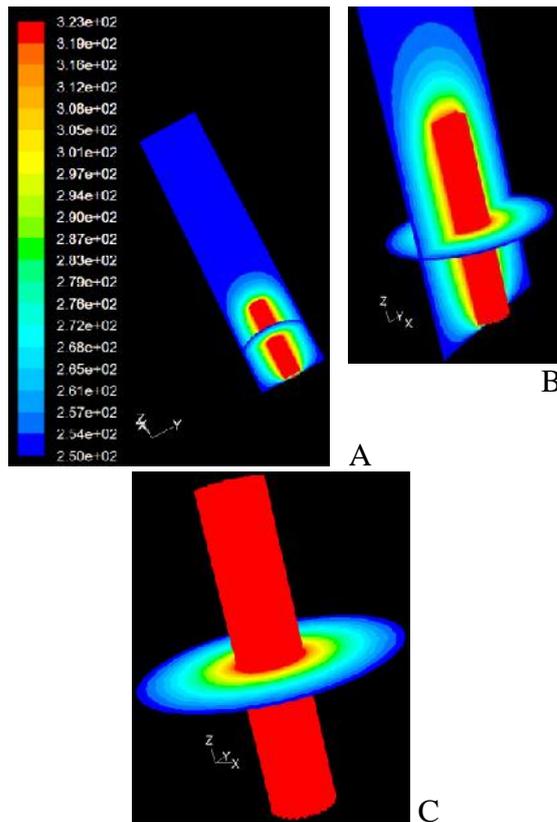
Gambar 1. Model bungkusan dan sumber internal berbentuk silinder dan bola

Temperatur konstan pada dinding sumber panas baik silinder maupun bola diterapkan sebagai kondisi batas. Temperatur konstan dinding tersebut adalah 50 C. Sedangkan temperatur udara diasumsikan berada pada kondisi ekstrim bawah, -20 C. Dinding bagian dalam bungkusan diterapkan kondisi batas dinding adiabatik tanpa slip dengan temperatur -20 C.



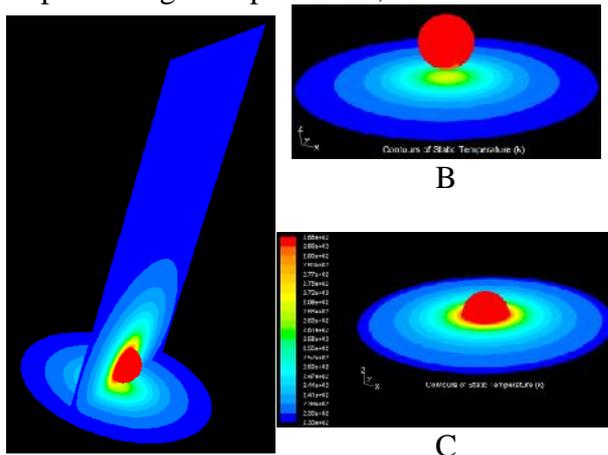
Gambar 2. Model GAMBIT mesh udara dalam bungkusan dan sumber panas^[3]

Perhitungan dilakukan dengan mode kondisi tunak (*Steady Reynolds Averaged Navier-Stokes*) untuk kasus perpindahan panas secara radiasi. Sedangkan untuk kasus perpindahan panas kombinasi radiasi dan konveksi digunakan mode URANS (*Unsteady Reynolds Averaged Navier-Stoke*), karena kelakuan udara diperkirakan secara alamiah tidak tunak (*naturally unsteady*). Pada kasus perpindahan panas radiasi, hanya persamaan energi saja yang diselesaikan, sehingga perhitungan berjalan lebih cepat. Sedangkan pada perpindahan panas kombinasi, semua persamaan transport (Navier-Stokes) dikongjugasikan dengan persamaan energi. Perhitungan perpindahan panas ini berjalan jauh lebih lambat.



Gambar 3. Distribusi temperatur pada udara dengan sumber panas silinder

Udara diasumsikan sebagai gas ideal. Untuk menyelesaikan parameter tekanan, perhitungan menggunakan diskretisasi ruang model orde kedua (*second order*). Sedangkan untuk momentum dan energi menggunakan orde ketiga QUICK (*Quadratic Upstream Interpolation of Convective Kinematics*). Pengkopelan tekanan dan kecepatan menggunakan PISO untuk simulasi URANS. Sedangkan skema diskretisasi temporal menerapkan skema implisit dengan step waktu 0,25 s.



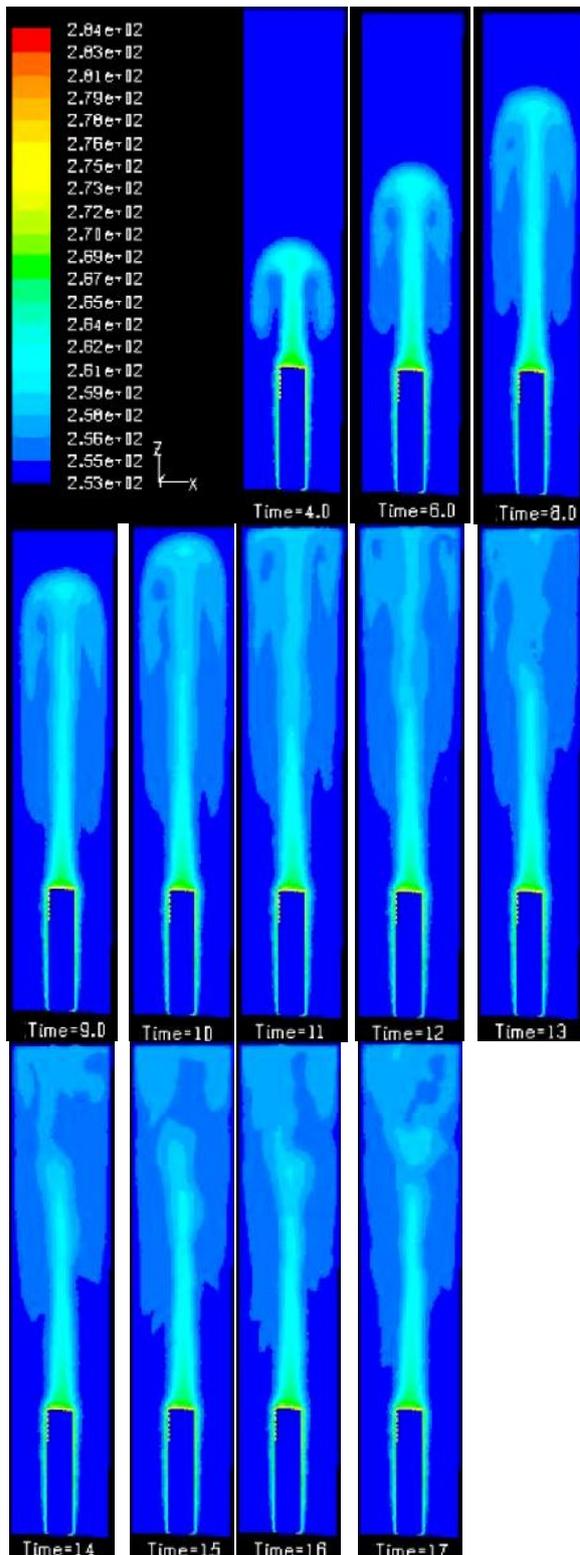
A

Gambar 4. Distribusi temperatur pada udara dengan sumber panas bola

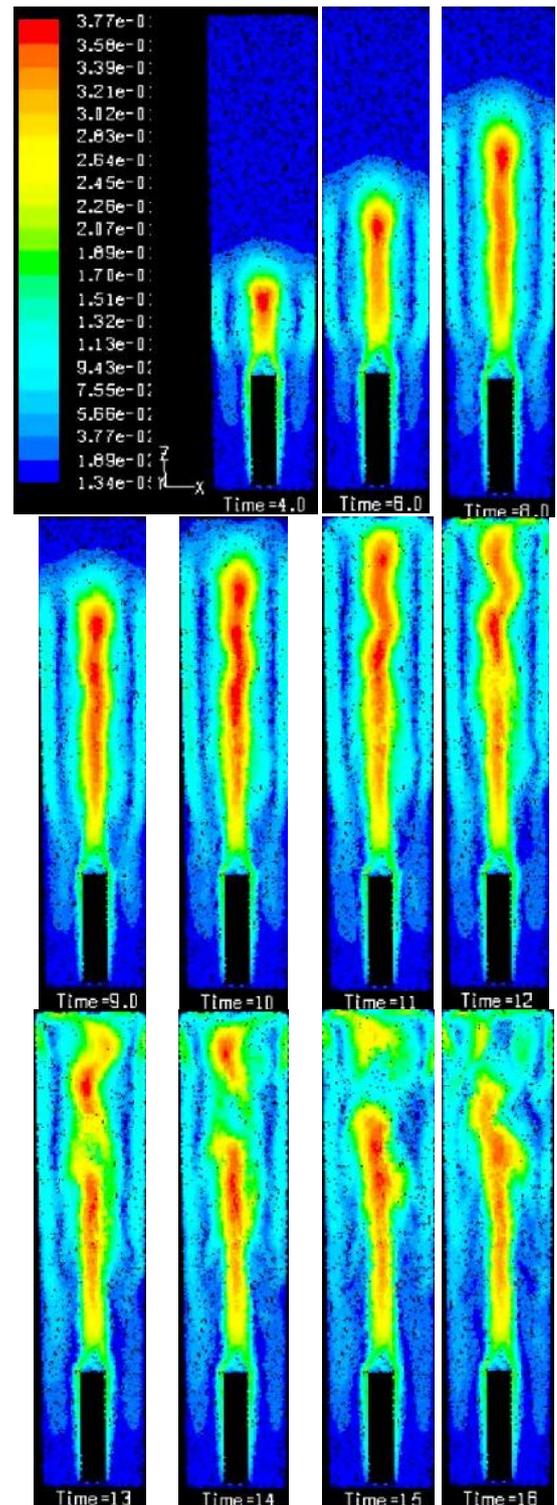
Gambar 3 menunjukkan distribusi temperatur di rongga terisi udara dalam bungkusan dengan sumber panas internal berbentuk silinder. Dalam hal ini diasumsikan perpindahan panas hanya terjadi secara radiasi, sehingga tidak ada pergerakan udara. Gambar 3.A dan 3.B memperlihatkan distribusi temperatur udara pada bidang datar horizontal dan vertikal. Sedangkan Gambar 3.C memperlihatkan distribusi temperatur udara pada bidang datar horizontal.

Gambar 4 menunjukkan distribusi temperatur di rongga udara dalam bungkusan dengan sumber panas internal berbentuk bola. Dalam hal ini diasumsikan perpindahan panas hanya terjadi secara radiasi, sehingga tidak ada pergerakan udara. Gambar 4.A memperlihatkan profil temperatur udara pada bidang datar vertikal dan horizontal. Bidang datar vertikal tersebut tepat mengenai titik pusat bola, sedangkan bidang datar horizontal adalah permukaan dasar dari bungkusan, sebagaimana terlihat pada Gambar 4.B. Pada Gambar 4.C bidang datar horizontal tepat mengenai pusat bola.

Gambar 5 menggambarkan perkembangan temperatur udara dalam bungkusan dengan sumber panas berbentuk silinder. Terlihat bahwa temperatur udara selalu berubah, tak pernah mencapai kondisi konstan. Kondisi seperti ini menunjukkan bahwa fenomena ini secara alamiah tak tunak (*naturally unsteady*). Hal ini disebabkan antara lain oleh rasio volume antara wadah (bungkusan) terhadap sumber panas yang relatif kecil, sehingga ruang ekspansi udara relatif sempit. Ruang yang sempit menyebabkan aliran lebih anisotropik yang mengarah pada gelombang kecepatan.

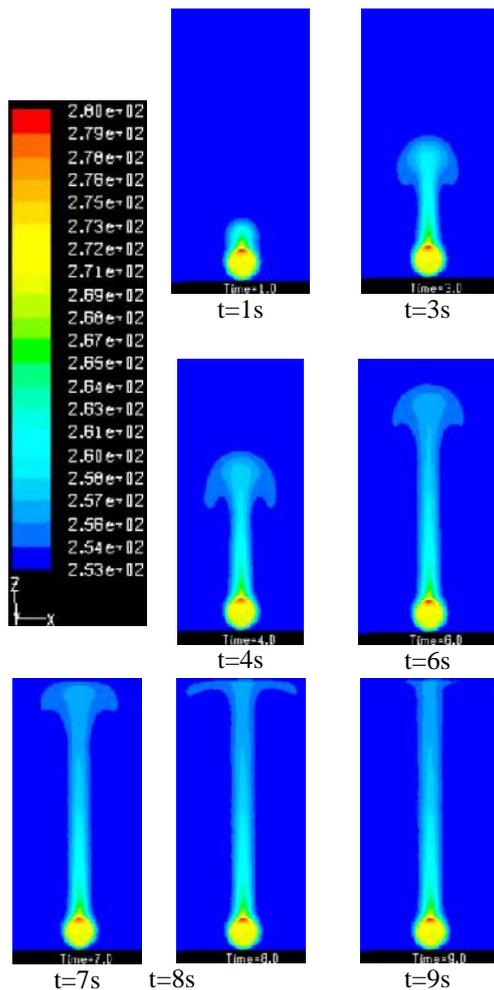


Gambar 5. Dinamika temperatur udara dalam bungkusan dengan sumber silinder



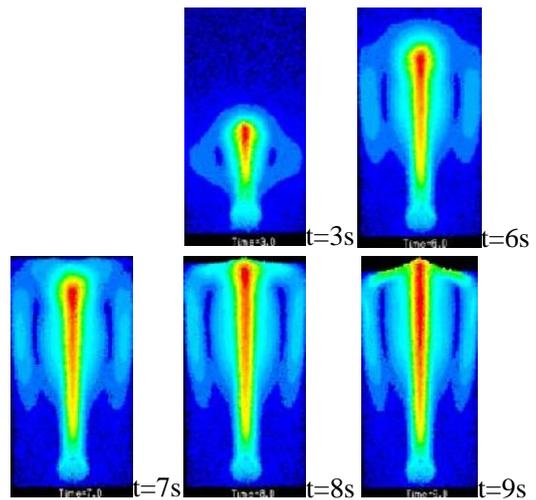
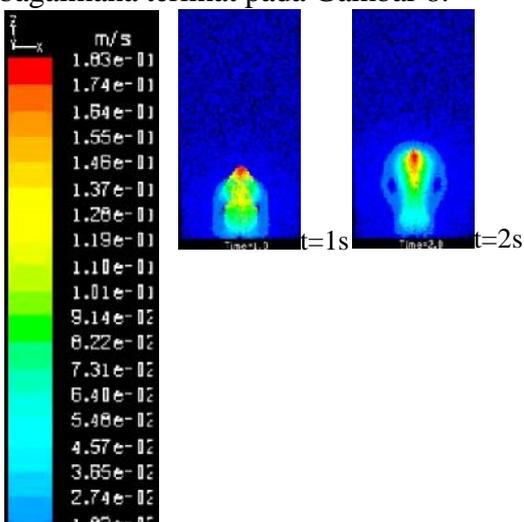
Gambar 6. Kecepatan pergerakan udara dalam bungkusan dengan sumber silinder

Gambar 6 menggambarkan kecepatan pergerakan udara dalam bungkusan dengan sumber panas berbentuk silinder. Udara dengan gradien temperatur yang tinggi di ruang yang sempit cenderung menghasilkan pergerakan alami yang tidak tunak.



Gambar 7. Dinamika temperatur udara dalam bungkusan dengan sumber bola

Gambar 7 menggambarkan perkembangan temperatur udara dalam bungkusan dengan sumber panas berbentuk bola. Terlihat bahwa temperatur udara akan mencapai kondisi stabil pada detik ke-9. Rasio volume yang relatif kecil antara sumber panas dan wadah memungkinkan pergerakan udara mencapai kondisi tunak. Hal ini juga diperlihatkan oleh parameter kecepatan udara dalam bungkusan, sebagaimana terlihat pada Gambar 8.



Gambar 8. Kecepatan pergerakan udara dalam bungkusan dengan sumber bola

2. Sumber Panas Eksternal

Sumber panas yang berasal dari luar bungkusan bisa berupa api saat kebakaran. Saat bungkusan mengalami kebakaran dengan menerima panas sebesar q (W/m^3), maka perubahan temperatur material bungkusan akan mengikuti formula:

$$C_p \frac{dT}{dt} = q \tag{21}$$

Di mana:

ρ : densitas material bungkusan, kg/m^3

C_p : kapasitas panas bungkusan, J/Kg.K

q : panas volumetric yang diterima bungkusan, W/m^3 .

Persamaan di atas valid dengan asumsi panas yang diterima oleh bungkusan tidak ada yang ditransfer ke sistem lain. Dan, kapasitas panas material bungkusan dianggap konstan. Integrasi persamaan di atas akan menghasilkan:

$$dT = \frac{q}{C_p} dt \tag{22}$$

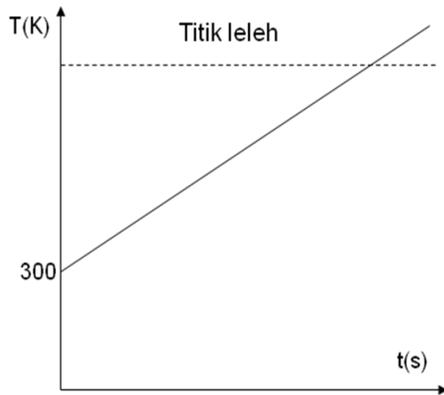
$$dT = \frac{q}{C_p} dt \tag{23}$$

Pada $t=0$ s maka $T=300$ K, sehingga persamaan di atas menjadi:

$$T - T_0 = \frac{q}{C_p} t \tag{24}$$

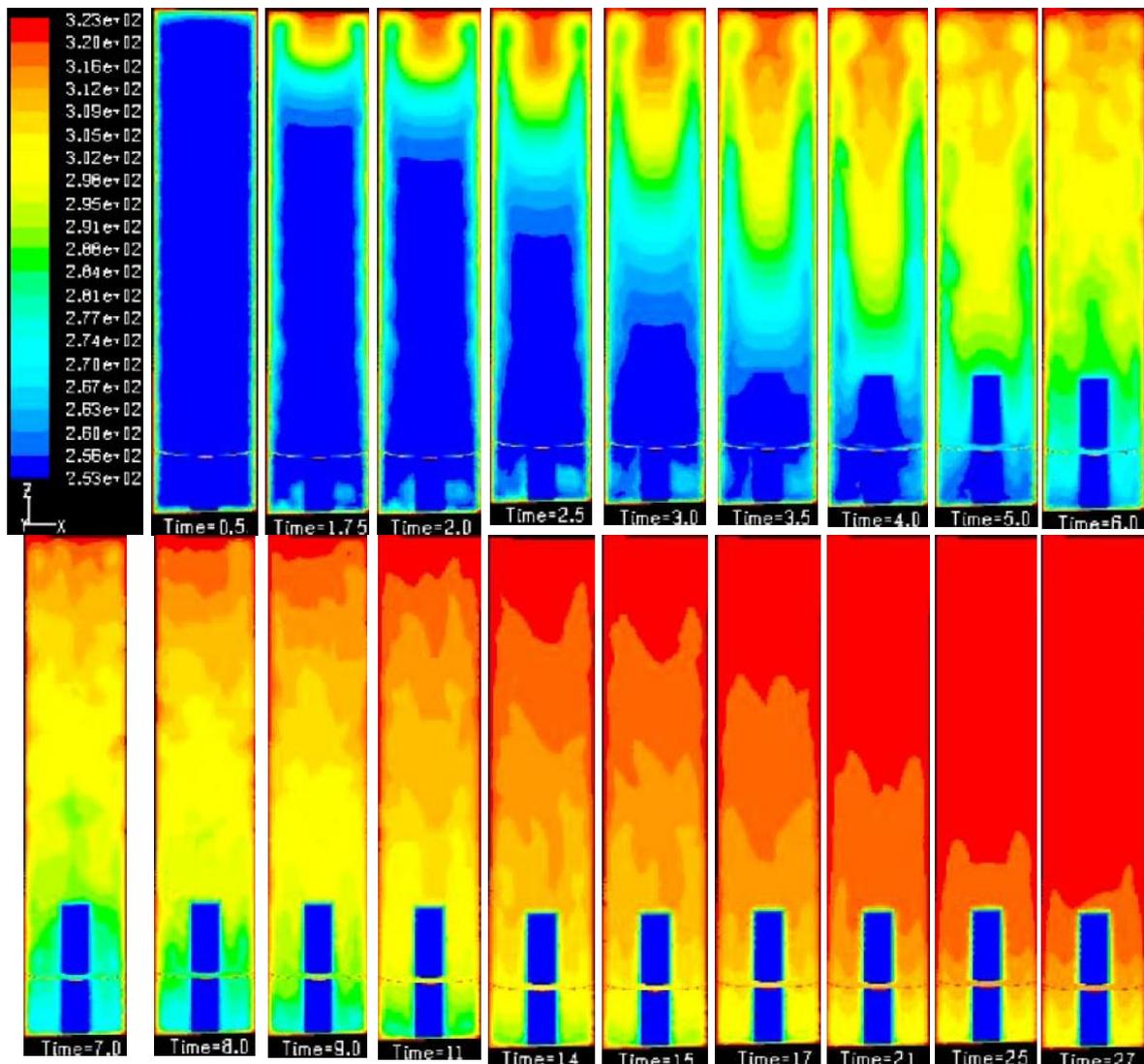
Laju kenaikan temperatur bungkusan tergantung pada besar energi panas yang diterima dan kapasitas panas material bungkusan. Karena persamaan tersebut

bersifat linear, waktu yang diperlukan hingga tercapainya titik leleh dan laju kenaikan temperatur tergantung dari gradien (yaitu q / C_p).



Gambar 9 memperlihatkan ilustrasi kenaikan temperatur yang linear dan level titik leleh material bungkusan.

Gambar 9. Ilustrasi persamaan (24)

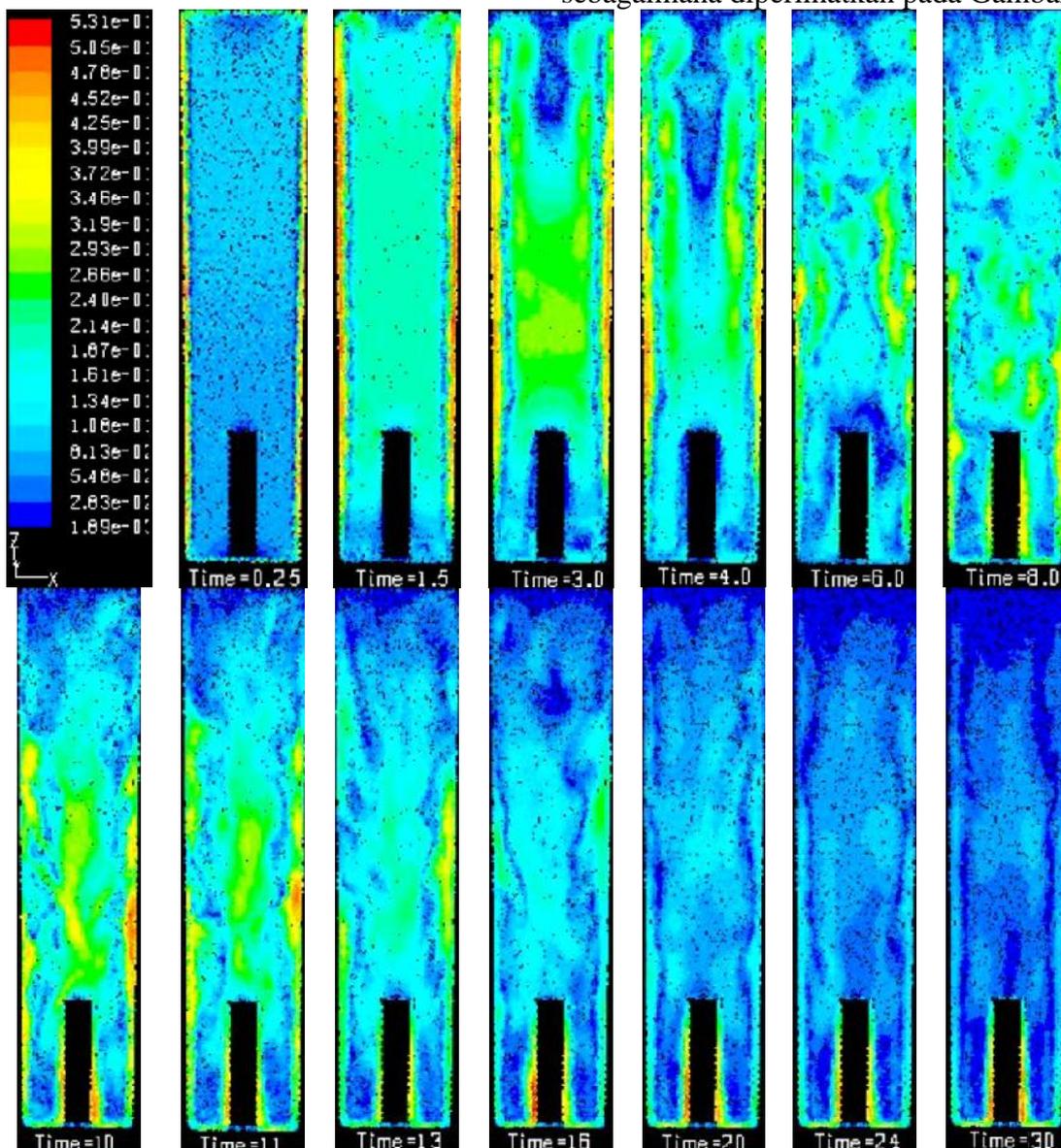


Gambar 10. Perubahan temperatur udara dalam bungkusan saat kebakaran

Gambar 10 menggambarkan perubahan temperatur udara dalam bungkusan saat terjadi kebakaran dengan sumber radioaktif / bahan nuklir berbentuk silinder. Saat kebakaran, seluruh permukaan bungkusan menerima panas api dari luar yang menyebabkan udara yang dekat dengan dinding bagian dalam temperaturnya naik. Udara dengan temperatur lebih tinggi akan naik ke atas. Kenaikan temperatur udara

akan merembet ke udara bagian bawahnya, hingga seluruh udara mengalami pemanasan.

Udara dengan temperatur yang tinggi dibagian atas akan menyebabkan naiknya tekanan. Akibat akumulasi tekanan di bagian atas tabung bungkusan, udara menekan ke bagian bawah dan menyebabkan gelombang udara ke dasar tabung. Setelah keseimbangan temperatur dan tekanan ini tercapai, udara berhenti bergerak, sebagaimana diperlihatkan pada Gambar 11.



Gambar 11. Pergerakan udara dalam bungkusan saat kebakaran

V. KESIMPULAN

Perpindahan panas dari sumber ke bungkusan relatif kecil, dan tidak secara signifikan mengancam integritas material bungkusan.

Perhatian lebih perlu diberikan dalam kondisi kecelakaan akibat kebakaran. Baik material bungkusan maupun sumber bisa mengalami pelelehan tergantung besarnya api dan lamanya kebakaran.

Pada ruang yang relatif sempit, fluida dengan perbedaan temperatur yang tinggi membentuk profil aliran lebih anisotropik yang menghasilkan aliran alami tak tunak.

Daftar Pustaka

1. ANSYS Inc., *ANSYS FLUENT 12.0: Theory Guide*, 2009.
2. BWXT Y-12, *Safety Analysis Report, Y-12 National Security Complex, Model ES-3100 Package with Bulk HEU Contents*, Vol.1, Sec.1-2, February 25, 2005. (1)
3. Fluent Inc., *GAMBIT Tutorial Guide*, September 2004. (6)
4. IAEA, *IAEA Safety Standard No. TS-R-1: Regulation for the Safe Transport of Radioactive Material*, 2005. (2)
5. IAEA, *Training Course Series 1: Safe Transport of Radioactive Material*, 4th Edition, 2006. (3)
6. IAEA, *IAEA-TECDOC-1515: Development of Specifications for Radioactive Waste Packages*, October 2006. (4)
7. N.E. Todreas & M.S. Kazimi, *Nuclear System I: Thermal Hydraulic Fundamental*, Taylor&Francis, 1990.
8. R. Byron Bird, Warren E. Stewart and Edwin N. Lightfoot, *Transport Phenomena*, 2nd Edition, John Wiley & Sons, 2002.

9. US Nuclear Regulatory Commission (US-NRC), *NUREG-1609: Standard Review Plan for Transportation Packages for Radioactive Material*, March 31, 1999. (5)

TANYA JAWAB DAN DISKUSI

1. Penanya : Endiah PH (PTRKN BATAN)

Pertanyaan:

- a) Dalam pemasukan CFD sumber diasumsikan sebagai apa? Sumber radiasi atau sumber panas?
- b) Mengapa sumber bola memberikan karakteristik temperatur yang stabil dibanding apabila sumber dalam bentuk silinder.
- c) Bagaimana memasukkan panas yang berasal dari kebakaran?

Jawaban:

- a) Sumber radiasi memancarkan panas dari peluruhan, sehingga ini menjadi sumber panas di dalam bungkusan.
- b) Sebenarnya bukan bentuknya yang bola yang memberikan karakteristik temperatur yang stabil, tetapi ruang yang relatif lebih besar menciptakan pola perubahan temperatur udara yang stabil.
- c) Pada saat kebakaran, dinding bungkusan diterapkan kondisi batas temperatur konstan (misal 100 C) sehingga perpindahan panas terjadi dari dinding bungkusan ke udara dan sumber radiasi.

2. Penanya : Diah Hidayanti (BAPETEN)

Pertanyaan:

Bagaimana pengaruh bentuk dan dimensi wadah bungkusan terhadap keselamatan bungkusan khususnya dari aspek thermal?

Jawaban:

Bentuk dimensi bungkusan sebaiknya tidak terlalu ketat terhadap ukuran sumber, sehingga ada ruang yang cukup bagi sumber untuk melepaskan panasnya ke udara dalam bungkusan. Untuk mengurangi efek panas saat kebakaran, sebaiknya diberi isolator internal yang berfungsi untuk memperlambat masuknya panas dari api ke sumber radioaktif/bahan nuklir.

STUDI EFEK FRAKSI PENGEPAKAN BAHAN BAKAR PEBEL TERHADAP KRITIKALITAS REAKTOR MENGGUNAKAN PROGRAM VSOP-94

Caesar Bayu Kusuma¹, Sihana², Andang Widi Harto³

^{1,2,3}Jurusan Teknik Fisika FT UGM

Jln. Grafika 2 Yogyakarta 55281 INDONESIA

ABSTRAK

Komputasi nuklir perhitungan termalhidraulik dan neutronik mempunyai peranan penting untuk simulasi kritikalitas dan distribusi daya dalam teras reaktor. Biasanya modul perhitungan termalhidraulik dan neutronik dilakukan secara terpisah. Modul perhitungan termalhidraulik memerlukan masukkan data distribusi daya yang diperoleh dari perhitungan neutronik, sementara modul perhitungan neutronik juga memerlukan parameter data masukan yang diperoleh dari perhitungan termalhidraulik. Program VSOP memiliki penggabungan modul termalhidraulik dan neutronik, sehingga dapat mempermudah proses iterasi dalam optimasi perhitungan gabungan neutronik dan termalhidraulik. Aplikasi VSOP dapat digunakan untuk mendesain spesifikasi bahan bakar nuklir dan geometri teras reaktor. Penelitian ini difokuskan untuk mengkaji pengaruh variasi fraksi pengepakan terhadap nilai kritikalitas reaktor menggunakan VSOP, dengan variasi kernel bahan bakar UO_2 dan UO_2-ThO_2 . Hasil perhitungan menunjukkan bahwa fraksi pengepakan kernel bahan bakar semakin rendah maka nilai kekritisasi akan semakin meningkat, nilai $k_{eff}^{UO_2}$ optimum pada fraksi pengepakan 10% dengan nilai k_{eff} 1,2881 dan $k_{eff}^{UO_2-ThO_2}$ optimum pada fraksi pengepakan 10% dengan nilai k_{eff} 1,3818. Sedangkan penambahan fraksi pengepakan pada U^{233} menyebabkan kenaikan k_{eff} , sehingga dapat digunakan untuk penyesuaian semua fraksi agar mencapai k_{eff} yang optimum.

Kata Kunci: Fraksi pengepakan, kernel, pebel, HTR, Thorium, Uranium.

PENDAHULUAN

Perhatian pengembangan reaktor Generasi IV saat ini sangat berkembang pesat seiring tantangan masa mendatang dengan semakin menipisnya cadangan bahan bakar nuklir. Desain acuan dari penelitian ini adalah reaktor suhu tinggi (*High Temperature Reactor - HTR*) dengan bahan bakar bentuk pebel. Spesifikasi desain yang digunakan didasarkan padarancangan yang telah ada dalam paket program *Very superior old program* (VSOP). Permasalahan yang akan dihadapi adalah mendeskripsikan kode masukan dan nilai hasil keluaran dari parameter - parameter neutronik pada dimensi dan desain reaktor untuk masing-

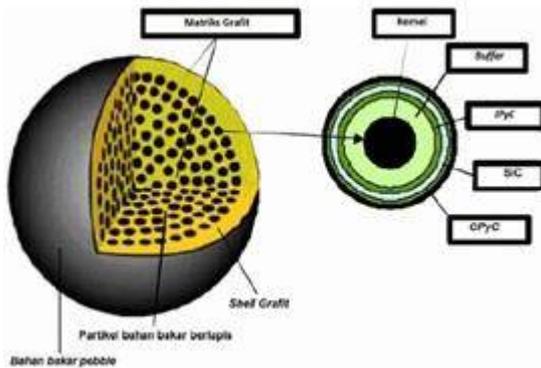
masing variasi parameter dengan desain *default* dari VSOP yang akan dimodifikasi.

Penelitian ini belum melibatkan modul perhitungan biaya seperti halnya yang disediakan dalam paket VSOP-94.

Tujuan penelitian diarahkan untuk mendapatkan gambaran pengaruh variasi pengkayaan bahan bakar dan fraksi pengepakan yang terdapat dalam pebel bahan bakar terhadap faktor multiplikasi efektif (k_{eff}) dari bahan bakar UO_2 dan UO_2-ThO_2 .

Penelitian HTR *pebble bed* dikembangkan di Jerman, Inggris, Rusia, Swiss dan Afrika Selatan. Prototipe reaktor dengan bahan bakar *pebble* yang pertama adalah *Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor* (AVR). Desain AVR telah mendasari

dalam perancangan geometri teras dan komposisi bahan bakar [1]. AVR merupakan reaktor dengan pendingin helium, moderator grafit, reaktor dengan temperatur tinggi dengan daya 46 MWth dan daya keluaran listrik 15 MWe. Tipe bahan bakar yang digunakan adalah kernel uranium dan thorium yang dilapisi oleh grafit dan PyC dapat dilihat pada Gb. 1.



Gbr.1 Skema kernel bahan bakar [2]

Tujuan desain tersebut adalah untuk mencegah korosi yang terjadi pada elemen bahan bakar dan untuk memperbesar daya simpan dari produk fisi terhadap grafit. Kelebihan HTR terletak pada pemuatan bahan bakar yang dapat dilakukan secara on-line tanpa harus menghentikan produksi listrik. Sementara itu pada HTR mempunyai reaktivitas lebih yang rendah, hal ini dilakukan untuk mempertahankan reaktor pada kondisi kritis

DASAR TEORI

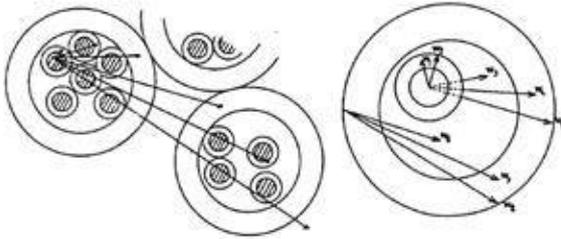
Neutron yang dihasilkan dari reaksi fisi merupakan neutron cepat (fast neutron), neutron tersebut akan diperlambat oleh moderator menjadi neutron termal, namun tidak semua neutron hasil fisi berubah menjadi neutron termal, hal ini disebabkan karena ada sebagian neutron cepat yang mengalami kebocoran ke luar dan sebagian lagi diserap oleh bahan fertile. Setelah mengalami difusi, tidak seluruh neutron termal diserap oleh bahan fisil (bahan dapat belah), tetapi diserap oleh bahan fertile dan sebagian lagi mengalami kebocoran keluar reaksi. Begitu juga dengan neutron yang terserap oleh bahan

fisil, tidak semua neutron akan mengeluarkan hasil fisi, tetapi menghasilkan bahan fertile. Hal tersebut akan terus berulang. Sedangkan dalam kondisi dimana neutron yang dihasilkan dalam reaksi fisi berada dalam jumlah yang cukup untuk mempertahankan reaksi berantai secara terus menerus diperlukan perhitungan faktor perlipatan efektif (k_{eff}).

Probabilitas lolos resonansi dipengaruhi oleh distribusi neutron dalam *pebble* adalah neutron yang lahir didalam kernel bahan bakar akan langsung meluruh dan langsung terserap oleh material *pebble* yang lain atau neutron yang meluruh tersebut akan langsung dihamburkan oleh material pebel yang lain, keduanya berlangsung pada saat konfigurasi yang sama. Neutron yang berasal dari hamburan oleh material pebel tersebut akan langsung menumbuk material pebel yang lain, reaksi berantai akan tersebut akan terus berulang. Fenomena lolosnya neutron dalam *pebble* dijelaskan dalam persamaan (1).

$$P(E) = \frac{P_o(E) \cdot (1-C)}{1 - (1 - \Sigma_a(E) P_o(E)) C} \quad (1)$$

dengan C merupakan faktor Dancoff dan $P_o(E)$ adalah probabilitas neutron yang lolos dari pebel, seperti telah dijelaskan bahwa pebel terdiri dari kernel bahan bakar dan partikel pelapis karena kecilnya ukuran dimensi yang ada pada kernel tersebut maka. Probabilitas lolos neutron $P_o(E)$ mendekati 1, bahkan untuk neutron yang dapat melintasi partikel pelapis tanpa tumbukan. Dalam matriks bahan bakar dapat diberikan batasan bahwa neutron yang mampu melewati lapisan terluar kernel dan memasuki matriks partikel lain akan pasti mengalami tumbukan terhadap partikel pelapis atau partikel matriks yang berada diantara matriks kernel dan matriks partikel pelapis, berikut dalam Gambar 2 yang merupakan fenomena ilustrasi dari kemungkinan neutron yang lolos dari matriks pebel.



Gbr.2 Skema kernel bahan bakar

Terdapat 8 jenis indeks probabilitas yang berbeda yaitu $W_1, W_2, W_3, W_4, W_5, W_6, W_7$ dan W_8 . Sebagai contoh W_1 adalah probabilitas neutron yang lahir dari kernel bahan bakar kemudian melintasi partikel pelapis. Menurut Nordheim persamaan probabilitas lolos resonansi dalam geometri dijelaskan persamaan (2).

$$P(E) = W_1 + W_2(W_3 + W_4) + W_2 W_5 \frac{W_6 + W_7}{1 - W_8} \quad (2)$$

Pelapis partikel yang digunakan terdiri dari 5 lapis yaitu lapisan penyangga berbahan grafit (*buffer C layer*), lapisan pirokarbon dalam (IPyC), lapisan silikon karbida (SiC), lapisan piro – karbon luar (OPyC) dan bahan matriks grafit. Dalam matriks pebelatau bola bahan bakar jarak lintasan yang ditempuh neutron dari pelapis partikel 1 ke pelapis partikel 2 dan seterusnya. Jarak lintasan dapat ditentukan dengan mengambil diameter geometri bola dari fraksi volumetrik bola (f_n), berikut persamaan matematis untuk f_n seperti persamaan (4).

$$f_n = \frac{4\pi(r_n^3 - r_{n-1}^3)}{3p^3}, (n = 1, 2, \dots, 6) \quad (4)$$

Fraksi volumetrik bola setiap zona dapat ditentukan persamaan (5) sampai (10).

a. Zona 1 (zona kernel bahan bakar)

$$f_1 = \frac{4\pi(r_1^3 - r_0^3)}{3p^3 - 4\pi r_1^3} \quad (5)$$

b. Zona 2 (zona partikel pelapis penyangga)

$$f_2 = \frac{4\pi(r_2^3 - r_1^3)}{3p^3 - 4\pi r_1^3} \quad (6)$$

c. Zona 3 (zona partikel pelapis IPyC)

$$f_3 = \frac{4\pi(r_3^3 - r_2^3)}{3p^3 - 4\pi r_1^3} \quad (7)$$

d. Zona 4 (zona partikel pelapis SiC)

$$f_4 = \frac{4\pi(r_4^3 - r_3^3)}{3p^3 - 4\pi r_1^3} \quad (8)$$

e. Zona 5 (zona partikel pelapis OPyC)

$$f_5 = \frac{4\pi(r_5^3 - r_4^3)}{3p^3 - 4\pi r_1^3} \quad (9)$$

f. Zona 6 (bahan matriks grafit)

$$f_6 = \frac{4\pi(r_6^3 - r_5^3)}{3p^3 - 4\pi r_1^3} \quad (10)$$

dengan

f_n = fraksi volumetrik zona ke -n

p = pitch

$r_0 = 0$

r_1 = radius kernel bahan bakar

$r_2 - r_5$ = radius partikel pelapis penyangga C, IPyC, SiC, OPyC

$$r_6 = \left(\frac{3}{4}\pi\right)^{1/3} \times p.$$

Fraksi volumetrik untuk masing – masing zona dalam pebel untuk energi E dalam probabilitas $W(E)$ dan tampang lintang makroskopis ($\Sigma(E)$), maka dapat ditentukan dengan persamaan (11).

$$W(E) = e^{-\Sigma(E) \cdot f_n} \quad (11)$$

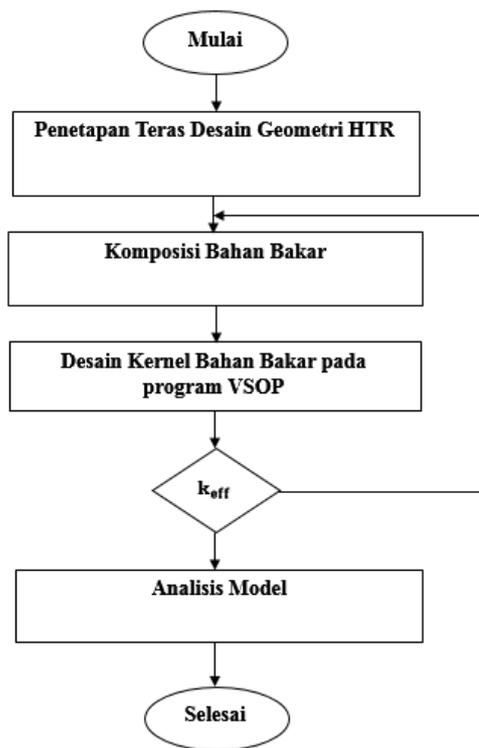
Sementara itu fraksi pengepakan sendiri didefinisikan sebagai dimensi rasio fraksi volum kernel bahan bakar dengan volum total pebble bahan bakar, sehingga dapat ditentukan dengan persamaan (12).

$$FP = \frac{f_k}{f_T} \quad (12)$$

dengan FP merupakan fraksi packing TRISO bahan bakar f_k fraksi volum kernel dan f_T fraksi volum total.

PELAKSANAAN PENELITIAN

Model desain teras reaktor pada paket program VSOP digunakan sebagai dasar pemodelan dalam penelitian ini. Modifikasi data input dilakukan untuk mendapatkan variasi parameter bahan bakar yang diharapkan. Langkah kerja penelitian dapat dijelaskan dengan Gb. 3.

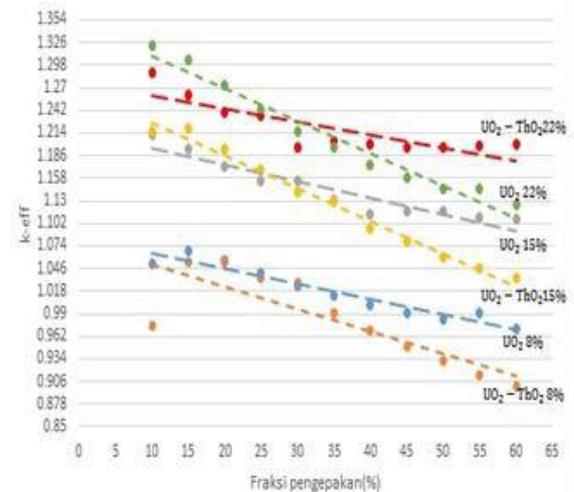


Gbr.4. Diagram alir penelitian

Variasi fraksi *packing* kernel bahan bakar dan pengkayaan bahan bakar dan untuk pemodelan serta identifikasi bahan bakar VSOP terdapat pada modul DATA1. Fraksi pengepakan yang digunakan dalam penelitian ini adalah 10% , 15% , 20%, 25%, 30%, 35%, 40%, 45%, 50%, 55% dan 60%. Dan dibagi menjadi sub pengkayaan

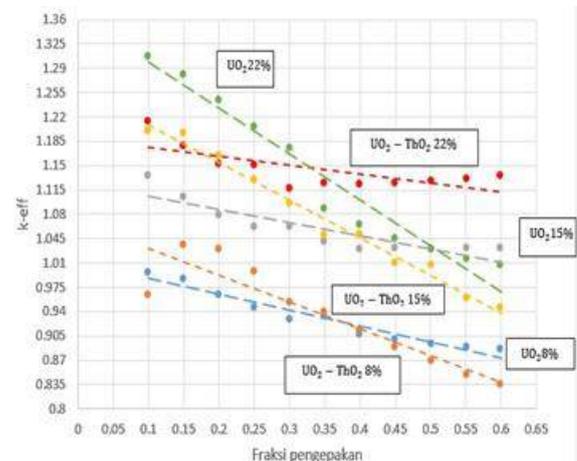
HASIL DAN PEMBAHASAN

Efek fraksi pengepakan kernel bahan bakar terhadap faktor multiplikasi reaktor (k_{eff}) HTR *Pebble Bed* pada temperatur 400 K dapat dilihat pada Gb. 5.



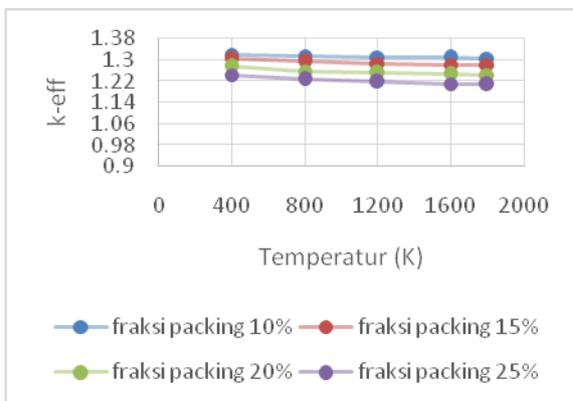
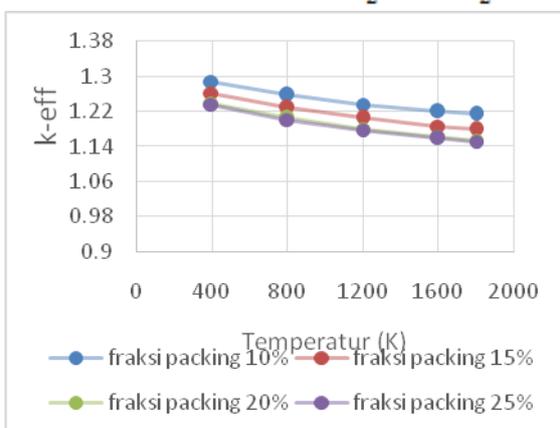
Gb. 5. Variasi fraksi pengepakan

Penurunan nilai k_{eff} dapat disebabkan karena semakin sedikit jumlah atom U^{235} sehingga semakin sedikit pembelahan fisil yang terjadi di dalam bahan bakar, Adanya tendensi semakin tinggi fraksi pengepakan semakin rendah nilai faktor multiplikasi efektif, hal ini disebabkan karena banyak uranium yang dimuatkan dan grafit menjadi sedikit keberadaannya di dalam bahan bakar pebel. Hal ini mengakibatkan moderasi neutron berkurang dan pengaruhnya terhadap nilai k_{eff} menjadi rendah, reaktivitas berkurang dengan bertambahnya fraksi pengepakan kernel bahan bakar. Potensi kontak kernel ke kernel makin besar jika fraksi pengepakan makin besar pula dan ini dapat menyebabkan kerusakan kernel demi kernel secara individual selama fabrikasi.



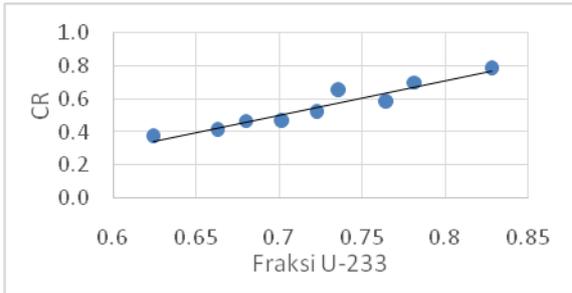
Gb. 6. Variasi pengepakan

Perhitungan kritikalitas kernel dengan densitas UO_2 dan $\text{UO}_2 - \text{ThO}_2$ menunjukkan nilai faktor multiplikasi efektif meningkat seiring dengan kenaikan pengkayaan, UO_2 seperti terlihat dalam Gb. 5 dan Gb. 6 terlihat bahwa dengan bertambahnya kandungan U^{235} akan menaikkan nilai k_{eff} untuk seluruh nilai bahwa dalam indeks pengkayaan 8-22% terjadi kenaikan nilai k_{eff} , sedangkan untuk rentang grafik fraksi pengepakan semakin landai. Nilai k_{eff} pada temperatur $T = 400 \text{ K}$ mempunyai nilai yang lebih tinggi dibandingkan pada temperatur $T = 1800 \text{ K}$, hal ini disebabkan karena pada saat temperatur bahan bakar meningkat tampang lintang atom akan semakin lebar sehingga tangkapan neutron juga semakin membesar sehingga jumlah neutron termal yang dihasilkan akan semakin sedikit yang menyebabkan nilai k_{eff} semakin rendah.

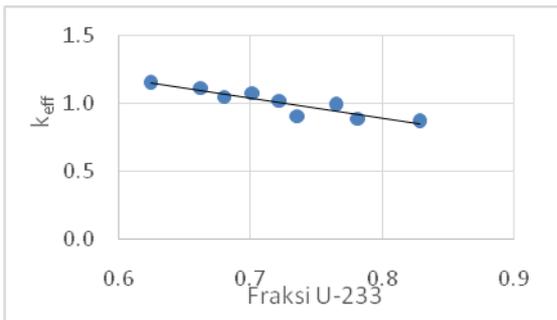
Gb. 7. Variasi suhu $\text{UO}_2 - \text{ThO}_2$ Gb. 8. Variasi suhu UO_2

Koefisien reaktivitas negatif terjadi saat teras mengalami kenaikan temperatur sehingga menyebabkan daya teras akan naik sampai level tertentu dalam waktu yang cepat. Temperatur akan menekan reaktivitas dan daya kembali turun dan menjadi stabil kembali dengan keadaan reaktor tetap kritis, sementara itu jika dilihat pada Gb. 7 dan Gb. 8 menurunnya k_{eff} disebabkan karena peningkatan tampang lintang (Σ_a), karena Σ_a merupakan fungsi dari temperatur, sehingga dengan peningkatan tersebut, berarti bahwa terdapat peningkatan serapan neutron pada energi epitermal atau serapan resonansi.

Semakin rendah komposisi fraksi U^{233} maka perubahan pada CR dan k_{eff} akan lebih tinggi. Hal tersebut menandakan bahwa pengurangan ^{232}Th dan penambahan ^{232}U pada fraksi U^{233} yang lebih rendah. Kekritisan reaktor akan semakin bertahan jika dibandingkan dengan CR. Nilai CR berubah lebih besar dari perubahan k_{eff} , dengan artian bahwa material fertil lebih melemah pada fraksi U^{233} yang rendah. Penambahan U-232 lebih mengindikasikan akan menaikkan k_{eff} dan mengurangi CR. Semakin rendah komposisi fraksi U^{233} maka perubahan pada CR dan k_{eff} akan lebih tinggi. Hal tersebut menandakan bahwa pengurangan Th-232 dan penambahan U-232 pada fraksi U^{233} yang lebih rendah. Kekritisan reaktor akan semakin bertahan jika dibandingkan dengan CR. Nilai CR berubah lebih besar dari perubahan k_{eff} , dengan artian bahwa material fertil lebih melemah pada fraksi U^{233} yang rendah. Penambahan U-232 lebih mengindikasikan menambah k_{eff} dan mengurangi CR.

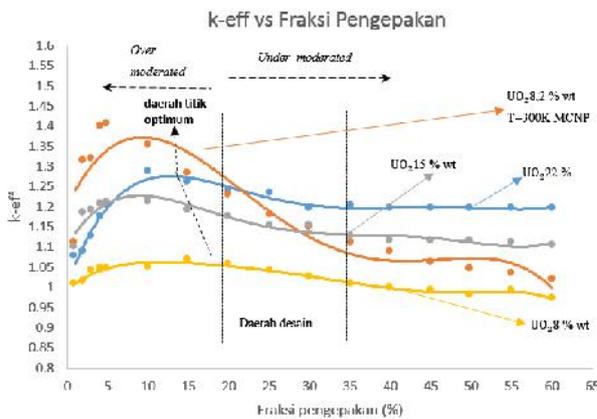


Gb. 9. Perubahan CR

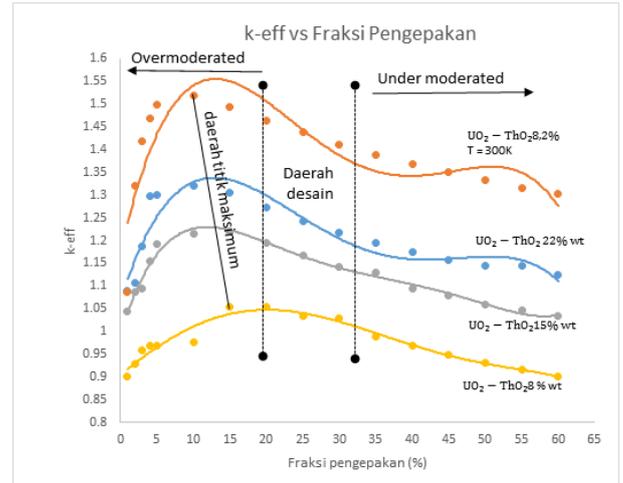


Gb. 9. Variasi fraksi U-233

Semakin tinggi jumlah nuklida fisil dalam komposisi maka akan menggeser titik puncak k_{eff} kekanan. Meningkatnya fraksi bahan bakar berarti meningkatkan jumlah nuklida fisil (lihat Gb. 10 dan 11).



Gb. 10. Variasi fraksi pengepakan UO_2



Gb. 11. Variasi pengepakan $(UTh)O_2$

Peningkatan k_{eff} terjadi dikarenakan turunnya faktor penggunaan termal (f) dapat diatasi dengan dominannya peningkatan p , tahapan ini akan mencapai satu titik balik. Zona ini dinamai dengan *under moderated*. Sedangkan setelahnya, turunnya f lebih dominan dari peningkatan p , zona ini dinamai dengan *over moderated*. Sebagisalah satu kriteria keselamatan reaktor adalah mempunyai karakteristik koefisien reaktivitas void (α_v) negatif sehingga timbulnya *void* akan menurunkan k_{eff} .

KESIMPULAN DAN SARAN

Berdasarkan hasil penelitian yang telah dilakukan, maka dapat disimpulkan (1) Pergeseran kurva k_{eff} vs *void* dipengaruhi oleh fraksi U^{233} , (2) Koefisien reaktivitas reaktor HTR bernilai negatif sehingga memiliki sifat *inherent safety* dan (3) Perubahan fraksi U-232 menyebabkan kenaikan k_{eff} dan penurunan CR kurang signifikan yang bergantung pada fraksi U^{233} dan Th^{232} , sehingga dapat digunakan untuk penyesuaian mufraksi agar mencapai k_{eff} dan CR yang optimum.

PUSTAKA

- [1] Julian Robert Lebenhaft. *MCNP4B Modeling of Pebble –Bed Reactor*. Tesis. Massachusetts Institute of Technology, Amerika, 2001
- [2] Zuhair, " Investigasi kritikalitas HTR Pebble Bed Sebagai Fungsi Radius dan Pengkayaan Bahan Bakar Kernel", Pusat Teknologi Reaktor dan Keselamatan Nuklir-BATAN, 29 Oktober 2012
- [3] E.Teuchert, H.Gerwin, K.A.Haas, U. Ohlig. *V.S.O.P('94) Computer Code System for Reactor Physics and Fuel Cycle Simulation*, April 1994, Julich , Germany.
- [4] Zuhair dan Suwoto, "Studi Pemodelan Kernel Bahan Bakar dan Perhitungan Kritikalitas Kisi Kubik Infnit VHTR", Pusat Teknologi Reaktor dan Keselamatan Nuklir-BATAN, 26 Juni 2007

UCAPAN TERIMAKASIH

Ucapan terima kasih disampaikan kepada Pusat Teknologi Reaktor dan Keselamatan Nuklir (PTRKN), BATAN atas diberikan kesempatan untuk menggunakan program VSOP-94, sehingga penelitian dapat dilakukan.

KAJIAN PENGARUH KERAPATAN MODERATOR TERHADAP REAKTIVITAS REAKTOR RSG-GAS

Daddy Setyawan¹, Budi Rohman²

¹ Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir

² Direktorat Perijinan Instalasi dan Bahan Nuklir

Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN), Jakarta

Email: d.setyawan@bapeten.go.id

Abstrak

Kajian Pengaruh Kerapatan Moderator terhadap Reaktivitas Reaktor RSG-GAS. Salah satu karakteristik yang penting bagi reaktor berpendingin dan bermoderator air adalah perubahan reaktivitas akibat berubahnya kerapatan pendingin. Parameter ini biasanya bernilai negatif dan memiliki peran penting dalam mencegah terjadinya ekskursi daya ketika reaktor dioperasikan. Program-program perhitungan termohidrolik untuk reaktor biasanya memerlukan parameter ini sebagai salah satu input guna memperhitungkan umpan balik reaktivitas akibat terjadinya kenaikan kandungan uap atau penurunan kerapatan moderator akibat kenaikan suhu ketika reaktor dioperasikan. Reaktor RSG-GAS merupakan reaktor berpendingin dan bermoderator air, oleh sebab itu adalah penting untuk mengetahui pengaruh kerapatan moderator ini terhadap reaktivitas teras sekaligus untuk memperoleh nilai koefisien reaktivitas void atau kerapatan moderator agar diperoleh karakteristik operasi reaktor terhadap pengaruh faktor ini. Melalui analisis dengan menggunakan paket program MCNPX, diketahui bahwa reaktivitas reaktor RSG-GAS turun seiring dengan berkurangnya kerapatan moderator. Dari analisis ini juga diperoleh estimasi koefisien reaktivitas void atau kerapatan moderator reaktor RSG-GAS sebesar $-3.47 \cdot 10^{-4}$ /% void.

Kata kunci: Reaktor RSG-GAS, koefisien reaktivitas, void, kerapatan moderator, MCNPX

Abstract

Study on the Effect of Moderator Density to the Reactivity of RSG-GAS Reactor. One of important characteristics of water-cooled reactors is the change of reactivity due to change in the density of coolant or moderator. This parameter generally has negative value and it has significant role in preventing the excursion of power during operation. Many thermal-hydraulic codes for nuclear reactors require this parameter as the input to account for reactivity feedback due to increase in moderator voids and the subsequent decrease in moderator density during operation. RSG-GAS reactor is cooled and moderated by water, therefore, it is essential to study the effect of the change in moderator density as well as to determine the value of void or moderator density reactivity coefficient in order to characterize its behavior resulting from the presence of vapor or change of moderator density during operation. Analysis by MCNPX code shows that the reactivity of core is decreasing with the decrease in moderator density. The analysis estimates the void or moderator density reactivity coefficient for RSG-GAS Reactor to be $-3.47 \cdot 10^{-4}$ /% void.

Keywords: RSG-GAS Reactor, reactivity coefficient, void, moderator density, MCNPX

1. Pendahuluan

Reaktor RSG-GAS merupakan reaktor riset jenis MTR (*Material Testing Reactor*) pertama di dunia^[1]. Reaktor ini dioperasikan langsung dengan menggunakan elemen bakar pengkayaan

Uranium rendah dengan berpendingin dan bermoderator air. Pendinginan terhadap bahan bakar reaktor terjadi secara sirkulasi paksa. Reaktor RSG-GAS mampu dioperasikan pada daya nominal 30 MW.

Ketika reaktor RSG-GAS dioperasikan, pendingin/moderator akan

mengalami kenaikan suhu dimana hal ini akan mengakibatkan turunnya kerapatan moderator sehingga mengurangi tingkat moderasi yang selanjutnya akan berpengaruh terhadap reaktivitas teras. Pengaruh ini bisa dikuantifikasi dengan parameter yang disebut sebagai koefisien reaktivitas void atau kerapatan moderator, yang biasanya berharga negatif untuk reaktor berpendingin air. Karena pengaruh koefisien reaktivitas ini pada kondisi tertentu dapat cukup signifikan, terutama pada daerah di mana suhu moderator mendekati suhu saturasinya, maka nilai parameter ini perlu dikaji.

Analisis ini ditujukan untuk mempelajari pengaruh kerapatan moderator terhadap reaktivitas teras reaktor RSG-GAS yang dikuantifikasi dalam koefisien reaktivitas void atau kerapatan moderator.

2. Dasar Teori

Untuk menjaga kelangsungan reaksi fisi di reaktor termal, digunakan moderator untuk menurunkan energi neutron hasil reaksi fisi dari neutron cepat ke neutron termal agar dapat dihasilkan fisi selanjutnya. Apabila moderator yang digunakan berbentuk cair, yang biasanya juga berfungsi sebagai pendingin, pengaruh koefisien reaktivitas ini terhadap nilai kekritisan teras adalah cukup signifikan. Koefisien reaktivitas moderator merupakan ukuran perubahan reaktivitas akibat perubahan sifat-sifat moderator yang dapat mencakup temperatur, tekanan, dan kerapatan.

Salah satu pengaruh reaktivitas yang penting pada reaktor dengan moderator air berasal dari perubahan kerapatan moderator, baik karena ekspansi termal maupun pembentukan void (uap). Pengaruhnya adalah pada berkurangnya moderasi akibat penurunan kerapatan moderator sehingga menyebabkan naiknya absorpsi resonansi^[2]. Koefisien void atau kerapatan moderator ditulis menurut persamaan berikut:

$$\nu \frac{1}{k} \frac{dk}{dV_M} \ln \frac{1}{p} \frac{dN_M}{dV_M} \quad (1)$$

ν = koefisien reaktivitas void

k = faktor multiplikasi neutron

V_M = volume moderator

N_M = rapat atom moderator

p = kebolehjadian lolos dari resonansi

Untuk reaktor berpendingin air, dN_M/dV_M berharga negatif dan akan cukup besar khususnya ketika suhu pendingin mendekati titik saturasi, sehingga koefisien reaktivitas void moderator pada daerah ini juga akan cukup besar.

Dengan memasukkan definisi reaktivitas ()

$$\frac{k-1}{k} \quad (2)$$

maka persamaan (1) di atas, sebagai fungsi fraksi void, dapat ditulis sebagai^[3]

$$\nu \frac{d}{dx} \quad (3)$$

di mana x = fraksi void

Keberadaan void di dalam moderator akan mengubah kerapatannya. Kerapatan moderator, yang terdiri atas campuran cairan dan gas, diberikan oleh:

$$d = (1-x)d_l + xd_g \quad (4)$$

di mana

d : kerapatan moderator

d_l : kerapatan cairan

d_g : kerapatan gas

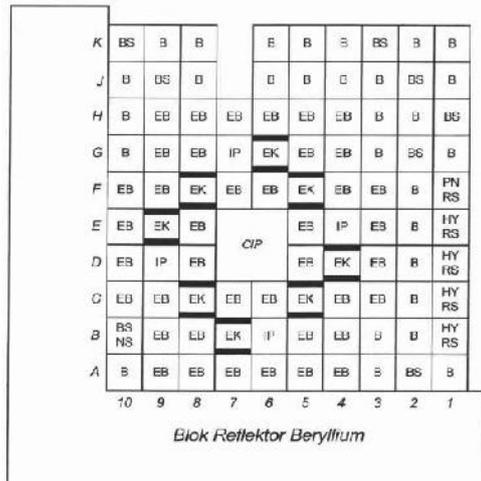
Karena d_g biasanya jauh lebih kecil dari pada d_l (kecuali di daerah dekat titik kritis untuk bahan tersebut), persamaan (4) di atas dapat ditulis sebagai

$$d = (1-x)d_l \quad (5)$$

3. Metode Penelitian

Reaktor RSG-GAS

Reaktor RSG GAS menggunakan bahan bakar oksida dengan densitas Uranium dalam *meat* sebesar 2,96 g/cm³ dengan pengkayaan U235 sebesar 19,75%.



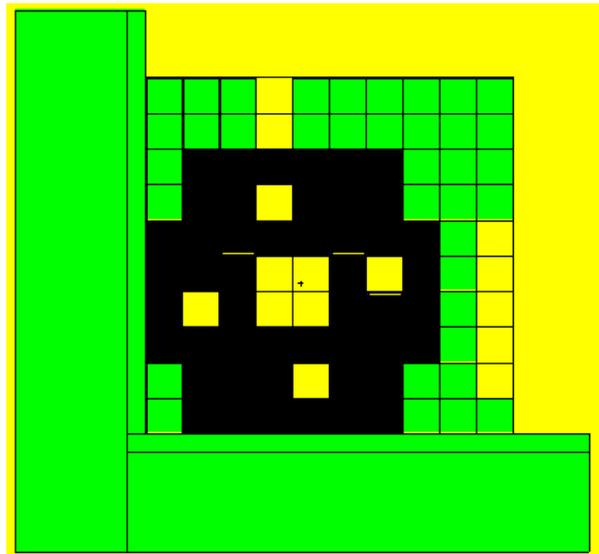
Gambar 1. Susunan Teras Setimbang^[1]

Susunan teras setimbang (TWC) Reaktor RSG-GAS seperti ditunjukkan pada Gambar 1 merupakan konfigurasi teras setimbang (TWC) silindris RSG GAS. Teras aktif dari TWC terdiri atas 40 elemen bakar standar (EB), 8 elemen bakar kendali (EK), satu posisi iradiasi di tengah (CIP) yang besar yang terdiri atas 2 x 2 posisi kisi teras, dan 4 posisi iradiasi (IP) di dalam teras reaktor, masing-masing mengambil satu posisi kisi teras. Sehingga keseluruhan teras TWC terdiri atas 960 pelat elemen bakar, yang berarti identik dengan 45,7 elemen bakar standar^[1].

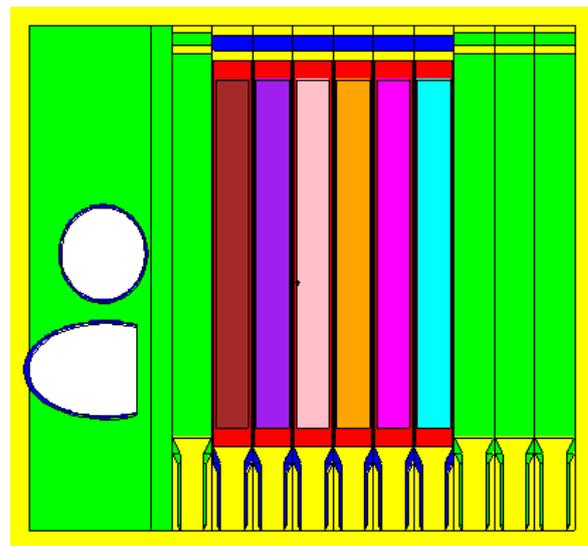
Pemodelan Reaktor RSG-GAS dengan MCNPX

Komponen reaktor yang berada di dalam tangki dan teras reaktor, termasuk materialnya, dimodelkan dalam bentuk geometri, dimensi, dan komposisi sedekat mungkin dengan obyek aslinya. Dalam pemodelan ini komposisi bahan bakar reaktor diperoleh dari hasil perhitungan produk fisi dengan program ORIGEN dimana bahan bakar disimulasikan dibakar (diiradiasi) pada daya dan waktu tertentu sehingga diperoleh fraksi bakar yang sama dengan fraksi bakar elemen bakar yang tercantum di dalam teras setimbang silindris awal siklus. Sedangkan untuk kedelapan batang kendali diasumsikan dalam posisi ditarik ke atas sepenuhnya sehingga pada

posisi yang ditinggalkan di dalam teras terisi oleh air.



Gambar 2. Representasi teras reaktor RSG GAS dalam MCNP.



Gambar 3. Representasi elemen bakar reaktor RSG GAS dalam MCNP.

Geometri teras reaktor RSG GAS yang dimodelkan di dalam kajian ini didasarkan pada konfigurasi sebagaimana diuraikan di LAK. Komponen-komponen utama reaktor yang dimodelkan (Gambar 1 dan 2) meliputi:

- Elemen bakar standar sejumlah 40 batang.
- Elemen bakar kendali sejumlah 8 batang.
- Elemen Beryllium sejumlah 37 batang.

Central Irradiation Position (CIP).
Irradiation Position (IP) sejumlah 4 buah.
PRTF
Sistem Rabbit sejumlah 5 buah.
Beryllium Block
6 buah tabung berkas neutron (beamport).

Pemodelan Void/Kerapatan Moderator

Untuk memodelkan adanya void dalam pendingin, digunakan variasi kerapatan air pendingin sebagai fungsi fraksi void dengan mengikuti persamaan (5) di atas. Kerapatan air pendingin tanpa void yang digunakan sebagai referensi pada tekanan operasi reaktor RSG-GAS adalah 0.997 g/cm^3 . Selanjutnya kerapatan air pendingin ini divariasikan menurut fraksi voidnya, di mana nilai suatu fraksi void berbanding langsung dengan prosentase pengurangan kerapatan air. Fraksi void yang digunakan dalam perhitungan ini berkisar antara 0 sampai dengan 10 % serta kerapatan air yang bersesuaian adalah antara 0.997 sampai dengan 0.897 g/cm^3 .

Metode Perhitungan di MCNPX

Dalam perhitungan kekritisan reaktor, perlu didefinisikan kartu KCODE^[4] yang berisi informasi mengenai jumlah partikel sumber yang disimulasi, harga awal k_{eff} , jumlah siklus yang dilompati sebelum perhitungan akumulasi k_{eff} dimulai, dan jumlah siklus total yang dikehendaki dalam perhitungan. Jumlah partikel yang disimulasi dalam perhitungan disesuaikan dengan kompleksitas sistem teras, lazimnya terdapat minimal 1 partikel dalam material dapat belah. Semakin banyak partikel yang disimulasikan, akan semakin kecil standar deviasinya sehingga memberikan hasil yang lebih akurat. Kartu KCODE ini memiliki bentuk sebagai berikut:

KCODE $nsrck$ rkk ikz
 kct

di mana

$nsrck$: jumlah neutron sumber pada tiap siklus

rkk : harga awal untuk k_{eff}

ikz : jumlah siklus yang akan dilompati sebelum perhitungan k_{eff} diakumulasikan

kct : jumlah siklus dalam perhitungan. Dalam perhitungan ini digunakan $nsrck=500000$, $rkk=1.0$, $ikz=30$, dan $kct=150$.

4. Hasil dan Pembahasan

Dengan menggunakan model seperti dijelaskan di atas diperoleh estimasi nilai k_{eff} untuk masing-masing fraksi void yang terkait dengan kerapatan moderator tertentu sehingga reaktivitas yang bersesuaian dapat dihitung menurut persamaan (2), dengan k adalah nilai k_{eff} yang dihitung oleh MCNPX.

Untuk fraksi void 0% diperoleh harga $k_{\text{eff}}=1.09755$ atau setara dengan reaktivitas 0.08888. Selanjutnya nilai k_{eff} turun seiring dengan turunnya kerapatan air, sampai ketika fraksi void bernilai 10 % harga $k_{\text{eff}}=1.09335$, atau setara dengan nilai reaktivitas 0.08538. Hasil selengkapnya dari perhitungan ini disajikan dalam Tabel 1.

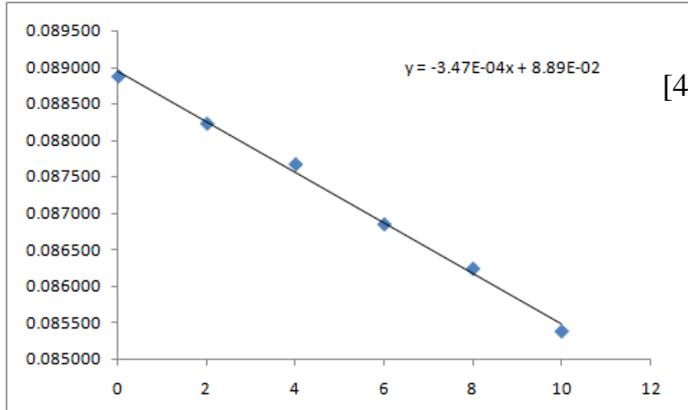
Tabel 1. Estimasi harga k_{eff} vs fraksi void/kerapatan moderator.

Fraksi void [%]	Kerapatan air [g/cm^3]	k_{eff}	Reaktivitas (ρ) [$\Delta k/k$]
0	0.997	1.09755	0.08888
2	0.977	1.09677	0.088232
4	0.957	1.0961	0.087674
6	0.937	1.09511	0.08685
8	0.917	1.09438	0.086241
10	0.897	1.09335	0.08538

Koefisien reaktivitas void lazimnya dihitung dalam satuan ρ /% void atau perubahan reaktivitas terhadap fraksi void dianggap linear. Banyak program termohidrolik memerlukan data koefisien reaktivitas void dalam satuan ini sebagai inputnya. Untuk itu, lintasan kurva tersebut perlu didekati dengan garis linear, sehingga gradien garis tersebut merupakan nilai koefisien reaktivitasnya.

Dari hasil perhitungan diperoleh harga koefisien reaktivitas void untuk moderator reaktor RSG-GAS $\rho_v = -3.47 \cdot 10^{-5}$

ρ /% void, di mana nilai ini merupakan gradien garis linear yang mendekati kurva lintasan nilai-nilai reaktivitas sebagai fungsi fraksi void seperti dapat dilihat di Gb. 4.



Gambar 4. Grafik reaktivitas sebagai fungsi fraksi void.

- [2] Duderstadt, James J., et. al. (1976), *Nuclear Reactor Analysis*, John Wiley & Sons, New York.
- [3] Lamarsh, John R. (1983), *Introduction to Nuclear Engineering (2nd Edition)*. Addison-Wesley Publishing Company, Reading, Massachusetts.
- [4] X-X Monte Carlo Team, "MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version X, Volume II: User's Guide", Los Alamos National Laboratory, 2008.

5. Kesimpulan

1. Berdasarkan analisis dengan paket program MCNPX dapat dilihat bahwa reaktivitas teras reaktor RSG-GAS turun dengan berkurangnya kerapatan moderator.
2. Dari perhitungan ini diperoleh estimasi nilai koefisien reaktivitas void atau kerapatan moderator reaktor RSG-GAS $\rho = -3.47 \cdot 10^{-4}$ /% void.

Ucapan Terima Kasih

Dengan ini penulis mengucapkan terima kasih kepada Para Pengajar dan Pembimbing di Diklat Penulisan Ilmiah BAPETEN 2013 yang telah memberi bimbingan kepada penulis untuk bisa menyelesaikan makalah ini.

Daftar Referensi

- [1] Badan Tenaga Nuklir Nasional, "Laporan Analisis Keselamatan Reaktor RSG GAS Rev. 10", Pusat Reaktor Serba Guna (PRSG)-BATAN, Serpong, 2011.

PEMBELAJARAN DARI KECELAKAAN FUKUSHIMA UNTUK MENINGKATKAN KINERJA SISTEM KESIAPSIAGAAN NUKLIR NASIONAL

Dewi Apriliani
BAPETEN

Abstrak

Telah dilakukan suatu kajian terhadap kegagalan fungsi tanggap darurat pada awal fase kecelakaan nuklir di Fukushima, Jepang. Kajian ini bertujuan untuk mendapatkan pembelajaran dari permasalahan dan kendala yang ada pada saat tanggap darurat Fukushima untuk kemudian disesuaikan dengan situasi, kondisi dan permasalahan yang ada pada sistem kesiapsiagaan nuklir di Indonesia, sehingga bisa didapatkan rekomendasi perbaikan yang diperlukan untuk meningkatkan kinerja SKNN (Sistem Kesiapsiagaan Nuklir Nasional). Rekomendasi meliputi: perbaikan dalam koordinasi dan sistem informasi, termasuk sistem deteksi dini dan penyebaran informasi; perbaikan dalam penyusunan rencana kedaruratan/ rencana kontijensi, yaitu dengan memasukkan manajemen bencana terintegrasi; perbaikan dalam pengembangan latihan penanggulangan bencana, yaitu dengan memperluas skenario dan mengintegrasikannya dengan bencana nuklir, kimia, biologi dan tindakan terorisme; dan perbaikan edukasi kesiapsiagaan untuk masyarakat serta pengaturan penyebaran informasi kepada masyarakat dan media massa. Perbaikan ini perlu dilakukan sebagai salah satu upaya untuk mempersiapkan kesiapsiagaan nuklir yang handal dalam mendukung rencana pembangunan PLTN.

Kata kunci: pembelajaran, tanggap darurat, Fukushima, SKNN, OTDNN.

A study of emergency response failure in the early phase of a nuclear accident in Fukushima, Japan has conducted. This study aimed to obtain lesson learned from the problems and constraints that exist at the time of the Fukushima emergency response. This lesson learned will be adjusted to the situation, conditions and problems in nuclear preparedness systems in Indonesia, so that it can obtain the necessary recommendations to improve the performance of SKNN (National Nuclear Emergency Preparedness System). Recommendations include: improvements in coordination and information systems, including early warning systems and dissemination of information; improvements in the preparation of emergency plans/ contingency plan, which includes an integrated disaster management; improvement in the development of disaster management practice/ field exercise, by extending the scenario and integrate it with nuclear disaster, chemical, biological, and acts of terrorism; and improvement in public education of nuclear emergency preparedness and also improvement in management for dissemination of information to the public and the mass media. These improvements need to be done as part of efforts in preparing a reliable nuclear emergency preparedness in order to support nuclear power plant development plan.

Key words: lesson learned, emergency response, Fukushima, SKNN, OTDNN.

i. Pendahuluan dan latar belakang masalah

Pembelajaran dari kecelakaan nuklir yang terjadi di Fukushima pada tanggal 11 Mei 2011 adalah sangat penting. Dalam kecelakaan tersebut

Pemerintah Jepang menghadapi tiga bencana sekaligus, yaitu: gempa bumi dan tsunami yang kemudian menjadi kecelakaan nuklir parah. Pemerintah Jepang dikenal sangat berpengalaman dalam menghadapi bencana, bahkan

latihan secara rutin dilakukan setiap tahun untuk mempertahankan kemampuan tanggap darurat. Akan tetapi besarnya bencana yang terjadi di Fukushima jauh melebihi perkiraan yang ada. Bencana di Fukushima telah menyebabkan kontaminasi lepasan radioaktif akibat kecelakaan nuklir di PLTN Fukushima Daiichi. Kejadian ini telah menyebabkan trauma, tidak hanya di Jepang tapi juga di seluruh dunia. Untuk itu pembelajaran sangat penting diambil, agar di masa yang akan datang antisipasi bencana dapat dilakukan dengan lebih baik dan petugas tanggap darurat dapat meresponnya dengan cepat dan tepat, apabila bencana yang tidak terprediksi kembali terjadi.⁽¹⁾

Bagi Indonesia pembelajaran ini sangat penting dilakukan, tidak hanya karena Indonesia memiliki tiga buah reaktor riset, yang salah satunya memiliki ancaman fasilitas kategori II, akan tetapi juga terkait dengan rencana pembangunan PLTN. Untuk itu pengkajian, peraturan, perizinan sampai dengan sistem kesiapsiagaan nuklir yang handal perlu disiapkan. Melalui identifikasi permasalahan yang dihadapi pemerintah Jepang dalam menanggulangi kecelakaan di Fukushima kemudian mempelajari persamaan dan perbedaan yang ada dengan sistem dan karakteristik kesiapsiagaan yang ada di Indonesia, maka selanjutnya dapat dibuat suatu analisis untuk memberikan rekomendasi dalam meningkatkan kinerja SKNN.

Ruang lingkup kajian meliputi kegiatan tanggap darurat selama kedaruratan nuklir di Fukushima, Jepang dan status terkini dari sistem kesiapsiagaan nuklir di Indonesia. Kajian yang dilakukan bertujuan untuk memberikan rekomendasi yang diperlukan untuk meningkatkan kinerja SKNN sehingga dapat menunjang rencana pembangunan PLTN.

ii. Pokok-pokok bahasan:

1. Komparasi antara sistem kesiapsiagaan nuklir di Jepang dengan Indonesia

2. Analisis untuk meningkatkan kinerja SKNN

iii. Pembahasan

iii.1. Studi pustaka

iii.1.1 Tanggap darurat on-site⁽²⁾

Proses tanggap darurat yang meliputi tindakan teknis dan tindakan proteksi segera mengalami kendala, padahal tindakan tersebut harus diambil untuk mencegah eskalasi kecelakaan dan meminimalkan dampak yang merugikan. Tindakan teknis yang terkendala seperti: keputusan untuk membuka ventilasi reaktor nuklir dan keputusan untuk menginjeksi air laut ke teras reaktor untuk mencegah pelelehan bahan nuklir dan ledakan hidrogen. Tindakan proteksi segera yang terkendala yaitu evakuasi sementara personil *on-site*. Kendala yang ada disebabkan:

1. Pada saat kecelakaan, pimpinan tertinggi TEPCO sebagai pemegang izin, yaitu Kepala dan Presiden TEPCO tidak berada di kantor pusat sehingga menyebabkan terhambatnya komunikasi dan koordinasi;
2. Prosedur kedaruratan nuklir *on-site* tidak berjalan. Ini disebabkan karena prosedur operasi kedaruratan tidak didesain untuk menghadapi kehilangan daya listrik dalam periode waktu yang lama, seperti yang terjadi pada kecelakaan kali ini;
3. Ketidakjelasan rantai komando. Jalur komunikasi dengan Badan Keselamatan Industri Nuklir (NISA) tidak dapat digunakan karena kegagalan fungsi Pusat Tanggap Darurat NISA (ERC) Kementerian Ekonomi, Perdagangan dan Industri (METI) dan Pusat *Off-site*;
4. Manajemen TEPCO gagal memberikan asistensi teknis kepada petugasnya di lapangan. Manajemen tidak merespon pada saat petugas kedaruratan yang berperan sebagai komandan lapangan,

meminta rekomendasi pada saat Unit 2 semakin parah. Ini mengindikasikan bahwa TEPCO sangat kurang dalam kesadaran dan pengorganisasian untuk mendukung personil garis depan di lokasi kecelakaan; dan

5. Proses evakuasi sementara personil *on-site* terkendala akibat kesalahfahaman dalam koordinasi antara pihak TEPCO, dengan organisasi tanggap darurat pemerintah.

Kendala ini menyebabkan tertundanya tindakan tanggap darurat yang penting bagi keselamatan.

iii.1.2. Tanggap darurat *Off-site*

Tanggap darurat off-site meliputi tindakan perlindungan lebih lanjut, yaitu:

1. Perintah evakuasi masyarakat pada daerah tertentu dalam area zona proteksi berdasarkan hasil monitoring dalam area ini;
2. Mengawasi dan mengendalikan bahan pangan sesuai hasil monitoring di area zona proteksi bahan pangan;
3. Melakukan pengendalian kontaminasi dan upaya dekontaminasi personil, peralatan, masyarakat dan lingkungan;
4. Mengendalikan dan mengisolasi zona kedaruratan sesuai hasil monitoring;
5. Monitoring medis segera terhadap petugas dan masyarakat, serta monitoring jangka panjang berkelanjutan; dan
6. Monitoring lingkungan berkelanjutan.

Pada prakteknya tanggap darurat off-site mengalami kendala dikarenakan:

1. Sistem tanggap darurat pemerintah yang ada tidak berjalan secara penuh. Pusat koordinasi tanggap darurat *off-site* tidak berjalan. Pusat *off-site* PLTN Fukushima Daiichi terletak sekitar 5 km dari tapak akan tetapi tidak bisa menjalankan fungsinya dikarenakan infrastruktur kesiapsiagaan yang telah dikembangkan pemerintah tidak bisa

digunakan karena rusak akibat gempa bumi dan tsunami.⁽³⁾

2. Organisasi pusat dari sistem tanggap darurat pemerintah gagal dalam menjalankan perannya yaitu: sebagai pusat koordinasi, pusat informasi dan pengambilan keputusan penting. Penyebab utama adalah karena kegagalan komunikasi, yaitu: kurangnya koordinasi untuk mengumpulkan dan menyebarkan informasi terkini berkenaan dengan perkembangan kecelakaan dan tanggap darurat, kurangnya koordinasi dalam mengestimasi resiko, sistem prediksi dari informasi dosis lingkungan dan kedaruratan (SPEEDI) tidak dikeluarkan secara *real time*.
3. Rekaman penting terkait respon pemerintah dan keputusan yang diambil terhadap kecelakaan tidak dilakukan padahal rekaman ini penting agar ada referensi di masa datang dalam menghadapi bencana skala besar seperti ini.

Kendala tersebut menyebabkan tertundanya deklarasi kedaruratan oleh pemerintah selama lebih dari 2 jam. Kendala juga berdampak pada ketidakjelasan penentuan zona evakuasi. Kendala yang ada telah menyebabkan ketidakpercayaan di antara organisasi tanggap darurat, sehingga keputusan yang dikeluarkan tidak sepenuhnya bisa diterapkan di lapangan. Kendala ini juga telah menyebabkan kebingungan dan kekecewaan di masyarakat.

iii.1.3. Kerjasama internasional

Dalam hubungan secara internasional, pemerintah Jepang melaporkan perkembangan kecelakaan nuklir di Fukushima melalui *Convention On Early Notification of a Nuclear Accident* dan *Convention on Assistance on the Case of a Nuclear or Radiological Emergency*.

INES (International Nuclear Event Scale) adalah sistem penomoran yang didesain sebagai alat untuk mengkomunikasikan berbagai jenis kejadian mulai dari yang minor (rangking INES 1-4) sampai dengan yang parah (rangking INES 5-7). Tujuannya adalah sebagai alat komunikasi untuk memberikan peringkat berdasarkan makna keselamatan, dimana dianggap berasal dari satu peristiwa dengan mempertimbangkan semua kriteria INES. Ini berarti bahwa dalam kecelakaan dengan situasi yang terus berkembang maka penomoran INES tidak boleh digunakan untuk memberikan penomoran pada setiap tahap kecelakaan.

Level INES yang dilaporkan oleh pemerintah Jepang senantiasa berubah karena kecelakaan yang terjadi belum pasti dan masih terus berkembang. Ini menyebabkan kebingungan tidak hanya pada masyarakat di Jepang tapi juga secara internasional, karena level INES juga berpengaruh terhadap dampak yang akan diterima masyarakat Jepang, regional dan internasional.

iii.1.4. Pembelajaran

Terlepas dari kegagalan fungsi tanggap darurat di fase awal kedaruratan, pemerintah Jepang pada akhirnya dapat menanggulangi kecelakaan yang terjadi di Fukushima. Pembelajaran penting perlu diambil terutama berkenaan dengan terjadinya penundaan respon tanggap darurat dari organisasi tanggap darurat yang ada. Pembelajaran tersebut adalah:

1. Pentingnya komunikasi dan koordinasi. Pada kasus ini, komunikasi dan koordinasi yang lemah menyebabkan ketidakpercayaan Perdana menteri, yang berperan sebagai ketua organisasi tanggap darurat pusat, kepada manajemen TEPCO. Ketidakpercayaan sampai menyebabkan Beliau turun langsung ke lokasi untuk memberikan instruksi. Hal ini tidak hanya membuang waktu respon tanggap darurat tapi juga menyebabkan

kebingungan dalam rantai komando antara operator nuklir, badan regulasi dan organisasi tanggap darurat;

2. Pentingnya penyebaran informasi pada tahap awal kedaruratan. Hal ini agar keputusan yang diambil memiliki dasar yang kuat dan dapat dimengerti oleh pelaksana di lapangan serta tidak menimbulkan kebingungan di masyarakat; dan
3. Pemerintah harus melaporkan status kedaruratan yang terjadi di negaranya ke IAEA. Akan tetapi untuk kecelakaan yang belum pasti dan masih berkembang disarankan untuk menunda mengeluarkan peringkat INES sampai informasi yang memadai tersedia. Pemerintah sebaiknya lebih berfokus pada penyediaan informasi yang cukup mengenai status di fasilitas dan tindakan proteksi yang diberikan untuk masyarakat.

iii.2. Sistem Kesiapsiagaan Nuklir di Indonesia

iii.2.1. SKNN (Sistem Kesiapsiagaan Nuklir Nasional)

Sistem kesiapsiagaan nuklir di Indonesia disebut dengan SKNN. Sistem ini secara garis besar mengatur ketentuan dan pembagian tugas serta kewajiban antara Pemegang Izin, Pemerintah Daerah dan Pemerintah Pusat (Nasional) dalam menjalankan tugas kesiapsiagaan dan tanggap darurat.⁽¹¹⁾

Respon terhadap kecelakaan nuklir pada dasarnya sama dengan respon terhadap kecelakaan konvensional lainnya. Perbedaan utama terletak pada penerapan proteksi radiasi. Karenanya, kemampuan untuk menanggulangi kedaruratan nuklir membutuhkan perencanaan kesiapan yang saling mendukung dan terintegrasi di tingkat nasional serta diprogramkan dalam suatu sistem kesiapsiagaan nuklir. Dengan demikian, SKNN adalah sistem yang dikembangkan secara terpadu sehingga

fungsi penanggulangan kedaruratan dapat diterapkan pada saat dibutuhkan.

iii.2.2. Status terkini SKNN

Organisasi tanggap darurat nuklir telah dibentuk pada akhir tahun 2007 dan diberi nama OTDNN (Organisasi Tanggap Darurat Nuklir Nasional). Organisasi ini melibatkan seluruh instansi terkait penanggulangan di tingkat Nasional, yaitu terdiri dari:

1. Ketua OTDNN;
2. Wakil Ketua OTDNN;
3. Kepala Pusat Perencanaan Operasi;
4. Kepala Pusat Data dan Informasi;
5. Pendukung Operasional;
6. Pelaksana Investigasi;
7. Pelaksana Teknis, terdiri dari perespon awal dan pengkaji radiologi yang

bertugas sesuai dengan tugas dan fungsinya masing-masing; dan

8. BAPETEN

Beberapa latihan uji coba penanggulangan kedaruratan nuklir/ radiologi telah dilaksanakan sebagai sarana untuk mengevaluasi kemampuan masing-masing instansi dalam merespon kedaruratan nuklir/ radiologi sesuai dengan perannya di dalam OTDNN dan untuk mengevaluasi kemampuan berkoordinasi antara satu instansi dengan instansi lainnya. Selama kurun waktu 7 tahun terakhir telah dilaksanakan beberapa kali latihan penanggulangan kedaruratan nuklir/ radiologi, seperti yang dirangkum pada tabel berikut:

Tabel 1. Rangkuman Latihan Penanggulangan Kedaruratan Nuklir/ Radiasi

Tahun	Skenario	Sifat latihan
2005	Kedaruratan umum yang disebabkan oleh bom kotor (RDD, <i>radiological dispersal device</i>) di Jakarta	Gladi lapangan
2007	Kedaruratan umum reaktor PRSG-BATAN Serpong	Gladi posko
2008	Kecelakaan transportasi zat radioaktif di Yogyakarta	Gladi lapangan
2009	Kedaruratan umum reaktor PTNBR-BATAN Bandung	Gladi posko
2010	Kedaruratan umum reaktor PRSG-BATAN Serpong	Gladi lapangan
2011	Kecelakaan transportasi pengangkutan zat radioaktif di Pelabuhan Tj. Perak Surabaya	Gladi lapangan

Dalam hal peraturan perundangan, perihal sistem kesiapsiagaan nuklir tertuang di dalam peraturan perundangan berikut:

1. Peraturan Pemerintah No. 33 tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif, pasal 53-57;

2. Peraturan Pemerintah No. 43 tahun 2007 tentang perizinan reaktor nuklir;
3. Peraturan Pemerintah No. 54 tahun 2012 tentang Keselamatan dan Keamanan Instalasi Nuklir, bab V, pasal 65-93; dan
4. Peraturan Kepala Bapetan No. 1 tahun 2010 tentang Kesiapsiagaan dan Penanggulangan Kedaruratan Nuklir.

Pedoman dan prosedur tanggap darurat yang telah disusun adalah:

1. Pedoman operasi OTDNN;
2. Pedoman penanggulangan kedaruratan reaktor nuklir;
3. Pedoman penanggulangan kedaruratan radiologi untuk pelaksana tanggap darurat;
4. Pedoman tindakan terhadap penyelundupan dan perdagangan gelap sumber radioaktif;
5. Pedoman umum untuk tanggap medis selama kedaruratan nuklir atau radiologi; dan
6. Pedoman pengangkutan sumber radioaktif.

Berdasarkan penilaian ISE (*Integrated Safety Evaluation*) yang dilaporkan ke IAEA pada tahun 2012, terdapat kemajuan dalam sistem kesiapsiagaan nuklir di Indonesia yaitu:

1. Pengesahan Peraturan Pemerintah No. 54 tahun 2012 tentang Keselamatan dan Keamanan Instalasi Nuklir yang di dalam salah satu babnya memuat khusus tentang kesiapsiagaan dan tanggap darurat nuklir telah memperkuat payung hukum bagi sistem kesiapsiagaan nuklir di Indonesia;
2. Telah diperkuatnya kerjasama dan koordinasi antara BAPETEN dan BNPB, serta diadopsinya sistem komando yang ada di BNPB dalam menanggulangi bencana alam ke dalam sistem komando tanggap darurat nuklir.

Akan tetapi, di dalam laporan yang disampaikan tersebut terdapat pula

beberapa kelemahan dalam sistem kesiapsiagaan nuklir di Indonesia, yaitu:

1. Sistem kesiapsiagaan pemerintah daerah Tangerang Selatan yang memiliki fasilitas nuklir kategori ancaman II belum disiapkan sebagai pusat tanggap darurat *off-site*;
2. Belum ada pemahaman yang memadai mengenai tanggap darurat nuklir untuk pelaksana tanggap *off-site* di daerah;
3. Belum ada pengaturan yang jelas berkenaan dengan perhatian/keingintahuan masyarakat terhadap kecelakaan nuklir; dan
4. Masih minimnya staf medis yang telah menerima pelatihan dalam menangani pasien terkontaminasi atau terpapar radiasi, dan belum ada rumah sakit yang memiliki fasilitas memadai untuk menangani korban tersebut.

iii.2.3. Analisis masalah yang dihadapi saat ini serta tantangan masa depan

Berkaitan dengan pembahasan sebelumnya, dapat dirangkum bahwa permasalahan utama yang ada saat ini adalah:

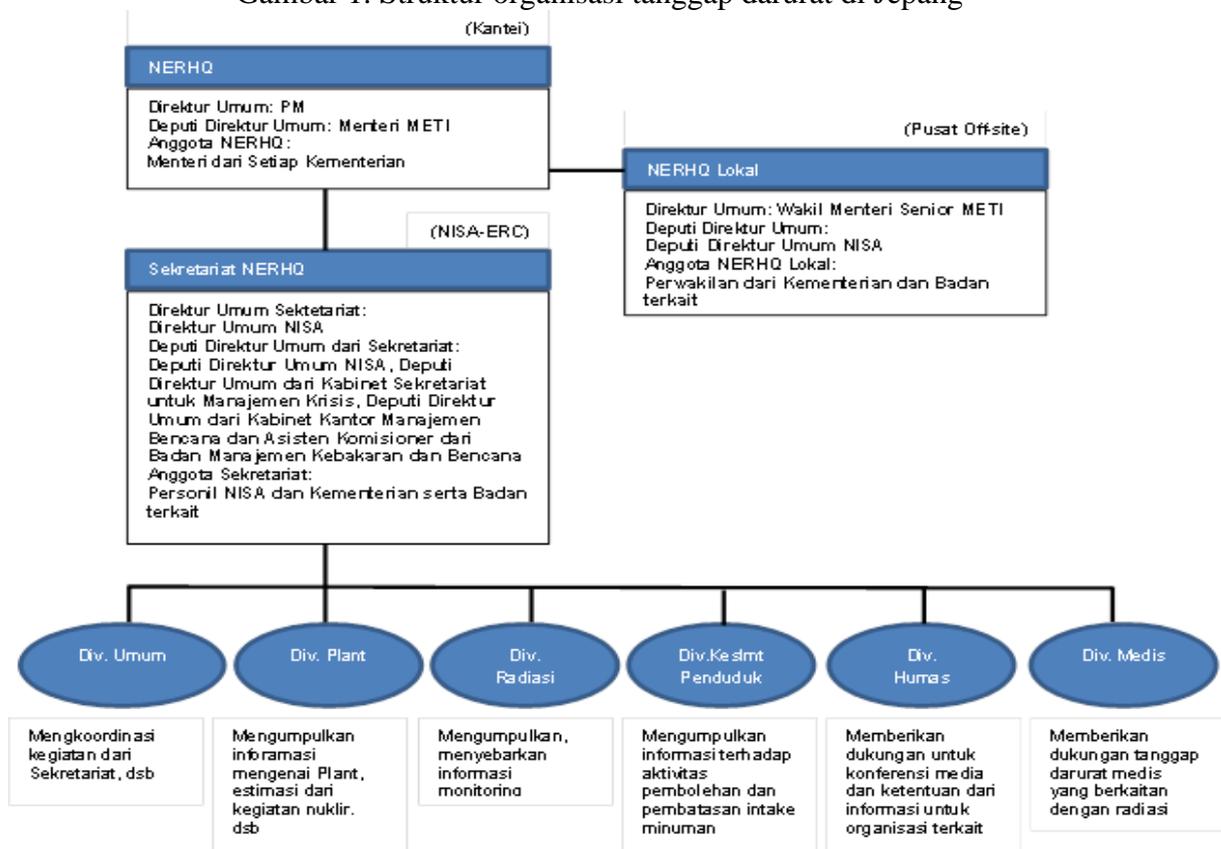
1. Belum tersedianya rencana kontijensi nuklir, baik di tingkat daerah maupun di tingkat nasional. Penyusunan rencana kontijensi harus memiliki dasar justifikasi akademis sehingga terlebih dahulu perlu disusun suatu kajian akademis mengenai perlu atau tidaknya rencana kontijensi dibuat. Saat ini Indonesia belum memiliki PLTN, akan tetapi kedepan pemerintah berencana untuk membangun PLTN sehingga bagaimanapun perlu disiapkan pengaturannya. Terlepas dari itu, saat ini Indonesia memiliki 3 buah reaktor penelitian yang salah satunya merupakan fasilitas nuklir dengan kategori ancaman II, yaitu fasilitas dengan potensi bahaya yang menghasilkan lepasan radioaktif dengan dosis di atas nilai yang diizinkan, karenanya perlu dikaji

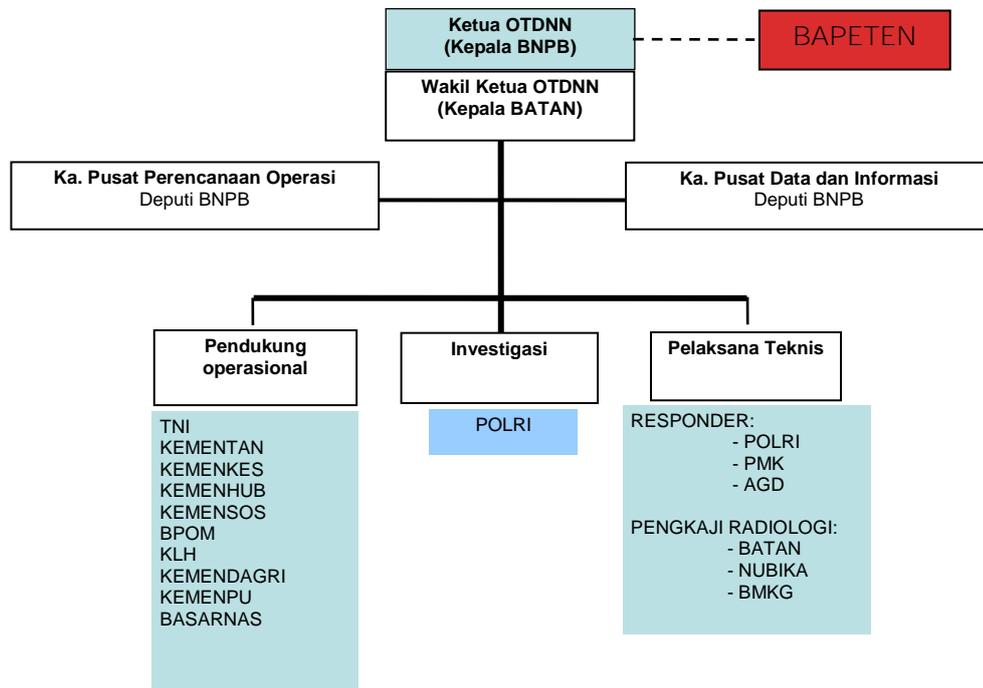
- kebutuhan akan rencana kontijensi nuklir;
2. Belum tersedianya beberapa prosedur yang diperlukan seperti: prosedur untuk tanggap darurat nuklir di tingkat lokal (pemerintah daerah, BPBD, Kepolisian dan unsur lain) dan prosedur untuk memindahkan pengelolaan tanggap darurat dari pemegang izin ke pusat *off-site*;
 3. Belum ditetapkannya rumah sakit rujukan untuk pasien terkontaminasi dan terpapar radiasi;
 4. Belum ada pengaturan yang memadai dalam pemberian informasi kepada masyarakat dan pengaturan untuk menanggapi perhatian/ keingintahuan masyarakat terhadap kecelakaan nuklir; dan
 5. Masih lemahnya koordinasi dalam kesiapsiagaan nuklir antara pemerintah pusat dan daerah

iii.3. Perbandingan organisasi tanggap darurat nuklir di Jepang dan Indonesia

Proses membandingkan organisasi tanggap darurat yang ada di Jepang dengan Indonesia adalah untuk mengetahui secara terstruktur apakah permasalahan kegagalan fungsi tanggap darurat di awal fase kedaruratan di Jepang disebabkan pula karena unsur organisasi tanggap darurat yang ada. Hasil perbandingan selanjutnya digunakan sebagai dasar analisis perbaikan apa saja yang harus dilakukan untuk meningkatkan kinerja SKNN agar kegagalan serupa tidak terjadi di Indonesia. Berikut adalah gambar dari struktur organisasi tanggap darurat di Jepang dan Indonesia.

Gambar 1. Struktur organisasi tanggap darurat di Jepang ⁽¹⁾



Gambar 2. Struktur OTDNN (Organisasi Tanggap Darurat Nuklir Nasional) ⁽¹¹⁾

Perbedaan di antara kedua organisasi disajikan dalam tabel berikut:

Tabel 2. Perbedaan organisasi tanggap darurat nuklir di Jepang dengan Indonesia

Unsur	Organisasi tanggap Jepang	OTDNN
Ketua	NERHQ/ Kantei, yang terdiri dari: Direktur Umum: Perdana Menteri Deputi Direktur Umum: Menteri METI Anggota: Kepala kementerian	Kepala BNPB
Manajerial	Sekretaria NERHQ, yang terdiri dari: Direktur Umum: Direktur Umum NISA Deputi Direktur Umum: Deputi Direktur Umum NISA, Deputi Direktur Umum Sekretaria Kabinet untuk Manajemen Krisis, Deputi Direktur Umum Sekretaria Kabinet untuk Manajemen Bencana, dan	Direktur pusat perencanaan dan operasi: Deputi Biro Perencanaan BNPB Direktur pusat informasi dan data: Deputi BNPB

	Pembantu Komisioner Badan Manajemen Bencana dan Kebakaran Anggota: Personil NISA dan kementerian/ instansi terkait	
Pelaksana lapangan	Dibagi sesuai fungsi, yaitu: Satuan umum Satuan reaktor Satuan radiasi Satuan keselamatan penduduk Satuan humas, dan Satuan medis	Dibagi menjadi 3 kelompok fungsi, yaitu: Satuan pendukung operasi Satuan investigasi, dan Satuan teknis
Badan Pengawas	NISA	BAPETEN

iii.4. Analisis dan pembelajaran untuk meningkatkan kinerja SKNN

Belajar dari kecelakaan di Fukushima dan setelah mengetahui permasalahan yang ada pada sistem kesiapsiagaan nuklir di Indonesia saat ini, maka dapat dibuat sebuah analisa dan rekomendasi untuk perbaikan dan meningkatkan kinerja SKNN. Analisis dan rekomendasi yang dihasilkan adalah sebagai berikut:

1. Informasi dan koordinasi adalah unsur yang sangat penting. Belajar dari pemerintah Jepang, meskipun telah memiliki sistem kesiapsiagaan yang baik akan tetapi koordinasi yang minim menyebabkan minimnya pula penyebaran informasi. Untuk itu Indonesia perlu memperkuat sistemnya yaitu dengan:

Memperkuat informasi terkini, melalui pengembangan sistem deteksi dini radiasi yang terintegrasi dengan sistem deteksi dini untuk bencana konvensional dan pengembangan sarana dan prasarana untuk memprediksi penyebaran kontaminasi yang digunakan sebagai dasar dalam pengambilan keputusan.

Memperkuat kerjasama dan koordinasi melalui latihan bersama dalam penanggulangan kedaruratan nuklir, sekaligus juga sebagai salah satu cara untuk mengevaluasi kesiapan setiap kementerian dalam merespon kedaruratan dan mengevaluasi koordinasi yang telah ada.

2. Dalam menyusun rencana kedaruratan/ rencana kontijensi nasional perlu memperhitungkan semua potensi bahaya, baik dari bencana alam, bencana nuklir/ radiasi atau bencana konvensional lain. Sistem manajemen bencana yang terintegrasi akan berjalan lebih baik karena penerapannya akan lebih sering sehingga personil tanggap darurat memiliki lebih banyak kesempatan dan pengalaman bekerja bersama.
3. Perlu pengembangan dalam latihan penanggulangan bencana, yaitu memperluas skenario dengan mengintegrasikan bencana nuklir, kimia, biologi dan tindakan terorisme.
4. Perlu pengaturan untuk memastikan bahwa pusat *off-site* dapat menjalankan fungsi tanggap darurat nuklir.
5. Perlu pengaturan edukasi kesiapsiagaan untuk masyarakat dan pengaturan penyebaran informasi kepada

masyarakat dan media massa baik lokal, nasional maupun internasional.

iv. Kesimpulan dan saran

Jepang dianggap sebagai negara yang terbaik dalam sistem kesiapsiagaan dan deteksi dini menghadapi bencana. Akan tetapi, kecelakaan di Fukushima telah menyadarkan bahwa tidak hanya sistem kesiapsiagaan dan deteksi dini yang kuat yang diperlukan dalam menanggulangi bencana akan tetapi kesiapan setiap unsur dalam tanggap darurat adalah penting untuk ditekankan. Karenanya, Indonesia sebagai Negara yang memiliki rencana untuk membangun PLTN perlu mengulas kembali sistem kesiapsiagaan nuklir yang dimilikinya, selanjutnya dilakukan analisis agar kegagalan fungsi tanggap darurat tidak terjadi di Indonesia. Rekomendasi dari analisis yang telah dilakukan adalah:

Perlu memperbaiki dan meningkatkan koordinasi dan sistem informasi, termasuk sistem deteksi dini dan penyebaran informasi

Perbaikan dalam penyusunan rencana kedaruratan/ rencana kontijensi, yaitu perlu memasukkan manajemen bencana terintegrasi

Perbaikan dalam pengembangan latihan penanggulangan bencana, yaitu memperluas skenario dengan mengintegrasikan bencana nuklir, kimia, biologi dan tindakan terorisme, dan

Perbaikan edukasi kesiapsiagaan untuk masyarakat dan pengaturan penyebaran informasi kepada masyarakat dan media massa.

Daftar pustaka:

- Investigation Committee on the Accident at Fukushima Nuclear Power Stations of Tokyo Electric Power Company, 2012, *Executive Summary of the Final Report*.
- The National Diet of Japan Fukushima Nuclear Accident Independent Investigation Commission, 2012, *Problem With the Emergency Response*.
- Richard Danzig, Andrew M. Saidel and Zachary M. Hosford, 2012, *Beyond Fukushima: A Joint Agenda for U.S.- Japanese Disaster Management*.
- Qiang Wang, Xi Chen, Xu Yu-chong, 2012, *Accident Like Fukushima Unlikely in a Country with Effective Nuclear Regulation: Literature Review and Proposed Guidelines*.
- IAEA, 2012, *EPR-Embarking: Emergency Preparedness and Response Considerations for Member States Embarking on a Nuclear Power Programme*
- Peraturan Pemerintah No. 54 tahun 2012 tentang Keselamatan dan Keamanan Instalasi
- Direktorat Keteknikan dan Kesiapsiagaan Nuklir-BAPETEN, 2008, *Pedoman penanggulangan kedaruratan reaktor nuklir*
- Peraturan Kepala Bapetan No. 1 tahun 2010 tentang Kesiapsiagaan dan Penanggulangan Kedaruratan Nuklir.
- Peraturan Pemerintah No. 33 tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pngion dan Keamanan Sumber Radioaktif.
- Peraturan Pemerintah No. 43 tahun 2007 tentang perizinan reaktor Nuklir.
- Direktorat Keteknikan dan Kesiapsiagaan Nuklir-BAPETEN, 2007, *Pedoman Operasi OTDNN*.

TANYA JAWAB DAN DISKUSI

- Penanya : Zulkarnaen (BAPETEN)

Pertanyaan:

- Pembelajaran apa yang bisa diambil dari kecelakaan fukushima bagi BAPETEN?
- Berdasarkan kasus Fukushima, hal apa saja yang harus diperbaiki oleh BAPETEN terkait dengan kedaruratan nuklir?

- c) Adakah XXX organisasi tanggap darurat di Indonesia sudah cukup memadai terkait dengan pembelajaran kasus Fukushima?
- d) Menurut anda, apakah PP no. 54 th 1012 sudah cukup aplikatif dan memadai dalam hal penanggulangan kecelakaan nuklir?

Jawaban:

- a) Pembelajaran bagi BAPETEN : pentingnya komunikasi dan koordinasi sehingga BAPETEN perlu memperkuat kerjasama dan koordinasi dengan instansi penanggulangan kedaruratan nuklir tercekal. Pentingnya data/informasi yang up to date/real time sebagai dasar untuk pengambilan keputusan sehingga real data monitoring system (RDMS) sangat diperlukan
- b) Jawaban = no1 yaitu memperkuat koordinasi dan membangun RDMS yang terkoneksi dengan RTD-BAPETEN, pusat Keisis BNPB dan BPBD terdampak
- c) OTONN sudah cukup memadai, hal ini terkait untuk penanggulangan bencana di Indonesia berada dalam satu komando BNPB di mana Ka BNP/ sebagai ketua OTDNN
- d) PP No.54 tahun 2012 sudah cukup aplikatif karena telah disesuaikan dengan UU penanggulangan bencana, di mana untuk bencana lokal/daerah komando ada di BPBD dan untuk bencana nasional ada di BNPB

**IMPLEMENTASI PERKA BAPETEN NOMOR 10 TAHUN 2006
PADA PENYUSUNAN LAPORAN ANALISIS KESELAMATAN INSTALASI
PRODUKSI ELEMEN BAKAR REAKTOR RISET**

Rr.Djarwanti Rahayu Pipin Soedjarwo

email : rrdjarwantirahayups@yahoo.co.id

Suhaedi Muhammad

email : suhaedi.muhammad@yahoo.com

ABSTRAK

IMPLEMENTASI PERKA BAPETEN NOMOR 10 TAHUN 2006 PADA PENYUSUNAN LAPORAN ANALISIS KESELAMATAN INSTALASI PRODUKSI ELEMEN BAKAR REAKTOR RISET. Dokumen laporan analisis keselamatan instalasi produksi elemen bakar reaktor riset (LAK-IPEBRR) merupakan salah satu persyaratan untuk mendapatkan perpanjangan izin operasi IPEBRR. Penyusunan revisi LAK-IPEBRR yang baru harus mengacu pada Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 10 tahun 2006 tentang Pedoman Penyusunan Laporan Analisis Keselamatan Instalasi Nuklir Non Reaktor. Dalam penyusunan revisi LAK-IPEBRR yang baru ini pihak pemegang izin menemui kesulitan karena isinya sangat berbeda dengan yang ada di dalam LAK-IPEBRR revisi 2 yang sudah dikirim ke Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN). Agar penyusunan LAK-IPEBRR yang baru dapat selesai dalam batas waktu yang telah ditetapkan, pemegang izin telah membentuk Tim Penyusun untuk menyusun isi bab yang selanjutnya hasilnya direview oleh Panitia Keselamatan. Hasil review yang dilakukan oleh Panitia Keselamatan, dikirim ke BAPETEN untuk mendapatkan persetujuan. Dalam menghadapi kendala penyusunan revisi LAK-IPEBRR yang baru, pemegang izin meminta bantuan data dan nara sumber dari beberapa unit yang ada di Kawasan Nuklir Serpong serta konsultasi dengan evaluator BAPETEN. LAK-IPEBRR dapat diselesaikan sesuai waktu yang ditetapkan BAPETEN.

Kata Kunci : Laporan Analisis Keselamatan, Instalasi Produksi Elemen Bakar Reaktor Riset.

ABSTRACT

IMPLEMENTATION PERKA BAPETEN NUMBER 10 OF 2006 ON COMPILATION REPORT ANALYSIS PRODUCTION PLANT SAFETY RESEARCH REACTOR FUEL ELEMENTS. Document production plant safety analysis report research reactor fuel elements (LAK-IPEBRR) is one of the requirements to obtain operating license extension IPEBRR. The preparation of the revised SAR-new IPEBRR should refer to Rule No. 10 Head BAPETEN 2006 on Guidelines for the Preparation of Nuclear Installation Safety Analysis Reports Non-Reactor. In the preparation of the revised SAR-IPEBRR the new license holders find it difficult because it is different from those in the SAR-IPEBRR revision 2 has been transferred to the Board of Trustees of Nuclear Power (BAPETEN). In order for the preparation of the new SAR-IPEBRR be completed within the time limit specified, the licensee has established the Drafting Team to develop the content of the next chapter the results are reviewed by the safety committee. The results of the review conducted by the Safety Committee, sent to BAPETEN for approval. In the face of obstacles preparation of the revised SAR-IPEBRR new license holders requested assistance data and resource persons from several units in Serpong Nuclear Regions and consultation with the evaluator BAPETEN. LAK-IPEBRR can be completed according to the time set BAPETEN.

Keywords: Safety Analysis Report, Installation Production Research Reactor Fuel Elements.

PENDAHULUAN

Penyusunan Laporan Analisis Keselamatan (LAK) Instalasi Produksi Elemen Bakar Reaktor Riset (IPEBRR) yang berlokasi di gedung 60 kawasan Puspipstek Serpong, Tangerang Selatan telah disusun sejak akhir tahun 2010 sampai akhir tahun 2011. Proses pembuatan LAK membutuhkan waktu yang cukup lama. Penyusunan LAK IPEBRR di sesuaikan dengan Peraturan Kepala BAPETEN nomor 10 tahun 2010 tentang pedoman penyusunan LAK instalasi nuklir non reaktor. Untuk menyusun LAK IPEBRR, PT. Batan Teknologi membentuk tim penyusun LAK IPEBRR dan Panitia Keselamatan yang berfungsi sebagai tim yang melakukan koreksi sesuai dengan PP tersebut di atas.

Dalam mengajukan permohonan perpanjangan izin operasi IPEBRR, maka pemegang izin IPEBRR yang termasuk dalam kategori Instalasi Nuklir Non Reaktor, sesuai dengan Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) Nomor 03 Tahun 2006 tentang Perizinan Instalasi Nuklir Non Reaktor pasal 19 ayat 3 berkewajiban menyampaikan LAK dan Laporan Operasi paling singkat tiga tahun sebelum izin operasi berakhir [1].

Dokumen LAK IPEBRR yang merupakan salah satu persyaratan perpanjangan izin harus disusun oleh pemegang izin sesuai dengan ketentuan yang ditetapkan di dalam Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 10 tahun 2006 tentang Pedoman Penyusunan Laporan Analisis Keselamatan Instalasi Nuklir Non Reaktor [2].

Dalam Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 10 tahun 2006 ini disebutkan bahwa dokumen Laporan Analisis Keselamatan Instalasi Nuklir Non Reaktor berisi 18 bab yang terdiri dari : pendahuluan dan uraian singkat instalasi, tujuan keselamatan nuklir dan persyaratan disain teknis, karakteristik tapak, gedung dan struktur, sistem operasi dan proses,

sistem bantu dan sarana pendukung, program eksperimen instalasi nuklir non reaktor, proteksi radiasi dan proteksi bahan berbahaya dan beracun (B3), pengkajian lingkungan, pencegahan kekritisian, pelaksanaan operasi, komisioning, analisis keselamatan nuklir, batasan dan kondisi operasi, jaminan mutu, pengelolaan limbah radioaktif dan B3, dekomisioning serta kesiapsiagaan nuklir.

Sedangkan dalam dokumen Laporan Analisis Keselamatan Instalasi Produksi Elemen Bakar Reaktor Riset (LAK - IPEBRR) revisi 2 yang sudah disampaikan ke BAPETEN hanya berisi 15 bab yang terdiri dari : pendahuluan dan uraian singkat IPEBRR, karakteristik tapak, disain struktur, komponen peralatan dan sistem, Instalasi Produksi Elemen Bakar Reaktor Riset, daya listrik, sistem-sistem bantu, program eksperimen, pengelolaan limbah radioaktif, proteksi radiasi, pelaksanaan operasi, program pengujian awal, analisis kecelakaan, program jaminan kualitas, spesifikasi teknis dan bab terakhir berisi tentang dekomisioning . Isi dari LAK – IPEBRR revisi 2 ini sangat berbeda dengan yang ditetapkan di dalam Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 10 tahun 2006 [2,3].

Sehubungan isi LAK – IPEBRR revisi 2 berbeda dengan yang ditetapkan di dalam Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 10 tahun 2006, maka hal ini menuntut pemegang izin untuk menyiapkan strategi dalam penyusunan LAK-IPEBRR tersebut. Strategi ini diperlukan agar penyusunan LAK-IPEBRR ini dapat selesai sesuai dengan batas waktu yang telah ditetapkan sehingga perpanjangan izin operasi IPEBRR dapat segera diterbitkan oleh BAPETEN.

TATA KERJA

Penyusunan bentuk implementasi Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 3 tahun 2006 dalam LAK-IPEBRR ini dilakukan dengan cara [1,2,3,4] :

1. Kajian Laporan Analisis Keselamatan Instalasi Produksi Elemen Bakar Reaktor Riset (LAK-IPEBRR) Revisi 2.
 2. Kajian dan penerapan Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 3 tahun 2006 tentang Perizinan Instalasi Nuklir Non Reaktor.
 3. Kajian dan penerapan Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 10 tahun 2006 tentang Pedoman Penyusunan Laporan Analisis Keselamatan Instalasi Nuklir Non Reaktor.
 4. Kajian dan penerapan Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 11 tahun 2007 tentang Ketentuan Keselamatan Instalasi Nuklir Non Reaktor.
 5. Studi literatur terkait dengan masalah keselamatan Instalasi Produksi Elemen Bakar Reaktor Riset (IPEBRR).
 6. Tinjauan pengalaman dalam penyusunan revisi Laporan Analisis Keselamatan Instalasi Produksi Elemen Bakar Reaktor Riset (LAK-IPEBRR).
3. Pembagian Tugas Tim Penyusun.
 4. Skedul Penyusunan LAK IPEBRR.
 5. Penyusunan materi tiap-tiap bab.
 6. Review Penyusunan Materi LAK IPEBRR Oleh Panitia Keselamatan.

1.1. Pembentukan Tim Penyusun.

Agar penyusunan revisi LAK-IPEBRR sesuai dengan Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 10 tahun 2006 dapat berjalan dengan efektif dan optimal, maka pemegang izin membentuk Tim Penyusun melalui surat tugas yang dikeluarkan oleh Direktur Produksi.

Tim penyusun ini dibawah koordinator manajer produksi elemen bakar nuklir beranggotakan perwakilan dari semua sub divisi yang ada di Divisi Produksi khususnya di IPEBRR dengan komposisi sebagai berikut : sub divisi produksi elemen bakar nuklir (EBN) : 3 orang, sub divisi kendali kualitas (KK) : 2 orang, sub divisi dukungan teknis produksi (DTP) : 2 orang, sub divisi keselamatan dan safeguards (KS) : 3 orang dan satuan jaminan kualitas (JK) : 2 orang. Tim Penyusun juga dibantu oleh beberapa nara sumber dari Pusat Produksi Radioisotop (PRR) : 1 orang, Pusat Reaktor Serbaguna (RSG) : 1 orang, Pusat Teknologi Bahan Nuklir (PTBN) : 2 orang dan Pusat Teknologi Limbah Radioaktif (PTLR) : 1 orang.

1.2. Penyusunan Isi LAK IPEBRR Sesuai PERKA BAPETEN Nomor 10 Tahun 2006.

Berdasarkan tugas yang diberikan oleh Direktur Produksi, Tim Penyusun membuat isi revisi LAK-IPEBRR berdasarkan ruang lingkup yang telah ditetapkan di dalam Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 10 tahun 2006 disesuaikan dengan kondisi real yang ada di IPEBRR dengan urutan bab sebagai berikut :

HASIL DAN PEMBAHASAN

1. Strategi Penyusunan LAK IPEBRR Sesuai PERKA BAPETEN Nomor 10 Tahun 2006.

Sehubungan isi LAK-IPEBRR revisi 2 berbeda dengan yang ditentukan di dalam Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 10 tahun 2006, yaitu bab pada LAK-IPEBRR revisi 2 tidak semuanya dapat digunakan dalam penyusunan revisi yang baru, hal ini mengakibatkan pemegang izin mengalami kesulitan. Oleh karena itu, agar penyusunan revisi LAK-IPEBRR ini dapat selesai sesuai dengan batas waktu yang telah ditetapkan sehingga dapat diserahkan ke BAPETEN, maka pemegang izin menyusun strategi yang meliputi :

1. Pembentukan Tim Penyusun.
2. Penyusunan Isi LAK IPEBRR Sesuai PERKA BAPETEN Nomor 10 Tahun 2006.

1. Bab I. Pendahuluan dan uraian singkat IPEBRR.
2. Bab II. Tujuan keselamatan nuklir dan persyaratan disain teknis.
3. Bab III. Karakteristik tapak.
4. Bab IV. Gedung dan struktur.
5. Bab V. Sistem operasi dan proses.
6. Bab VI. Sistem bantu dan sarana pendukung.
7. Bab VII. Program eksperimen IPEBRR.
8. Bab VIII. Proteksi radiasi dan proteksi bahan berbahaya dan beracun (B3).
9. Bab IX. Pengkajian lingkungan.
10. Bab X. Pencegahan kekritisitan.
11. Bab XI. Pelaksanaan operasi.
12. Bab XII. Komisioning.
13. Bab XIII. Analisis keselamatan nuklir.
14. Bab XIV. Batasan dan kondisi operasi.
15. Bab XV. Jaminan mutu.
16. Bab XVI. Pengelolaan limbah radioaktif dan B3.
17. Bab XVII. Dekomisioning.
18. Bab XVIII. Kesiapsiagaan nuklir.

1.3. Pembagian Tugas Tim Penyusun.

Agar pelaksanaan tugas Tim Penyusun berjalan dengan efektif dan optimal, maka manajer produksi elemen bakar nuklir selaku koordinator Tim membuat pembagian tugas sebagaimana diberikan pada Tabel 1.

Tabel 1. Pembagian Tugas Tim Penyusun Revisi LAK-IPEBRR

No.	Bab	Uraian Bab	Penanggungjawab (Perwakilan Sub Divisi)	Keterangan
01.	I	Pendahuluan dan uraian singkat IPEBRR	KS, PRR	
02.	II	Tujuan keselamatan nuklir dan persyaratan disain teknis.	KS, PRR	
03.	III	Karakteristik tapak	KS, PRR	
04.	IV	Gedung dan struktur	EBN, DTP	
05.	V	Sistem operasi dan proses	EBN	
06.	VI	Sistem bantu dan sarana pendukung	DTP, PRSG	
07.	VII	Program eksperimen IPEBRR	KK, PTBN	
08.	VIII	Proteksi radiasi dan proteksi bahan berbahaya dan beracun (B3).	KS, PRR	
09.	IX	Pengkajian lingkungan	PTLR	
10.	X	Pencegahan kekritisitan	KS, PTBN	
11.	XI	Pelaksanaan operasi	EBN, PTBN, KK	
12.	XII	Komisioning	KS, PTBN	
13.	XIII	Analisis keselamatan nuklir	KS, PTBN	
14.	XIV	Batasan dan kondisi operasi	EBN, PTBN, DTP	
15.	XV	Jaminan mutu	JK	

16.	XVI	Pengelolaan limbah radioaktif dan B3	KS, PRR	
17.	XVII	Dekomisioning.	KS, PRR, PTBN	
18.	XVIII	Kesiapsiagaan nuklir	KS, PRR	

1.4. Skedul Penyusunan LAK IPEBRR.

Agar penyusunan revisi LAK-IPEBRR dapat selesai sesuai dengan batas waktu yang telah ditentukan, maka dibuat skedul baik skedul pelaksanaan penyusunan materi untuk tiap-tiap bab yang dilakukan oleh Tim Penyusun maupun skedul pelaksanaan review yang dilakukan oleh Panitia Keselamatan. Skedul pelaksanaan review dibuat oleh Panitia Keselamatan berdasarkan materi bab-bab yang diterima dari Tim Penyusun.

1.5. Penyusunan Materi Tiap-Tiap Bab

Penyusunan materi untuk tiap-tiap bab pada revisi LAK-IPEBRR bukan pekerjaan yang mudah. Materi yang ada pada bab-bab di LAK-IPEBRR revisi 2 tidak semuanya bisa digunakan untuk menyusun revisi LAK-IPEBRR sesuai dengan kerangka isi yang ditetapkan di dalam Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 10 tahun 2006 sehingga Tim Penyusun dibantu oleh nara sumber khususnya dari PRR-BATAN harus mencari informasi lain sesuai yang dibutuhkan.

Para penanggungjawab bab, berdasarkan bahan-bahan yang ada di LAK-IPEBRR revisi 2 dan informasi lain, menyusun isi bab sesuai dengan kerangka yang ditetapkan di dalam Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 10 tahun 2006. Bilamana sudah selesai, maka penanggungjawab bab menyerahkan hasil penyusunan bab tersebut ke koordinator untuk kemudian dibahas bersama di dalam rapat Tim Penyusun.

Bab yang telah selesai dibahas di dalam rapat Tim Penyusun selanjutnya disampaikan kepada Panitia Keselamatan untuk direview baik dari segi kebenaran isi maupun ketepatan penempatan isi.

1.6. Review Penyusunan Materi LAK IPEBRR Oleh Panitia Keselamatan.

Sebelum melakukan review terhadap materi untuk bab-bab yang telah disampaikan oleh Tim Penyusun, maka Panitia Keselamatan terlebih dahulu melakukan pembagian tugas penanggungjawab bab. Pelaksanaan review untuk bab-bab yang sudah diterima dari Tim Penyusun dilakukan di dalam rapat Panitia Keselamatan yang dipimpin oleh penanggungjawab bab yang telah ditunjuk.

Bab yang sudah selesai direview oleh Panitia Keselamatan disampaikan ke Manajer Sub Divisi Keselamatan Dan Safeguards sebagai penanggungjawab penyusunan revisi LAK-IPEBRR sesuai dengan ketentuan yang telah ditetapkan di dalam Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 10 tahun 2006.

Selanjutnya oleh Manajer Sub Divisi Keselamatan Dan Safeguards bab-bab LAK-IPEBRR hasil revisi disampaikan ke BAPETEN dengan surat pengantar yang ditandatangani oleh pemegang izin.

2. Kendala Yang Dihadapi Dalam Penyusunan LAK IPEBRR Sesuai PERKA BAPETEN Nomor 10 Tahun 2006.

Penyusunan revisi LAK-IPEBRR sesuai kerangka yang ditetapkan dalam Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 10 tahun 2006 cukup sulit. Beberapa kendala yang dihadapi baik oleh Tim Penyusun maupun Panitia Keselamatan dalam menyusun revisi LAK-IPEBRR diantaranya adalah :

1. Banyak isi kerangka yang ada di dalam Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 10 tahun 2006 tidak terdapat di dalam kerangka isi LAK-IPEBRR revisi 2.

2. Tidak semua materi yang ada di dalam LAK-IPEBRR revisi 2 bisa digunakan untuk menyusun revisi LAK-IPEBRR yang baru.
3. Banyak data dan informasi yang dibutuhkan tidak terdapat di dokumen yang ada di IPEBRR.
4. Penyusunan Bab III tentang Karakteristik Tapak sempit tertunda karena harus menunggu data lingkungan terbaru dari Pusat Teknologi Limbah Radioaktif – Badan Tenaga Nuklir (PTLR-BATAN).
5. Dalam penyusunan Bab X tentang Pencegahan Kekritisitas, Tim Penyusun mengalami kesulitan sehingga harus meminta bantuan nara sumber dari Pusat Teknologi Reaktor Dan Keselamatan Nuklir (PTRKN) – BATAN.
6. Adanya perbedaan pandangan dalam penyusunan materi antara Tim Penyusun dan Panitia Keselamatan dengan evaluator BAPETEN.
 - a. Dari PRR-BATAN untuk membantu menyusun Bab : I, II,III,VIII,XVI,XVII dan XVIII.
 - b. Dari PTBN-BATAN untuk membantu menyusun Bab : VII,X,XI,XII,XIV dan XVII.
 - c. Dari PTLR-BATAN untuk membantu menyusun Bab : III dan IX.
 - d. Dari PRSG-BATAN untuk membantu menyusun Bab VI.
4. Khusus untuk penyusunan Bab X tentang Pencegahan Kekritisitas, pemegang izin meminta bantuan dua orang nara sumber dari Pusat Teknologi Reaktor Dan Keselamatan Nuklir (PTRKN) – BATAN.
5. Diadakannya forum konsultasi dengan evaluator BAPETEN guna mendapatkan kesamaan pandangan untuk bab-bab tertentu yang masih ada perbedaan persepsi antara Tim Penyusun dan Panitia Keselamatan dengan evaluator BAPETEN.

3. Alternatif Solusi.

Untuk mengatasi beberapa kendala yang dihadapi dalam penyusunan revisi LAK IPEBRR sesuai dengan Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 10 tahun 2006 ada beberapa solusi yang telah dilakukan oleh pemegang izin, yaitu :

1. Guna memudahkan penyusunan isi-isi bab yang tidak ada di dalam LAK-IPEBRR revisi 2, pemegang izin meminta bantuan Kepala Pusat Kemitraan Teknologi Nuklir (PKTN) – BATAN guna mendapatkan data dan informasi yang dibutuhkan.
2. Pemegang izin meminta bantuan Kepala Teknologi Limbah Radioaktif (PTLR) - BATAN untuk mendapatkan data lingkungan terbaru guna menyusun bab III tentang Karakteristik Tapak.
3. Guna memudahkan penyusunan isi-isi bab yang tidak ada di dalam LAK-IPEBRR revisi 2, pemegang izin meminta bantuan beberapa nara sumber yaitu :

KESIMPULAN

Berdasarkan uraian tersebut di atas, dapat ditarik beberapa kesimpulan sebagai berikut :

1. Dokumen Laporan Analisis Keselamatan Instalasi Produksi Elemen Bakar Reaktor Riset (LAK-IPEBRR) merupakan salah satu persyaratan untuk bisa memperoleh perpanjangan izin operasi dari BAPETEN.
2. Kerangka isi yang ditetapkan di dalam Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 10 tahun 2006 sangat berbeda dengan yang ada di dalam LAK-IPEBRR revisi 2 yang sudah disampaikan oleh pemegang izin ke BAPETEN.
3. Isi dari bab-bab yang ada di dalam LAK-IPEBRR revisi 2 tidak semuanya bisa digunakan untuk penyusunan LAK-IPEBRR sesuai yang ditetapkan di dalam Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 10 tahun 2006.

4. Pemegang izin kesulitan dalam penyusunan revisi LAK-IPEBRR sesuai yang ditetapkan di dalam Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 10 tahun 2006 sehingga meminta bantuan nara sumber dari beberapa unit yang ada di Kawasan Nuklir Serpong.
5. Guna menyamakan pandangan, telah dilakukan forum konsultasi antara Tim Penyusun dan Panitia Keselamatan dengan evaluator BAPETEN.

DAFTAR PUSTAKA

1. PT. Batan Teknologi (Persero), *Laporan Analisis Keselamatan Instalasi Produksi Elemen Bakar Reaktor Riset, Revisi 2*, Divisi Produksi – PT. Batan Teknologi (Persero), 2005.
2. BAPETEN, *Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) Nomor 03 Tahun 2006 tentang Perizinan Instalasi Nuklir Non Reaktor*. BAPETEN, Jakarta, 2006.
3. BAPETEN, *Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 10 tahun 2006 tentang Pedoman Penyusunan Laporan Analisis Keselamatan Instalasi Nuklir Non Reaktor*. BAPETEN, Jakarta, 2006.
4. PTLR - BATAN, *Pemutakhiran Data Rona Lingkungan Kawasan Nuklir Serpong 2011*, Pusat Teknologi Limbah Radioaktif, Serpong, 2011.

TANYA JAWAB DAN DISKUSI

1. Penanya : Liliana YP (BAPETEN)

Pertanyaan:

- a) Apakah implementasi/penerapan Perka BAPETEN No.10/2006

dalam merevisi LAK IPEBRR sulit dilaksanakan?

- b) Jika sulit diterapkan, bagian bab/pasal/ayat mana yang tidak dapat diterapkan?

Jawaban:

- a) Implementasi Perka 10/2006 pada penyusunan LAK IPEBRR memerlukan waktu lama untuk diskusi dengan pihak BAPETEN. Diskusi diperlukan untuk mengerti maksud isi Perka tersebut. Penyatuan pengertian ini dilaksanakan berulang-ulang sampai pihak penyusun bisa menuangkan dalam uraian per Sub bagian bab-bab yang ada.
- b) bagian tersulit menyusun bab-ab teknis dan bab 14. Bagian spesifikasi teknis dan karakteristik tapak membutuhkan update data terbaru. batas berlakunya izin membuat penyusunan LAK mencari data update terbaru seperti disyaratkan BAPETEN.

Pengaruh Implementasi *Behavior Based Safety (BBS)* terhadap Peningkatan Budaya Keselamatan di IEBE

Mugiyono, Agus Sartono, AS.Latief
Pusat Teknologi Bahan Bakar Nuklir – BATAN

ABSTRAK

Pengaruh Implementasi *Behavior Based Safety (BBS)* terhadap Peningkatan Budaya Keselamatan di Instalasi Elemen Bakar Eksperimental (IEBE). BBS merupakan aplikasi sistematis dari riset psikologi tentang perilaku manusia pada masalah keselamatan (*safety*) ditempat kerja yang memasukkan proses umpan balik secara langsung dan tidak langsung. Pelaksanaan BBS di IEBE telah dilakukan Sejak tahun 2011 sampai 2012 dengan masing-masing 100 kali pengamatan dan intervensi. Hal-hal yang diamati adalah: Respon pekerja terhadap pengamatan, Alat Pelindung Diri (APD), Posisi dan Tindakan pekerja, Peralatan Pekerjaan, Proteksi Perlindungan, Prosedure Kerja *Housekeeping* dan *authoritas* kerja. Data yang didapat kemudian didisplaikan guna diketahui oleh seluruh pekerja sehingga menjadi umpan balik dan dapat digunakan untuk merubah perilaku tidak selamat menjadi perilaku selamat. BBS di IEBE efektif dilakukan untuk memperbaiki perilaku pekerja sehingga budaya keselamatan di IEBE semakin membaik

Kata kunci : BBS, budaya keselamatan

ABSTRACT

Effect of Behavior Based Safety (BBS) Implementation to Improve Safety Culture in Experimental Fuel Element Installation (EFEI). BBS is systematic approach of psycology about human behaviour on safety problem in work place. Feed back process is used in BBS by direct or indirect ways. BBS has implemented in EFEI since 2011 until 2012 as much 100 observation and intervention on each observation objects. The observation objects are: worker response due to observation, apropriate wearing of self protection device, worker position and behaviour in work place, working device completeness, completness of protection devices in work place, work housekeeping and authority procedures. The collected data displayed to all workers so the data can be used to feed back to them and change the non-safe behaviour to more safe behaviour. BBS in EFEI has done effectively to improve workers behaviour and affect the safety culture in EFEI better.

Key words : BBS, Safety Culture

Pendahuluan

A. *Behavior Based Safety (BBS)* / Keselamatan Berbasis Perilaku

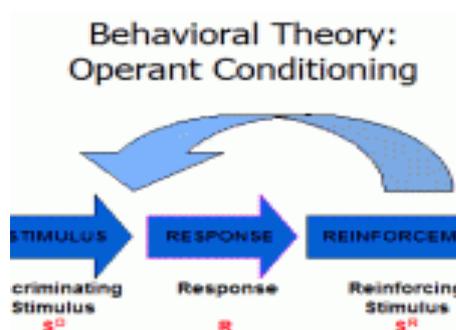
Berbicara mengenai *Behavior Based Safety* atau Keselamatan Berbasis Perilaku, maka sangat jelas sekali bahwa basic atau landasan jalannya program ini adalah berdasarkan perilaku. Perilaku disini pasti sangat jelas berhubungan dengan perilaku manusia dalam hal bekerja di area kerja yang sangat banyak bersinggungan dengan alat-alat kerja, benda kerja, kendaraan kerja, langkah kerja, dan lainnya. Sebelum masuk lebih dalam ke pembahasan mengenai Behavior Based Safety, maka sebaiknya kita harus mengenali terlebih dahulu mengenai perilaku.

Pengertian Perilaku menurut beberapa ahli

1. Menurut **Geller** (2001), perilaku mengacu pada tingkah laku atau tindakan individu yang dapat diamati oleh orang lain. Dengan kata lain, perilaku adalah apa yang seseorang katakan atau lakukan yang merupakan hasil dari pikirannya, perasaannya, atau diyakininya.
2. Perilaku manusia menurut **Dolores dan Johnson** (2005 dalam Anggraini, 2011) adalah sekumpulan perilaku yang dimiliki

oleh manusia dan dipengaruhi oleh adat, sikap, emosi, nilai, etika, kekuasaan, persuasi, dan atau genetika. Perilaku seseorang dapat dikelompokkan ke dalam perilaku wajar, perilaku dapat diterima, perilaku aneh, dan perilaku menyimpang. Perilaku dianggap sebagai sesuatu yang tidak ditunjukkan kepada orang lain dan oleh karenanya merupakan suatu tindakan sosial manusia yang sangat mendasar

3. **Notoatmodjo** (2007) mengatakan bahwa dari segi biologis, perilaku adalah suatu kegiatan atau aktifitas organisme (makhluk hidup) yang bersangkutan. Dengan demikian, perilaku manusia pada hakikatnya adalah tindakan atau aktifitas dari manusia itu sendiri yang mempunyai bentangan yang sangat luas, antara lain berjalan, berbicara, menangis, tertawa, bekerja, kuliah, menulis, membaca, dan sebagainya.
4. **Skinner**, merumuskan bahwa perilaku merupakan hasil hubungan antara perangsang (stimulus) dan tanggapan dan respon. Oleh karena perilaku ini terjadi melalui proses adanya stimulus terhadap organisme, dan kemudian organisme tersebut merespon, maka teori Skinner ini disebut dengan teori "S-O-R" atau "Stimulus-Organisme-Respon".



Faktor Penentu Perilaku Seseorang

Meskipun perilaku adalah bentuk respons atau reaksi terhadap stimulus atau rangsangan dari luar organisme (orang), namun dalam memberikan respon sangat tergantung pada karakteristik atau faktor-faktor lain dari orang yang bersangkutan. Hal ini berarti bahwa meskipun stimulusnya sama bagi beberapa orang, namun respons tiap-tiap orang berbeda (Notoatmodjo, 2007). Faktor penentu perilaku terbagi atas 2 bagian:

1. **Faktor internal**, yaitu karakteristik orang yang bersangkutan yang bersifat bawaan dan berfungsi untuk mengolah rangsangan dari luar, misalnya tingkat pengetahuan, kecerdasan, persepsi, emosi, motivasi, jenis kelamin, dan sebagainya.
2. **Faktor eksternal**, meliputi lingkungan sekitar, baik fisik maupun non-fisik, seperti iklim, manusia, sosial, budaya, ekonomi, politik, kebudayaan dan sebagainya. Faktor lingkungan ini sering merupakan faktor yang dominan mewarnai perilaku seseorang.

Jadi, pada dasarnya perilaku manusia dipengaruhi oleh banyak faktor, baik faktor internal maupun faktor eksternal. Perilaku berbeda dengan tindakan atau aksi. Tindakan atau aksi merupakan tindakan mekanis terhadap suatu stimulus sedangkan perilaku adalah suatu proses mental yang aktif dan kreatif.

Teori Perubahan Perilaku

Geller (2001) menyatakan bahwa untuk merubah perilaku-perilaku kritikal, maka fokus yang diperlukan adalah pada perilaku terbuka (*overt behavior*). Perubahan perilaku terjadi melalui proses pembelajaran. Proses pembelajaran tersebut terjadi dengan baik bila proses

pembelajaran tersebut menghasilkan perubahan perilaku yang relatif permanen.

Pembelajaran tersebut mencakup tiga komponen, yaitu:

1. Pembelajaran melibatkan perubahan
2. Perubahan harus relatif permanen
3. Perubahan menyangkut perilaku

Terdapat beberapa model dasar perubahan perilaku, yaitu:

Classical Conditioning

adalah merubah perilaku dengan memberikan *conditioned stimulus*, perubahan tersebut menghasilkan *conditioned response*. Penerapannya dalam perubahan perilaku adalah perilaku seseorang dapat berubah bila diberikan stimulus secara terus-menerus. Bila stimulus tersebut diberikan tidak terus-menerus, maka perubahan perilaku (*conditioned response*) tidak akan terjadi.

Dalam penerapan program *Behavior Based Safety* (BBS), stimulus yang diberikan terus-menerus adalah melakukan observasi perilaku secara terus-menerus dan memberikan stimulus positif, pada akhirnya akan menghasilkan perubahan perilaku kerja aman (*conditioned response of safe behavior*).

Operant Conditioning

adalah merubah perilaku dengan menghubungkan akibat yang didapatkannya. Teori ini diperkenalkan oleh B.F. Skinner, seorang ahli psikologi dari Harvard, yang menyatakan bahwa orang berperilaku sedemikian rupa untuk mendapatkan sesuatu yang ia inginkan atau untuk menghindari sesuatu yang tidak ia inginkan. Kecenderungan untuk mengulangi perilaku tertentu dipengaruhi

oleh lemah-kuatnya *reinforcement* terhadap akibat yang didapatkan dari perilaku tertentu tersebut, oleh sebab itu, dikatakan *reinforcement* memperkuat perilaku dan akan menambah kecenderungan perilaku tertentu itu diulangi lagi.

Penerapannya dalam program BBS adalah bila dalam melakukan observasi perilaku kerja didapatkan pekerja telah melakukan pekerjaannya dengan benar dan aman, maka pekerja tersebut harus diberi *reinforcement* agar pekerja tersebut mengerti bahwa yang ia lakukan sudah benar dan aman sehingga perilaku kerja aman (*safe behavior*) akan diulangi terus. Bila perilaku kerja aman (*safe behavior*) ini terus diulang, maka kecelakaan kerja dan lingkungan dapat dicegah.

Social Learning

adalah merubah perilaku melalui pengaruh model. Orang dapat belajar dari mengamati apa yang terjadi pada orang lain dan diajari sesuatu sedemikian rupa dari pengalaman langsung.

Penerapannya dalam program BBS adalah komitmen dan partisipasi manajemen beserta para pimpinannya secara aktif dan nyata dalam implementasi program BBS untuk menjadi model yang akan diikuti oleh seluruh jajaran dibawahnya secara aktif. Hal ini dapat mengurangi *unsafe behavior* menjadi *safe behavior* dalam bekerja.

Developing Job Pride Through Behavior Reinforcement

menjelaskan bahwa perilaku dipengaruhi oleh efek yang didapatkannya. Efek yang negatif mengarah kepada kecilnya kemungkinan pengulangan perilaku. Sedangkan efek positif akan mengarah kepada pengulangan perilaku bertambah besar. Dalam prakteknya bila perilaku tertentu menghasilkan pengalaman yang

negatif, misal mendapatkan hukuman, denda, menyakitkan, perasaan tidak menyenangkan dan lainnya yang negatif, maka perilaku tertentu itu cenderung untuk tidak diulangi lagi.

Bila perilaku itu mendatangkan pengalaman yang positif seperti penghargaan, kesenangan, hadiah, kepuasan, dan lainnya yang positif, maka perilaku tersebut cenderung untuk diulangi. *Behavior reinforcement* berbeda dengan penghargaan kepada pribadi pada umumnya. *Behavior reinforcement* secara jelas berhubungan dengan sesuatu yang spesifik yang telah dilakukan oleh orang itu (Bird and Gemain, 1990, dalam Geller, 2001).

Penerapannya dalam program BBS adalah penghargaan atau perhatian positif lainnya perlu diberikan terhadap orang yang melakukan kerja aman (*safe behavior*). Penghargaan ataupun perhatian positif tersebut diberikan terhadap sesuatu yang spesifik yang telah dilakukan oleh pekerja tersebut dengan aman. Pemberian hukuman akibat dari perilakunya tidak akan merubah perilaku secara permanen sebab perilaku tersebut berubah karena takut mendapat hukuman.

Giving Feedback

Proses perubahan perilaku memerlukan *feedback* sebagai mekanisme untuk meningkatkan kepekaan terhadap *error generating work habits*, terutama kekeliruan yang potensial menimbulkan kecelakaan. Ada lima karakteristik *feedback*, yaitu:

1. *Speed*, lebih cepat *feedback* diberikan setelah terjadinya kekeliruan, lebih cepat pula tindakan perbaikan yang akan dilakukan. Selain itu, pekerja juga

- dapat belajar langsung dari kekeliruan tersebut.
2. *Specificity*, lebih tajam *feedback* difokuskan pada kekeliruan secara spesifik, maka akan lebih efektif hasilnya.
 3. *Accuracy*, *feedback* harus teliti, kekeliruan pada *feedback* menimbulkan tindakan yang keliru.
 4. *Content*, isi dari informasi yang akan disampaikan harus sesuai dengan perilaku yang diinginkan. Perilaku yang kompleks memerlukan elaborasi informasi lebih rinci.
 5. *Amplitude*, *feedback* harus cukup menimbulkan perhatian terhadap pekerja, namun demikian *feedback* yang berlebihan dapat mengacaukan *performance* yang diinginkan.

Setelah mengetahui dan mendalami mengenai perilaku, selanjutnya akan dibahas lebih dalam mengenai *Behavior Based Safety*.

Behavior Based Safety (BBS) merupakan aplikasi sistematis dari riset psikologi tentang perilaku manusia pada masalah keselamatan (*safety*) ditempat kerja yang memasukkan proses umpan balik secara langsung dan tidak langsung. BBS lebih menekankan aspek perilaku manusia terhadap terjadinya kecelakaan di tempat kerja. Menurut Geller (2001), BBS adalah proses pendekatan untuk meningkatkan keselamatan kesehatan kerja dan lingkungan dengan jalan menolong sekelompok pekerja untuk:

1. Mengidentifikasi perilaku yang berkaitan dengan keselamatan dan kesehatan kerja (K3).
2. Mengumpulkan data kelompok pekerja.
3. Memberikan *feedback* dua arah mengenai perilaku keselamatan dan kesehatan kerja (K3).

4. Mengurangi atau meniadakan hambatan sistem untuk perkembangan lebih lanjut.

Teori Heinrich (1980, dalam Geller, 2001) tentang keselamatan kerja menyatakan bahwa perilaku tidak aman (*unsafe behavior*) merupakan penyebab dasar pada sebagian besar kejadian hampir celaka dan kecelakaan di tempat kerja. Oleh karena itu, dilakukan observasi mendalam terhadap kalangan pekerja mengenai perilaku kerja tidak aman. Umpan balik mengenai observasi terhadap perilaku telah terbukti sukses dalam mengurangi perilaku tidak aman para pekerja. Umpan balik yang diberikan dapat berupa lisan, grafik, tabel dan bagan, atau melalui tindakan perbaikan.

Lebih lanjut, Cooper (2009) mengidentifikasi adanya tujuh kriteria yang sangat penting bagi pelaksanaan program *Behavior Based Safety*:

1. Melibatkan Partisipasi Karyawan yang Bersangkutan

BBS menerapkan sistem *bottom-up*, sehingga individu yang berpengalaman dibidangnya terlibat langsung dalam mengidentifikasi perilaku kerja tidak aman (*unsafe behavior*). Dengan keterlibatan pekerja secara menyeluruh dan adanya komitmen, kepedulian seluruh pekerja terhadap program keselamatan maka proses perbaikan akan berjalan dengan baik.

2. Memusatkan Perhatian pada *unsafe behavior* yang spesifik

Untuk mengidentifikasi faktor di lingkungan kerja yang memicu terjadinya perilaku tidak selamat para praktisi menggunakan teknik behavioral analisis terapan dan memberi hadiah (*reward*) tertentu pada individu yang mengidentifikasi perilaku tidak selamat.

3. Didasarkan pada Data Hasil Observasi

Observer memonitor perilaku selamat pada kelompok mereka dalam waktu tertentu. Makin banyak observasi makin reliabel data tersebut, dan *safe behavior* akan meningkat.

4. Proses Pembuatan Keputusan Berdasarkan Data

Hasil observasi atas perilaku kerja dirangkum dalam data persentase jumlah *safe behavior*. Berdasarkan data tersebut bisa dilihat letak hambatan yang dihadapi. Data ini menjadi umpan balik yang bisa menjadi *reinforcement* positif bagi karyawan yang telah berperilaku kerja aman, selain itu bisa juga menjadi dasar untuk mengoreksi *unsafe behavior* yang sulit dihilangkan.

5. Melibatkan Intervensi Secara Sistematis dan Observasional

Keunikan sistem Behavior Based Safety adalah adanya jadwal intervensi yang terencana. Dimulai dengan *briefing* pada seluruh departemen atau lingkungan kerja yang dilibatkan, karyawan diminta untuk menjadi relawan yang bertugas sebagai observer yang tergabung dalam sebuah *project team*. Observer ditraining agar dapat menjalankan tugas mereka. kemudian mengidentifikasi *unsafe behavior* yang diletakkan dalam *check list*. Daftar ini ditunjukkan pada para pekerja untuk mendapat persetujuan. Setelah disetujui, observer melakukan observasi pada periode waktu tertentu (± 4 minggu), untuk menentukan *baseline*. Setelah itu barulah program intervensi dilakukan dengan menentukan *goal setting* yang dilakukan oleh karyawan sendiri. Observer terus melakukan observasi. Data hasil observasi kemudian dianalisis untuk mendapatkan *feedback* bagi para karyawan. *Team project* juga bertugas memonitor data secara berkala, sehingga

perbaikan dan koreksi terhadap program dapat terus dilakukan.

6. Menitikberatkan pada Umpan Balik terhadap Perilaku Kerja

Dalam program *Behavior Based Safety*, umpan balik dapat berbentuk umpan balik verbal yang langsung diberikan pada karyawan sewaktu observasi, umpan balik dalam bentuk data (grafik) yang ditempatkan dalam tempat-tempat yang strategis dalam lingkungan kerja, dan umpan balik berupa *briefing* dalam periode tertentu dimana data hasil observasi dianalisis untuk mendapatkan umpan balik yang rinci tentang perilaku yang spesifik.

7. Membutuhkan Dukungan dari Manager

Komitmen manajemen terhadap proses *Behavior Based Safety* biasanya ditunjukkan dengan memberi keleluasaan pada observer dalam menjalankan tugasnya, memberikan penghargaan yang melakukan perilaku selamat, menyediakan sarana dan bantuan bagi tindakan yang harus segera dilakukan, membantu menyusun dan menjalankan umpan balik, dan meningkatkan inisiatif untuk bertindak selamat dalam setiap kesempatan. Dukungan dari manajemen sangat penting karena kegagalan dalam penerapan BBS biasanya disebabkan oleh kurangnya dukungan dan komitmen dari manajemen.

B. Budaya Keselamatan di IEBE

Instalasi Elemen Bakar Eksperimental (IEBE) adalah instalasi yang melakukan tugas pengembangan teknologi bahan bakar reaktor daya dan bahan bakar reaktor maju, khususnya bahan bakar reaktor suhu tinggi. Fasilitas fabrikasi yang dimiliki IEBE untuk menangani proses peletisasi, pembuatan komponen dan fabrikasi elemen bakar nuklir reaktor daya tipe air berat. Fasilitas laboratorium di IEBE sudah tua, sehingga

perlu pengelolaan dan pengoperasian yang hati-hati.

Kondisi budaya keselamatan di IEBE hingga awal tahun 2006 masih lemah, hal ini dapat dilihat dari indikasi-indikasi :

1. Sikap dan perilaku baik individu maupun organisasi masih memandang/memprioritaskan usaha-usaha keselamatan dlm pengoperasian instalasi nuklir sebagai suatu ketentuan/persyaratan regulasi.
2. Individu/personil tidak antusias dalam melibatkan diri dalam aktivitas keselamatan sehari-hari.
3. *Unsafe acts* dan *Unsafe conditions* banyak dijumpai dalam aktivitas kerja sehari-hari.

IEBE ibarat kandang yang penuh dengan singa-singa jinak tetapi siap menerkam pawang-nya apabila tidak disiplin dan hati-hati dalam menanganinya. Pengamatan menunjukkan banyak personil yg bekerja secara sembrono atau melakukan "*at risk acts*", baik langsung maupun tidak langsung. Data statistik kecelakaan kerja menunjukkan bahwa 80% adalah karena faktor manusia yg mana 30% nya disebabkan oleh individu yang tidak disiplin. Zero accident dalam pengoperasian instalasi nuklir telah ditetapkan oleh Pimpinan BATAN

Lemahnya budaya keselamatan ini juga memberi dampak pada penurunan semangat dan produktifitas kerja para personil di IEBE. Oleh karenanya dalam rangka menaikkan produktifitas dan untuk memenuhi persyaratan regulasi maka perlu dilakukan Penguatan budaya keselamatan. Penguatan budaya keselamatan di IEBE juga memberikan jaminan terhadap pengoperasian IEBE yang aman, handal dan selamat. Salah satu strategi peningkatan budaya keselamatan di IEBE adalah dengan Implementasi BBS.

METODOLOGI BBS

1. Kunci sukses BBS di IEBE

Pemberdayaan personil sepenuh hati
Perencanaan yang baik dan dukungan penuh
Manajemen terhadap proses BBS
Pengelolaan BBS dgn Integritas Tinggi
Adanya contoh dari Pimpinan Senior

2. Item Pengamatan

Pengamatan dilakukan diseluruh laboratorium secara bergantian. Perihal yang diamatai pada proses BBS adalah Sebagai berikut :

- a. Respon pekerja terhadap pengamatan.

Apakah pekerja Tidak mengatur APD (Tidak mengubah posisi, Tidak menghentikan kerja, Tidak mengatur alat/bahan, Tidak salah tingkah dan pura-pura sibuk

- b. Alat Pelindung Diri (APD)

Kelengkapan APD yang dipakai, Kesesuaian APD dengan jenis pekerjaan, Ketepatan dan kerapihan pemakaian APD, Kondisi APD yang dipakai

- c. Posisi dan Tindakan pekerja

Kemungkinan tertabrak, terbentur, terjatuh. Keleluasaan gerakan pekerja, Jalur evakuasi pekerja kepintu darurat, Penanganan Bahan, Penanganan alat (KBO aman). Gerakan pekerja (tergesa-gesa, gugup, dll). Atensi (perhatian) pekerja terhadap pekerjaan, dan Kebugaran (kesehatan pekerja).

- d. Peralatan Pekerjaan

Kesesuaian peralatan-perangkat kerja, Kondisi peralatan-perangkat kerja, logbook & instruksi kerja alat, perawatan/ kalibrasi/pengujian alat, Kondisi bahan yang digunakan, Bahan uranium (pencatatan, kartu serta)

e. Proteksi Perlindungan

Tanda peringatan (radioaktivitas, B3,dll), Isolasi daerah kerja, . Kondisis pelindung (Guard), Kondisi interlock, Perlengkapan kedaruratan (lampu senter)

f. *Housekeeping*

Kebersihan lantai (tumpahan, bekas oli), Kebersihan dan kerapihan meja kerja, Kebersihan peralatan, Penyimpanan bahan, . Penyimpanan perlengkapan kerja (alat), pengelolaan limbah.

g. Prosedur Kerja

Prosedur kerja tertulis, analisa bahaya dan Proposal kegiatan, *Briefing* pagi sebelum kerja, Pengisian buku kendali masuk-keluar lab, Pengisian logbook alat. Pengisian buku hitam (black book), Pengisian *check list*

operasi/kegiatan, Tidak makan, minum, merokok di laboratorium dll.

h. *Authoritas Kerja*

Surat ijin bekerja, *Authoritas Pengoperasian Alat*, surat perintah kerja dan pengawasan petugas proteksi radiasi.

3. Penilaian/Skoring dan Intervensi

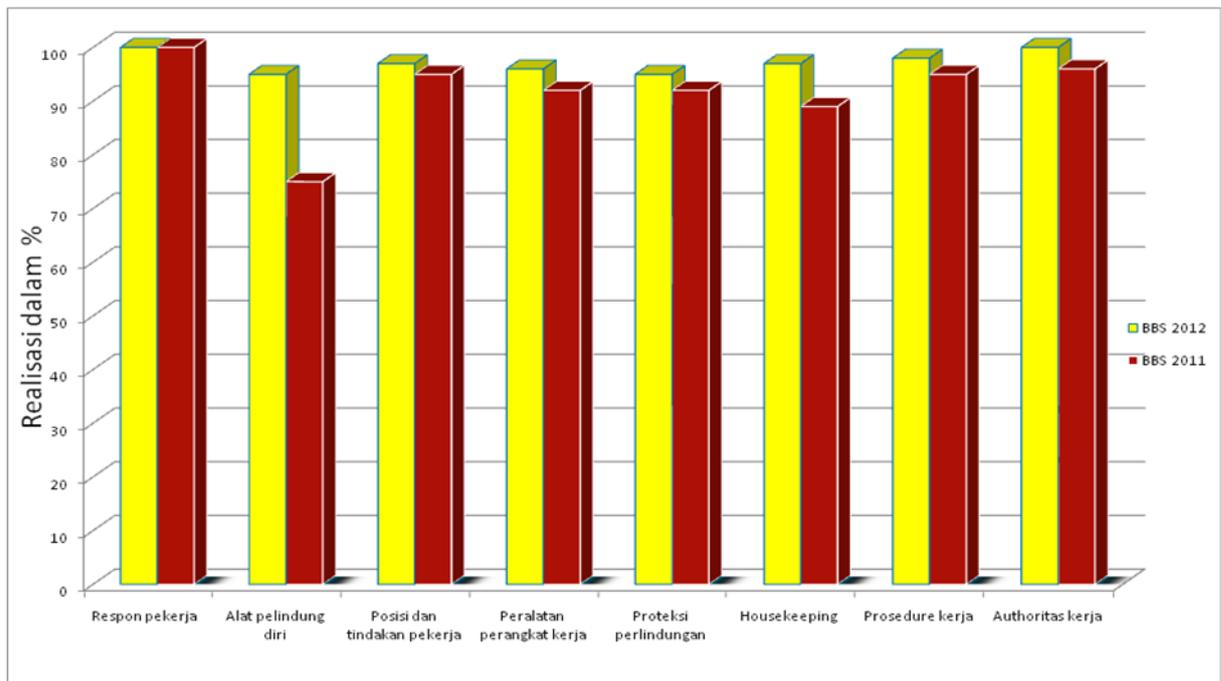
Hasil Pengamatan kemudian diidentifikasi pada formulir BBS. Ada tiga item identifikasi/skor dalam formulir BBS yaitu: selamat, tidak selamat dan tidak perlu. Hasil skoring kemudian didisplaikan untuk diketahui seluruh pekerja di IEBE. Bila pada saat petugas BBS melakukan pengamatan didapati ada pekerja yang berperilaku tidak selamat maka langsung diintervensi hingga pekerja tersebut merubah perilakunya.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Setelah dilakukan 100 kali BBS masing-masing pada tahun 2011 dan 2012 maka didapat hasil sebagai berikut:

No	Item Pengamatan	Selamat		Tidak selamat	
		2011	2012	2011	2012
1	Respon Pekerja	100	100	0	0
2	Alat Pelindung Diri	75	95	25	5
3	Posisi dan tindakan pekerja	95	97	5	3
4	Peralatan Perangakat kerja	90	96	10	4
5	Proteksi Perlindungan	90	97	10	3
6	<i>Housekeeping</i>	87	97	13	3
7	Prosedur Kerja	95	98	5	2
8	<i>Authoritas Kerja</i>	95	100	5	0

Tabel 1. Skor hasil BBS tahun 2011 dan tahun 2012



Gambar 1. Grafik perbandingan hasil BBS tahun 2011 dan tahun 2012

Dari tabel dan grafik diatas dapat diketahui bahwa hampir seluruh Skor item pengamatan dari tahun 2011 ke tahun 2012 mengalami kenaikan.

Respon Pekerja, selama proses BBS seluruh pekerja tidak melakukan tindakan atau gerakan yang mendadak untuk menutupi perilaku tidak selamat hal ini berarti bahwa pekerja mempunyai prinsip perilaku selamat yang baik.

Alat Pelindung Diri, Pada item ini skor tahun 2012 naik 20 point dibanding tahun 2011 yang berarti bahwa kesadaran untuk menggunakan APD yang sesuai dan tepat pada setiap pekerja di IEBE mengalami kemajuan. Selain hal itu juga ketersediaan APD juga semakin meningkat karena tumbuhnya kesadaran pentingnya bekerja selamat.

Posisi dan tidakan pekerja pada saat dilakukan BBS menunjukkan perilaku selamat yang baik, terutama pada item bekerja selalu dalam Kondisi Batas Aman (KBO)

Ketersediaan prosedur, intruksi kerja dan loog book operasi meningkat sehingga pada item pengamatan Peralatan Perangkat Kerja skor tahun 2012 naik.

Kelengkapan Peralatan kedaruratan di IEBE juga selalu diusahakan ketersediaannya guna menjamin pekerja selalu aman dalam bekerja sehingga item ini juga mengalami kenaikan.

Housekeeping juga mengalami kemajuan di setiap ruang yang selalu dijaga dan ditingkatkan agar pekerja di IEBE bekerja dengan nyaman.

Pada item prosedur kerja dan *authoritas* kerja juga mengalami kemajuan terlihat pada auntusias pekerja mengikuti *briefing* keselamatan setiap pagi dan adanya proposal kerja dan analisa bahaya kegiatan. Masih adanya skor tidak selamat dari beberapa item pengamatan diatas lebih disebabkan karena faktor perilaku pekerja, diantara operator IEBE masih ada yang berperilaku tidak selamat, dengan alasan buru-buru, masuk laboratorium hanya sebentar sehingga menggunakan APD kurang tepat. Ada juga karena faktor keterbatasan APD seperti *Fullface masker* untuk HR 24 belum ada dan masih meminjam dari HR 19, oleh karenanya proses BBS ini harus terus dilakukan sehingga seluruh pekerja di IEBE selalu berperilaku selamat dalam bekerja.

Gambar contoh penerapan BBS di IEBE:



Gbr 1. Operator sedang melakukan pekerjaan tidak menggunakan APD



Gbr 2. Supervisor segera mengintervensi operator, dan mengambilkan APD



Gbr 3. Operator segera memakai APD yang diberikan supervisor



Gbr 4. Operator bisa bekerja dengan aman dan berperilaku selamat

KESIMPULAN

BBS di IEBE mampu merubah perilaku tidak selamat menjadi perilaku selamat terlihat dari hasil pengamatan.

BBS di IEBE efektif dan dapat meningkatkan budaya keselamatan di IEBE

PUSTAKA

Cooper, M. D. (2009). Behavioral Safety Interventions: A Review of Process Design Factors. *Safety Management*, 36-45.

Geller, E.S. (2001). *The Psychology of Safety Handbook*. USA: CRC Press LLC, 2001.

ANALISIS SENSITIVITAS PADA VARIABEL KETIDAKPASTIAN YANG MEMPENGARUHI LUEC PLTN DENGAN PENDEKATAN PROBABILISTIK

Nuryanti¹⁾, Akhmad Hidayatno²⁾, Erlinda Muslim³⁾

¹⁾ Pusat Pengembangan Energi Nuklir (PPEN) BATAN
Jl. Kuningan Barat, Mampang Prapatan, Jakarta 12710
Telp./Fax: (021)5204243 Email: nuryanti@batan.go.id

^{2),3)} Departemen Teknik Industri, Fakultas Teknik, Universitas Indonesia
Kampus UI Depok, Indonesia

Email: akhmad_hidayatno@ui.ac.id²⁾, erlinda@eng.ui.ac.id³⁾

ABSTRAK

ANALISIS SENSITIVITAS PADA VARIABEL KETIDAKPASTIAN YANG MEMPENGARUHI LUEC PLTN DENGAN PENDEKATAN PROBABILISTIK. Hal yang cukup krusial untuk dikaji sebelum diambilnya keputusan investasi pada proyek PLTN adalah perhitungan keekonomian proyek, termasuk di dalamnya perhitungan biaya pembangkitan listrik teras atau *Levelized Unit Electricity Cost* (LUEC). Proyek infrastruktur seperti PLTN ini sangat rentan terhadap sejumlah variabel ketidakpastian. Informasi tentang variabel ketidakpastian apa saja yang membuat nilai LUEC cukup sensitif akibat perubahan yang terjadi padanya sangat diperlukan agar terjadinya *cost overrun* dapat dihindari. Oleh karena itu, penelitian ini ditujukan untuk melakukan analisis sensitivitas pada variabel-variabel ketidakpastian yang mempengaruhi LUEC dengan pendekatan probabilistik. Pada studi ini dilakukan analisis probabilistik dengan teknik Monte Carlo yang mensimulasikan keterkaitan antara variabel ketidakpastian yang disensitivitaskan dan dilihat pengaruhnya terhadap LUEC. Hasil analisis sensitivitas menunjukkan bahwa terjadi perubahan yang cukup signifikan pada LUEC PLTN AP1000 dan PLTN OPR akibat sensitivitas *investment cost* dan faktor kapasitas. Sedangkan perubahan LUEC akibat sensitivitas harga Uranium alam (U_3O_8) terlihat tidak cukup signifikan.

Kata kunci: analisis sensitivitas, variabel ketidakpastian, LUEC, PLTN, pendekatan probabilistik

ABSTRACT

SENSITIVITY ANALYSIS ON UNCERTAINTY VARIABLES AFFECTING THE NPP's LUEC WITH PROBABILISTIC APPROACH. One thing that is quite crucial to be reviewed prior to any investment decision on the nuclear power plant (NPP) project is the calculation of project economic, including calculation of *Levelized Unit Electricity Cost* (LUEC). Infrastructure projects such as NPP's project are vulnerable to a number of uncertainty variables. Information on the uncertainty variables which makes LUEC's value quite sensitive due to the changes of them is necessary in order the cost overrun can be avoided. Therefore this study aimed to do the sensitivity analysis on variables that affect LUEC with probabilistic approaches. This analysis was done by using Monte Carlo technique that simulate the relationship between the uncertainty variables and visible impact on LUEC. The sensitivity analysis result shows the significant changes on LUEC value of AP1000 and OPR due to the sensitivity of investment cost and capacity factors. While LUEC changes due to sensitivity of U_3O_8 's price looks not quite significant.

Keywords: sensitivity analysis, uncertainty variables, LUEC, NPP, probabilistic approach

I. PENDAHULUAN DAN LATAR BELAKANG MASALAH

Salah satu hal yang cukup krusial untuk dikaji sebelum diambilnya keputusan investasi pada proyek PLTN adalah perhitungan keekonomian proyek, termasuk didalamnya perhitungan biaya pembangkitan listrik teraras atau *Levelized Unit Electricity Cost* (LUEC). Hal ini terkait dengan sifat proyek PLTN yang dicirikan sebagai mega proyek yang padat modal dan padat teknologi serta dengan persyaratan keselamatan dan keamanan yang tinggi. Proyek infrastruktur seperti PLTN sangat rentan terhadap terjadinya beberapa variabel ketidakpastian. Rothwell (2011) mengidentifikasi beberapa variabel ketidakpastian yang dapat berpengaruh terhadap terjadinya *uncertainty* pada nilai LUEC PLTN, yaitu: biaya investasi (*investment cost*), harga Uranium Alam, biaya pengkayaan Uranium (*enrichment*), biaya operasi & pemeliharaan (*fix and variable O&M cost*), faktor kapasitas pembangkit dan waktu konstruksi^[1]. Oleh karena itu menjadi penting adanya suatu pendekatan yang mampu mengakomodasi kemungkinan terjadinya beberapa variabel ketidakpastian tersebut dalam proyek PLTN yaitu dengan analisis probabilistik^[2].

Perubahan nilai pada variabel-variabel ketidakpastian tersebut tentu akan berpengaruh pada nilai LUEC PLTN. Jika perubahan kecil pada suatu variabel ketidakpastian berpengaruh cukup signifikan terhadap LUEC, maka dapat dikatakan bahwa LUEC sangat sensitif oleh perubahan variabel ketidakpastian tersebut. Namun jika perubahan besar pada suatu variabel ketidakpastian tidak berpengaruh signifikan terhadap LUEC, maka dikatakan bahwa LUEC tidak sensitif terhadap variabel ketidakpastian tersebut. Informasi tentang variabel ketidakpastian mana saja

yang berpengaruh cukup signifikan terhadap LUEC akan sangat membantu bagi pelaku proyek untuk mengelola variabel-variabel ketidakpastian tersebut sehingga terjadinya *cost overrun* dapat dihindari. Oleh karena itu, penelitian ini ditujukan untuk melakukan analisis sensitivitas pada variabel-variabel ketidakpastian yang berpengaruh terhadap LUEC PLTN dengan pendekatan probabilistik. Analisis probabilistik dilakukan dengan teknik Monte Carlo yang mensimulasikan beberapa variabel ketidakpastian sebagai *input* dan dilihat pengaruhnya terhadap LUEC sebagai *output*. PLTN yang dikaji adalah PLTN AP1000 dari Westinghouse dan PLTN OPR1000 dari KHNP. Dengan penelitian ini dapat diketahui variabel ketidakpastian apa saja yang membuat nilai LUEC cukup sensitif akibat perubahan yang terjadi padanya.

II. METODE DAN DATA

II.1. Langkah Penelitian

Penelitian ini dilakukan dengan langkah-langkah berikut:

- Mengumpulkan data yang diperlukan dalam perhitungan LUEC PLTN baik data teknis maupun data ekonomi.
- Menetapkan asumsi yang diperlukan dalam perhitungan.
- Membaharui data biaya ke dalam *reference year*. Studi ini menggunakan *reference year* tahun 2010.
- Melakukan perhitungan LUEC berdasar data masukan dengan menggunakan model *spreadsheet*.
- Mendefinisikan distribusi variabel-variabel ketidakpastian.
- Mensimulasikan pengaruh variabel-variabel ketidakpastian terhadap LUEC pada *base case* maupun pada uji sensitivitas. Simulasi dibantu dengan paket program @Risk.

II.2. Perhitungan Biaya Pembangkitan Listrik Teraras PLTN

Biaya pembangkitan listrik teraras atau *Levelized Unit Electricity Cost (LUEC)* adalah biaya pembangkitan listrik yang *levelized* sehingga menjadi *cost/kWh*, yang terdiri dari biaya investasi atau kapital pembangunan pembangkit, *fixed O&M cost*, *variable O&M cost* dan biaya bahan bakar^[3]. Formula yang dipakai untuk menghitung LUEC adalah^[3] :

$$LUEC = \frac{I}{E \sum_{t=1}^n (1+r)^{-t}} + \frac{M}{E} + F \quad (1)$$

Keterangan:

LUEC : *Levelized Unit Electricity cost*

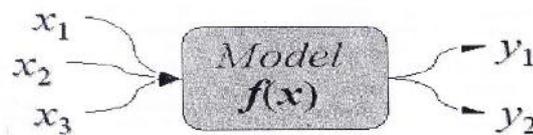
I : Biaya investasi total yang *diskontokan* ke tahun COD (*Commercial Operation Date*)

M : Biaya operasi dan pemeliharaan per tahun
 F : Biaya bahan bakar
 E : Produksi listrik yang dibangkitkan per tahun
 r : *Discount rate* (ditetapkan sebesar 10%)
 n : Umur pembangkit

II.3. Teknik Simulasi Monte Carlo

Pada dasarnya simulasi merupakan sebuah metode analitik yang bertujuan untuk membuat tiruan dari sebuah sistem yang mempunyai sifat acak^[4]. Suatu model deterministik akan memetakan suatu himpunan variabel masukan ke suatu himpunan variabel keluaran sebagaimana terlihat pada Gambar 1.

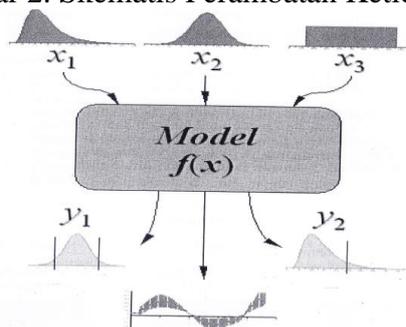
Gambar 1. Model Deterministik^[5]



Simulasi Monte Carlo adalah suatu metode untuk mengevaluasi secara berulang suatu model deterministik menggunakan himpunan bilangan acak sebagai masukan. Perambatan ketidakpastian (*Uncertainty propagation*) merupakan prinsip dasar di belakang simulasi Monte Carlo^[5]. Skematis dari prinsip perambatan ketidakpastian dapat dilihat pada Gambar 2. Langkah-langkah dalam simulasi Monte Carlo adalah sebagai berikut^[5]:

1. Buat suatu model parametrik, $y = f(x_1, x_2, \dots, x_q)$
2. Bangkitkan suatu himpunan masukan acak, $x_{i1}, x_{i2}, \dots, x_{iq}$
3. Evaluasi model dan simpan hasilnya sebagai y_i
4. Ulangi langkah 2 dan 3 untuk $i = 1, \dots, n$
5. Analisis hasil

Gambar 2. Skematis Perambatan Ketidakpastian



II.4. DATA

II.4.1. Parameter Teknis dan Ekonomi PLTN

Beberapa parameter teknis dan ekonomi dari PLTN yang dikaji dapat dilihat pada Tabel 1.

Tabel 1. Parameter Teknis PLTN yang Dikaji

No	Parameter	Unit	Nilai
1	Kapasitas Unit <i>Gross</i>	MW	2 x 1000
2	Pemakaian Sendiri	%	5,5
3	Kapasitas Unit <i>Netto</i>	MW	1.890
4	Faktor Kapasitas	%	85
5	Produksi Daya tahunan	MWh	14.892.000
6	Daya yang Dijual Tiap tahun	MWh	14.072.940
7	Daya bakar reaktor (<i>Burn Up</i>)	MWd per metrik ton U ₂₃₅	60.000 ⁽⁶⁾

II.4.2. Data Komponen Biaya Pembangkitan Listrik

a. Biaya Investasi (*investment cost*)

Data *investment cost* PLTN AP1000 yang digunakan dalam studi ini berupa nilai

rata-rata *investment cost* dari estimasi harga beberapa kontrak PLTN AP1000 di Amerika Serikat, sedangkan *investment cost* PLTN OPR1000 menggunakan data dari IEA(2010)^{[1],[7]}.

Tabel 2. Data *Investment Cost* PLTN yang Dikaji^{[1],[7]}

No	Pembangkit	Tahun Estimasi Harga	US\$/kWe	Total Biaya Investasi (US\$)
1.	PLTN AP1000 di Amerika Serikat^[1]			
	<i>Levy County</i>	April 2010	4.333	8.666.000.000
	<i>Summer</i>	Kuartal 3, 2010	3.520	7.040.000.000
	<i>Vogtle</i>	Agustus 2010	4.323	8.646.000.000
	<i>EIA</i>	Desember 2010	5.339	10.678.000.000
	Rata-rata		4.379	8.758.000.000
2.	PLTN OPR1000 di Korea Selatan^[7]	2010	1.876	3.752.000.000

b. Biaya Bahan Bakar Nuklir (BBN)

Komponen biaya BBN yang diperhitungkan dalam hal ini adalah *front-end cost*, sedangkan *back-end cost* dalam prakteknya dimasukkan dalam komponen *Operation & Maintenance (O&M) Cost*^[8].

Karena PLTN diasumsikan baru beroperasi tahun 2023, maka data tahun 2010 dieskalasi ke tahun tersebut dengan tingkat eskalasi 0,5%, mengacu pada Locatelly & Mancini (2010)^[9]. Data rincian biaya BBN dapat dilihat dalam Tabel 3.

Tabel 3. Rincian Biaya Bahan Bakar Nuklir (BBN) Tahun 2010^[10]

Komponen Biaya BBN	Harga 2010	Harga 2023	Total Biaya BBN
Harga U ₃ O ₈	\$146	\$155,78	\$1.386
Biaya Konversi (U ₃ O ₈ ke UF ₆)	\$13	\$13,87	\$104
Biaya Pengkayaan	\$155,00	\$165,38	\$1.207
Biaya Fabrikasi	\$240	\$256,08	\$256
Biaya BBN (US\$/kg U ₂₃₅)			\$2.953

c. Biaya Operasi dan Pemeliharaan (O&M Cost)

O&M *Cost* dibedakan menjadi *variable* dan *fixed O&M Cost*. Struktur

fixed O&M mengacu pada studi PLN Litbang (2006) dengan tingkat eskalasi 3% per tahun^[3]. Hasil perhitungan *fixed O&M* pada tahun dasar untuk PLTN OPR dan

AP1000 masing-masing adalah sebesar US\$ 108.269.491 dan US\$ 203.113.461. Sedangkan data *variable O&M Cost* mengacu pada Rothwell (2011) yaitu sebesar 0,56 US\$/kWe per tahun^[1].

II.4.3. Variabel-variabel Ketidakpastian

Tabel 4 menyatakan pendefinisian distribusi variabel ketidakpastian yang berpengaruh terhadap LUEC. Dalam studi ini masa konstruksi ditetapkan selama 5 tahun.

Tabel 4. Pendefinisian Distribusi Variabel-variabel Ketidakpastian

No	Variabel Ketidakpastian	AP1000	OPR1000	Keterangan
1	<i>Investment Cost</i>	Distribusi <i>Lognormal</i> 4276,65 844,87	Distribusi <i>Lognormal</i> 2,227 742,72	
2	Harga Uranium Alam (U ₃ O ₈)	Distribusi <i>Pearson5</i> = 1,5420; 28,436	Distribusi <i>Pearson5</i> = 1,5420; = 28,437	Rothwell (2011) ^[1]
3	Pengkayaan Uranium (<i>Enrichment</i>)	Distribusi Normal 139,740 22,216	Distribusi Normal 139,740 22,216	Rothwell (2011) ^[1]
4	<i>Fixed O&M Cost</i>	Distribusi <i>Extvalue</i> = 85,21376; = 5,16562	Distribusi <i>Extvalue</i> = 85,21376; = 5,16562	Rothwell (2011) ^[1]
5	<i>Variable O&M Cost</i>	Distribusi <i>Logistic</i> = 0,61520 = 0,01772	Distribusi <i>Logistic</i> = 0,61520 = 0,01772	Rothwell (2011) ^[1]
6	Faktor Kapasitas	Distribusi <i>PERT</i> <i>minimum</i> = 0,75; <i>most likely</i> = 0,85; <i>maximum</i> = 0,95	Distribusi <i>PERT</i> <i>minimum</i> = 0,75; <i>most likely</i> = 0,85; <i>maximum</i> = 0,95	Rothwell (2011) ^[1]

Catatan: Penentuan Distribusi *investment cost* AP1000 dilakukan dengan *fitted distribution* terhadap data historis, sedangkan jenis distribusi *investment cost* OPR diasumsikan sama dengan AP1000.

III. HASIL DAN PEMBAHASAN

III.1. Hasil Analisis Probabilistik nilai LUEC pada kondisi *Base Case*

Kondisi *base case* adalah kondisi di mana belum dilakukan analisis sensitivitas

terhadap sejumlah variabel ketidakpastian. Tabel 5 menunjukkan hasil simulasi pada kondisi *base case*.

Tabel 5. Hasil Simulasi Variabel Ketidakpastian Terhadap LUEC pada Kondisi *Base Case*

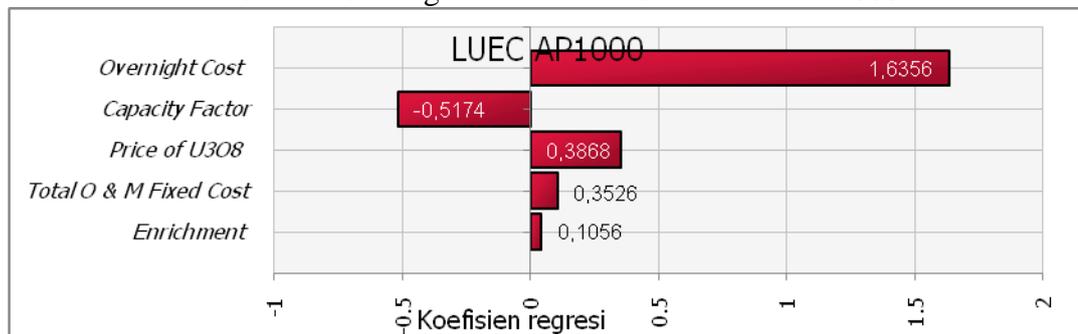
Statistik	LUEC AP1000	LUEC OPR1000
<i>Minimum</i>	5,5701	2,8387
<i>Maximum</i>	18,3282	15,7623
Rata-rata	9,5226	5,8341
Standar Deviasi	1,6681	1,4980

Dari Tabel 5 diketahui nilai *Risk Adjusted* LUEC PLTN AP1000 dan PLTN OPR pada kondisi *base case*, yaitu masing-masing sebesar 11,1907 cent US\$/kWh dan 7,3321 cent US\$/kWh. Nilai ini merupakan penjumlahan nilai rata-rata dan standar

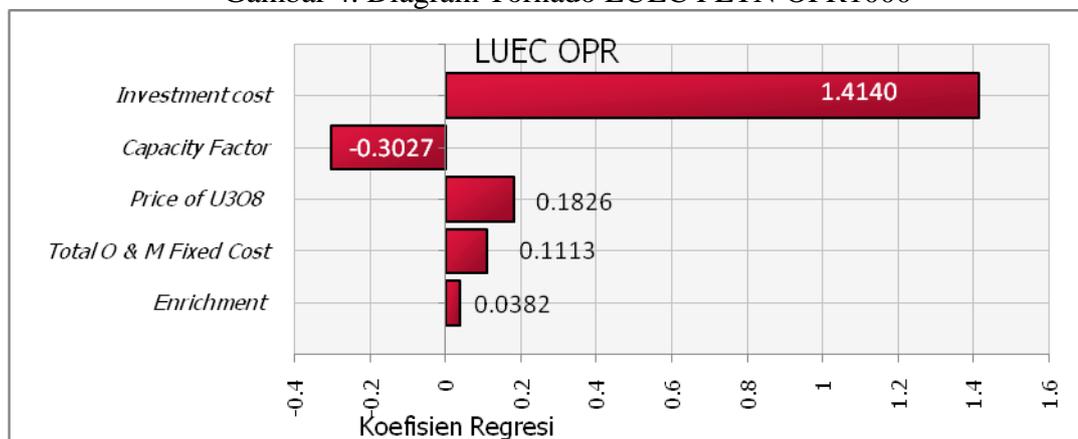
deviasi dari distribusi LUEC hasil simulasi. Pada simulasi kondisi *base case* ini juga diperoleh diagram tornado yang menunjukkan koefisien regresi antara masing-masing variabel ketidakpastian

dengan LUEC AP1000 dan OPR seperti ditunjukkan pada Gambar 3 dan Gambar 4.

Gambar 3. Diagram Tornado LUEC PLTN AP1000



Gambar 4. Diagram Tornado LUEC PLTN OPR1000



Kedua gambar tersebut memperlihatkan urutan variabel-variabel ketidakpastian yang mempengaruhi LUEC PLTN AP1000 maupun OPR1000 berdasarkan besarnya koefisien regresi, yaitu: *investment cost*, faktor kapasitas, harga *Uranium alam* (U_3O_8), biaya *fixed O&M* dan pengkayaan (*enrichment*) Uranium. Pada studi ini, analisis sensitivitas akan dilakukan pada tiga variabel saja: *investment cost*, faktor kapasitas dan harga U_3O_8 .

III.2. Analisis Sensitivitas Variabel Ketidakpastian Terhadap LUEC dengan Pendekatan Probabilistik

a. Sensitivitas *Investment Cost* Terhadap LUEC

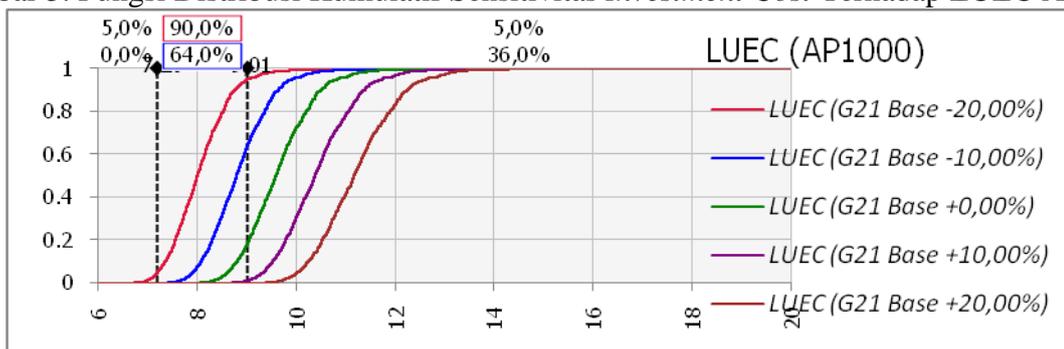
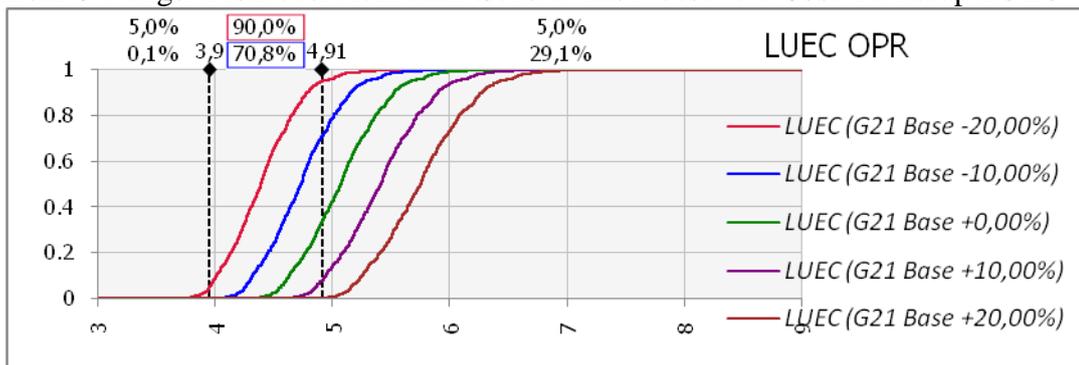
Sensitivitas *investment cost* dilakukan dengan merubah nilai *investment cost* sehingga terdapat 5 nilai *investment cost* yang disensitivitaskan yaitu: *base* 20%. Nilai *base* adalah 4.379 US\$/kWh pada PLTN AP1000 dan 1.876 US\$/kWh pada OPR1000. Tabel 8 menunjukkan hasil simulasi sensitivitas *investment cost* terhadap LUEC PLTN AP1000 dan PLTN OPR, sedangkan Gambar 5 dan Gambar 6 menunjukkan grafik fungsi distribusi kumulatifnya.

Tabel 8. Hasil Sensitivitas *Investment Cost* terhadap LUEC AP1000 dan OPR1000

Statistik	<i>Investment Cost</i> AP1000 (US\$/kWe)				<i>Investment Cost</i> OPR (US\$/kWe)					
	Base - 20%	Base - 10%	Base Value	Base+10%	Base + 20%	Base - 20%	Base - 10%	Base Value	Base+10%	Base+ 20%
	3.503	3.941	4.379	4.817	5.255	1.501	1.688	1.876	2.064	2.251
Minimum	6,7242	7,3871	8,0501	8,7130	9,3759	3,6321	3,9153	4,1986	4,4818	4,7651
Maksimum	14,3574	15,3819	16,4064	17,4309	18,4554	7,2548	7,6450	8,0352	8,4254	8,8156
Rata-rata	8,0647	8,8581	9,6515	10,4449	11,2384	4,4009	4,7404	5,0799	5,4195	5,7590
Standar deviasi	0,6377	0,6878	0,7392	0,7917	0,8450	0,3128	0,3346	0,3568	0,3795	0,4026
Risk Adjusted LUEC	8,7024	9,5459	10,3907	11,2366	12,0834	4,7137	5,0750	5,4367	5,7990	6,1616

Hasil pada Tabel 8 menunjukkan bahwa makin tinggi *investment cost* maka akan makin tinggi pula *Risk adjusted* LUEC yang terbentuk baik pada PLTN AP1000

maupun PLTN OPR. Semakin tinggi biaya investasi menyebabkan dispersi nilai LUEC yang terjadi juga makin besar tercermin dari perubahan nilai standar deviasi .

Gambar 5. Fungsi Distribusi Kumulatif Sensitivitas *Investment Cost* Terhadap LUEC AP1000Gambar 6. Fungsi Distribusi Kumulatif Sensitivitas *Investment Cost* Terhadap LUEC OPR

Diasumsikan bahwa nilai LUEC sebesar 8,5 cent US\$/kWh nantinya akan ditetapkan sebagai harga jual listrik PLTN ke PLN yang disepakati dalam PPA (*Power Purchase Agreement*). Lebih tingginya biaya investasi PLTN AP1000 dibanding PLTN OPR menyebabkan probabilitas terjadinya LUEC PLTN AP1000 < 8,5 cent

US\$/kWh hanya terjadi pada nilai *investment cost* sebesar base - 20% (3.503 US\$/kWe) dan base-10% (3.941 US\$/kWe) sebagaimana ditunjukkan oleh Gambar 5. Probabilitas terjadinya LUEC < 8,5 cent US\$/kWh yaitu sebesar 30% pada *investment cost* sebesar base - 10% dan 80% pada *investment cost* sebesar base-

20%. Dengan kata lain jika diinginkan probabilitas LUEC AP1000 $< 8,5$ cent US\$/kWh sebesar 80% maka *investment cost*-nya harus diturunkan dari 4.379 US\$/kWe menjadi 3.503 US\$/kWe. Pengalaman menurunkan biaya investasi ini terjadi di China dalam membangun PLTN AP1000 (biaya investasi sebesar 2.302 US\$/kWe) karena tingkat kandungan lokal yang tinggi dan biaya pekerja konstruksi yang berada di bawah kawasan Eropa maupun Amerika Utara^[11].

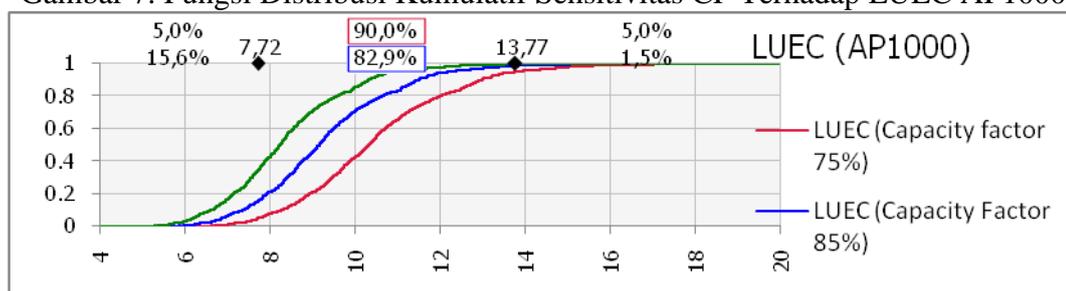
Pada PLTN OPR terlihat bahwa pada kelima nilai *investment cost* yang disensitivitaskan (1.876 cent US\$/kWe 20%), probabilitas terjadinya LUEC $< 8,5$ cent US\$/kWh semuanya di atas 80%.

b. Sensitivitas Faktor Kapasitas Terhadap LUEC

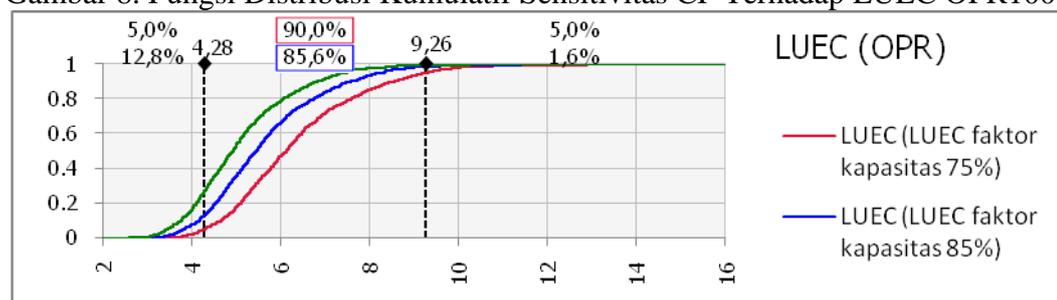
Tabel 9. Hasil Sensitivitas Faktor Kapasitas Terhadap LUEC PLTN AP1000 dan OPR1000

Statistik	Faktor Kapasitas AP1000			Faktor Kapasitas OPR		
	75%	85%	95%	75%	85%	95%
Minimum	6,3663	5,6620	5,1059	3,1902	2,8550	2,5903
Maksimum	19,0575	16,8526	15,1120	15,0108	13,2877	11,9273
Rata-rata	10,5297	9,3398	8,4005	6,3710	5,6735	5,1229
Standar deviasi	1,9052	1,6833	1,5084	1,5538	1,3795	1,2427
Risk Adjusted LUEC	12,4349	11,0231	9,9089	7,9248	7,0530	6,3656

Gambar 7. Fungsi Distribusi Kumulatif Sensitivitas CF Terhadap LUEC AP1000



Gambar 8. Fungsi Distribusi Kumulatif Sensitivitas CF Terhadap LUEC OPR1000



Faktor kapasitas (*capacity factor*-CF) menggambarkan seberapa besar sebuah pembangkit listrik dimanfaatkan^[12]. Makin tinggi nilainya menunjukkan makin handalnya sebuah pembangkit. Faktor kapasitas tahunan didefinisikan sebagai:

$$\text{Faktor Kapasitas} = \frac{\text{Produksi Listrik 1 tahun}}{\text{Daya Terpasang} \times 8760 \text{ jam}} \quad (2)$$

Terdapat tiga nilai faktor kapasitas yang disensitivitaskan, yaitu: 75%, 85% dan 95%. Tabel 9 menunjukkan hasil simulasi sensitivitas faktor kapasitas terhadap nilai LUEC PLTN AP1000 dan PLTN OPR, sedangkan Gambar 7 dan 8 menunjukkan fungsi distribusi kumulatifnya.

Tabel 9 menunjukkan bahwa semakin rendah faktor kapasitas pembangkit maka akan makin tinggi nilai *Risk adjusted LUEC* yang terbentuk baik pada PLTN AP1000 maupun PLTN OPR. Dispersi nilai LUEC yang terjadi juga terlihat makin besar seiring dengan makin rendahnya faktor kapasitas, tercermin dari nilai standar deviasi yang terbentuk.

Probabilitas terjadinya LUEC PLTN AP1000 < 8,5 cent US\$/kWh akan makin tinggi dengan meningkatnya nilai faktor kapasitas sebagaimana ditunjukkan dengan Gambar 7, yaitu sekitar 15% pada faktor kapasitas 75%, 35% pada faktor kapasitas 85% dan 60% pada faktor kapasitas 95%.

Pada PLTN OPR1000 (Gambar 8), probabilitas terjadinya LUEC OPR < 8,5 cent US\$/kWh berada di atas 80% untuk

ketiga nilai faktor kapasitas yang disensitivitaskan, yaitu sekitar 85% pada faktor kapasitas 75%, 95% pada faktor kapasitas 85% dan 97% pada faktor kapasitas 95%.

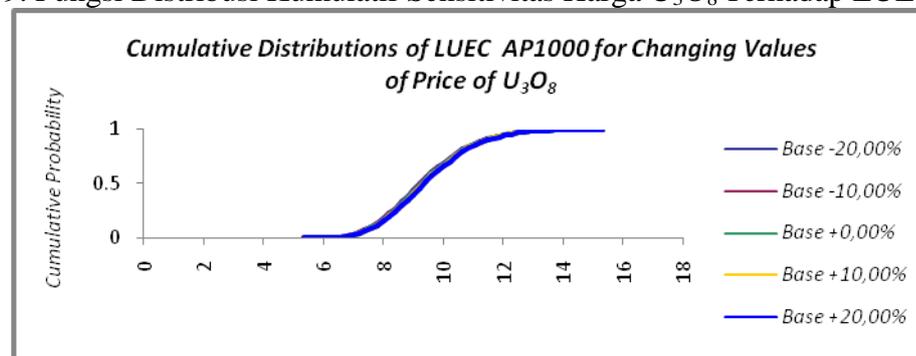
c. Sensitivitas Harga U_3O_8 Terhadap LUEC

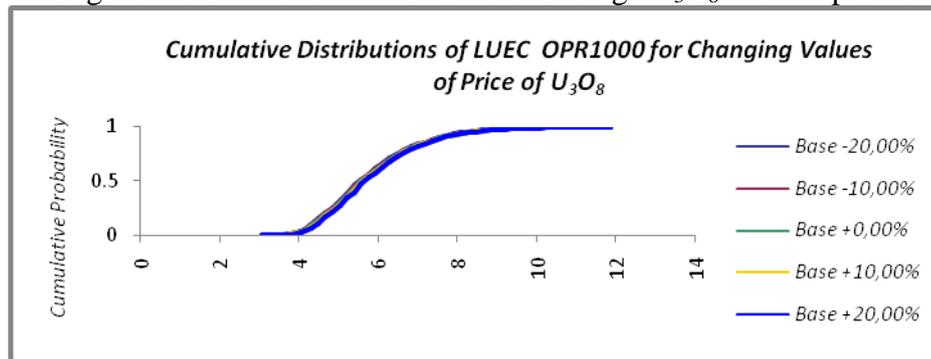
U_3O_8 merupakan rumus kimia dari uranium alam hasil penambangan. Sensitivitas harga U_3O_8 dilakukan dengan merubah harga U_3O_8 sehingga terdapat 5 harga U_3O_8 yang disensitivitaskan yaitu: *base* (146 US\$/kg) 20%. Tabel 10 menunjukkan hasil simulasi sensitivitas harga U_3O_8 terhadap LUEC PLTN AP1000 dan PLTN OPR, sedangkan Gambar 9 dan Gambar 10 masing-masing menunjukkan grafik fungsi distribusi kumulatifnya.

Tabel 10. Hasil Sensitivitas Harga U_3O_8 Terhadap LUEC PLTN AP1000 & PLTN OPR1000

Statistik	Harga U_3O_8 pada AP1000 (US\$/kg)					Harga U_3O_8 pada OPR1000 (US\$/kg)				
	Base - 20%	Base - 10%	Base	Base +10%	Base + 20%	Base - 20%	Base - 10%	Base	Base +10%	Base + 20%
	117	131	146	161	175	117	131	146	161	175
Minimum	5,3416	5,3744	5,4071	5,4399	5,4727	3,0491	3,0819	3,1146	3,1474	3,1802
Maksimum	15,1901	15,2229	15,2556	15,2884	15,3212	11,7154	11,7482	11,7809	11,8137	11,8465
Rata-rata	9,3784	9,4112	9,4440	9,4768	9,5095	5,7683	5,8011	5,8338	5,8666	5,8994
Standar deviasi	1,4972	1,4972	1,4972	1,4972	1,4972	1,3224	1,3224	1,3224	1,3224	1,3224
Risk Adjusted LUEC	10,8756	10,9084	10,9412	10,9740	11,0067	7,0907	7,1235	7,1563	7,1891	7,2218

Gambar 9. Fungsi Distribusi Kumulatif Sensitivitas Harga U_3O_8 Terhadap LUEC AP1000



Gambar 10. Fungsi Distribusi Kumulatif Sensitivitas Harga U_3O_8 Terhadap LUEC OPR1000

Tabel 10 menunjukkan bahwa perubahan harga U_3O_8 memang berpengaruh terhadap LUEC PLTN AP1000 maupun PLTN OPR tercermin dari nilai rata-rata LUEC yang makin tinggi seiring dengan naiknya harga U_3O_8 . Namun perubahan nilai LUEC akibat kenaikan harga U_3O_8 terlihat tidak terlampaui signifikan, ditunjukkan oleh grafik fungsi distribusi kumulatif LUEC hasil sensitivitas harga U_3O_8 yang hampir berimpit pada Gambar 9 dan Gambar 10. Nilai standar deviasi yang sama pada semua harga U_3O_8 yang disensitivitaskan baik pada PLTN AP1000 maupun PLTN OPR juga menunjukkan tidak terjadinya dispersi LUEC akibat sensitivitas harga U_3O_8 .

4. KESIMPULAN

Nilai LUEC PLTN AP1000 maupun PLTN OPR cukup sensitif terhadap perubahan nilai *investment cost* dan faktor kapasitas, tercermin dari perubahan nilai rata-rata dan standar deviasi LUEC yang cukup signifikan akibat sensitivitas kedua variabel ketidakpastian tersebut. Sedangkan perubahan nilai LUEC akibat sensitivitas harga U_3O_8 pada kedua tipe PLTN tersebut terlihat tidak terlampaui signifikan, ditunjukkan oleh grafik fungsi distribusi kumulatif LUEC hasil sensitivitas harga U_3O_8 yang hampir berimpit serta nilai standar deviasi LUEC yang sama pada semua harga U_3O_8 yang disensitivitaskan.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] ROTHWELL, 2011, "*The Economics of Future Nuclear Power: An Update of The Economic Future of Nuclear Power (2004), a Study Conducted at the University of Chicago*", Stanford University
- [2] RODE, at. Al., 2001, "*Montecarlo Methods for Appraisal and Valuation: A Case Study of a Nuclear Power Plant*", CEIC Working Paper 01-01, Carnegie Mellon Electricity Industry Center, Carnegie Mellon University, Pittsburgh
- [3] PT. PLN (Persero) Litbang, 2006, "*Studi Ekonomi, Pendanaan dan Struktur "owner" dalam Rangka Rencana Persiapan Pembangunan PLTN Pertama di Indonesia*", PLN, Jakarta
- [4] CAHYO, W., N., Desember 2008, "*Pendekatan Simulasi Monte Carlo untuk Pemilihan Alternatif dengan Decision Tree pada Nilai Outcome yang Probabilistik*", Teknoin, Volume 13, Nomor 2, 11-17, ISSN; 0853-8697.
- [5] SRIDADI, B., 2009, "*Pemodelan dan Simulasi Sistem: Teori, Aplikasi dan Contoh Program dalam Bahasa C*", Penerbit Informatika.
- [6] Korean Electric Power Corporation (KEPCO), 1998, "*Preliminary Report for Joint Study on The Construction of*

- KSN-1000 in Indonesia*
- [7] OECD, IEA, NEA, 2010, “*Projected Cost of Generating Electricity (2010 Edition)*”
- [8] BIRMANO, M. D., 2007, “*Konsep dan Ciri Ekonomi Daur Bahan Bakar Nuklir*”, Couching Perhitungan Ekonomi dan Pendanaan PLTN, PPEN-BATAN Jakarta, 3-21 September 2007.
- [9] LOCATELLI, G., MANCINI, M., 2010, “*Small-medium Sized Nuclear, Coal and Gas power plant: A Probabilistic Analysis of Their Performances and Influence of CO₂ Cost*”, *Energy Policy*, 38, 6360-6374.
- [10] World Nuclear Association (WNA), March 2011, “*The Economic of Nuclear Power*”, <http://www.nea.org/>, diakses 12 Oktober 2011
- [11] World Nuclear Association (WNA), Desember 2011, “*The Economic of Nuclear Power*”, <http://www.nea.org/>, diakses 12 Januari 2012
- [12] MARSUDI, D., 2005, “*Pembangkitan Energi Listrik*”, Penerbit Erlangga, Jakarta.

**PERBANDINGAN TATA LETAK DAN DESAIN RKU APR1400
DENGAN PERSYARATAN EPRI¹**

**SUHARYO WIDAGDO
DARLIS, SIGIT SANTOSO, T.J. SURYONO**

*Pusat Teknologi Reaktor dan Keselamatan Nuklir – BATAN
Kawasan Puspipstek Gd 80*

ABSTRAK :

PERBANDINGAN TATA LETAK DAN DESAIN RKU APR1400 DENGAN PERSYARATAN EPRI. Reaktor nuklir membutuhkan suatu sistem antar muka manusia mesin yang baik karena sifat instalasi itu sendiri yang begitu kompleks serta tingginya faktor keamanan yang diinginkan. Pusat dari sistem antar muka manusia mesin ini adalah ruang kendali utama (RKU). Di sinilah semua kegiatan pemantauan dan pengendalian instalasi dilakukan agar instalasi tetap beroperasi sesuai dengan yang diinginkan. Untuk lebih meningkatkan kemampuan dalam pemantauan dan pengendalian, dari masa ke masa selalu dilakukan upaya untuk meningkatkan sistem antar muka manusia mesin. Usaha keras untuk meningkatkan sistem antar muka ini dilakukan bukan hanya dengan memakai teknologi komputer sistem instrumentasi terbaru, tapi juga dengan menggunakan pendekatan ilmu rekayasa manusia. Makalah bertujuan membahas perbandingan tata letak dan desain reaktor nuklir jenis APR1400 dengan persyaratan mengenai tata letak dan desain RKU yang dikeluarkan EPRI sebagai jawaban dari terjadinya musibah yang menimpa reaktor TMI-2. Dari pembahasan itu dapat dilihat bahwa persyaratan yang diberikan EPRI telah diikuti para pendesain RKU APR1400

Kata kunci : tata letak, desain, RKU, APR1400, EPRI

ABSTRACT :

THE COMPARISON BETWEEN LAYOUT AND DESIGN OF APR1400 MCR AND EPRI REQUIREMENT. A good man-machine interface system is needed by a nuclear power reactor because of its complexity and high safety factor. The man-machine interface system is centralized in the main control room (MCR). All of monitoring and controlling activity to keep the installation operation safety can be done from this place. In order to increase its ability in monitoring and controlling a hard effort to raise the interface system to the highest possible level is done not only by using the latest computer technology and instrumentation system but also using Human Engineering, as well. The paper aims to compare the lay out and design the APR1400 MCR and the requirement from EPRI about main control room lay out and design as response of TMI-2 accident. We can see from the discussion that the design of the MCR of APR1400 have been applied the request of EPRI

Key words : lay-out, design, MCR, APR1400, EPRI

¹ Disajikan pada seminar Bapeten
Jakarta, 19 Juni 2013

1. Pendahuluan

Salah satu definisi ergonomi yang menitik beratkan pada penyesuaian desain terhadap manusia dikemukakan oleh Annis & McConville dan Manuaba⁽²⁾, Mereka menyatakan bahwa ergonomi adalah kemampuan untuk menerapkan informasi menurut karakter manusia, kapasitas dan keterbatasannya terhadap desain pekerjaan, mesin dan sistemnya, ruangan kerja dan lingkungan sehingga manusia dapat hidup dan bekerja secara sehat, aman, nyaman dan efisien. Sedangkan Pulat menawarkan konsep desain produk untuk mendukung efisiensi dan keselamatan dalam penggunaan desain produk. Konsep tersebut adalah desain untuk reliabilitas, kenyamanan, lamanya waktu pemakaian, kemudahan dalam pemakaian dan efisien dalam pemakaian. Selanjutnya agar setiap desain produk dapat memenuhi keinginan pemakainya maka harus dilakukan melalui beberapa pendekatan sebagai berikut :

1. Mengetahui kebutuhan pemakai. Kebutuhan pemakai dapat didefinisikan berdasarkan kebutuhan dan orientasi pasar, wawancara langsung dengan pemakai produk yang potensial dan menggunakan pengalaman pribadi.
2. Fungsi produk secara detail. Fungsi spesifik produk yang dapat memuaskan pemakai harus dijelaskan

secara detail melalui daftar item masing-masing fungsi produk.

3. Melakukan analisis pada tugas-tugas desain produk.
4. Mengembangkan produk.
5. Melakukan uji terhadap pemakai produk.

Lebih lanjut, suatu desain produk disebut ergonomis apabila secara antropometris, faal, biomekanik dan psikologis kompatibel dengan manusia pemakainya. Di dalam mendesain suatu produk maka harus berorientasi pada *production friendly, distribution friendly, installation friendly, operation friendly* dan *maintenance friendly*. Di samping hal-hal tersebut di atas di dalam mendesain suatu produk yang sangat penting untuk diperhatikan adalah suatu desain yang berpusat pada manusia pemakainya atau *human centered design* . Hal tersebut dimaksudkan agar setiap desain produk baik secara fungsi, teknis, teknologis, ekonomis, estetis maupun secara ergonomis sesuai dengan kebutuhan pemakainya.

Terjadinya musibah yang menimpa Chernobyl maupun TMI - 2, dimana kesalahan operator banyak memberi sumbangan pada terjadinya musibah⁽⁴⁾, telah menyadarkan para perancang reaktor ^{tentang} perlunya

mengimplementasikan faktor manusia sehingga secara tidak langsung, keselamatan reaktor pun dapat lebih ditingkatkan. Tujuan utama dari implementasi faktor manusia dalam desain ruang kendali utama adalah untuk meningkatkan efektifitas pengoperasian dengan menjamin bahwa kemampuan, keterbatasan dan kebutuhan operator telah dipertimbangkan dalam fitur rancangan yang dibuat, sehingga terjadinya kesalahan dalam proses pemantauan dan pengendalian dapat dikurangi. Desain RKU APR1400 ini difokuskan pada kepastian akan adanya eksekusi dari ruang kendali utama yang dapat dilakukan dengan mudah dan bebas dari kesalahan (*error-free execution*)⁽¹⁾.

Makalah ini bertujuan untuk membahas perbandingan tata letak dan desain RKU versi KNHP dengan tata letak dan desain RKU versi EPRI

2. Teori

2.1. Pendekatan Dalam Desain Stasiun Kerja

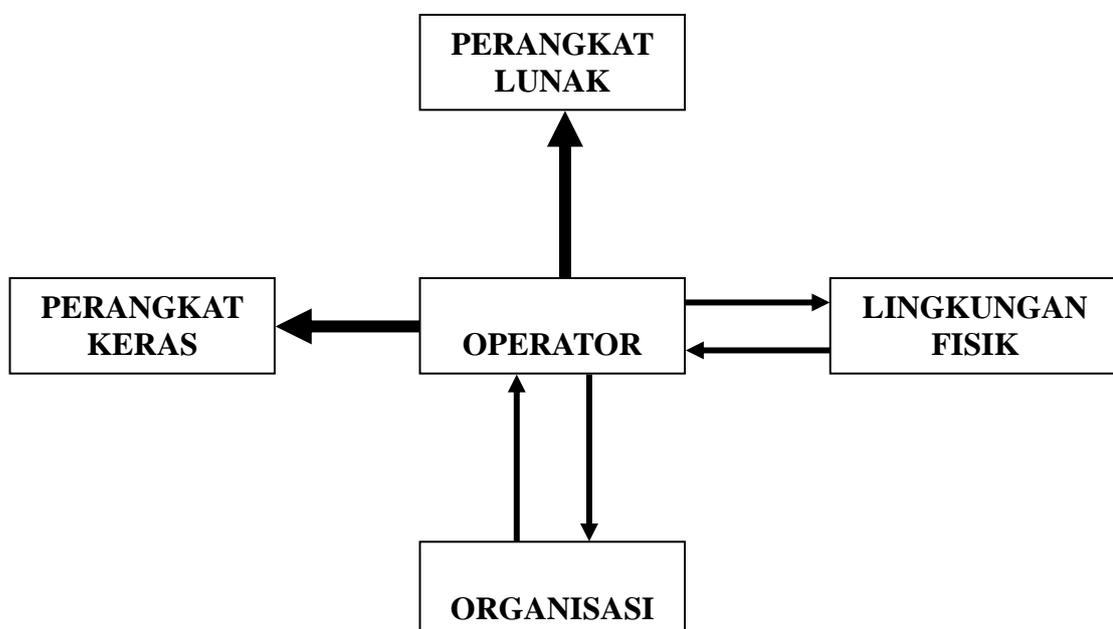
Secara umum baik dalam memodifikasi atau meredesain stasiun kerja yang sudah ada maupun mendesain stasiun kerja baru, para perancang sering dibatasi oleh faktor finansial maupun teknologi seperti, keleluasaan modifikasi, ketersediaan ruangan, lingkungan, ukuran frekuensi alat yang digunakan, kesinambungan pekerjaan dan populasi yang menjadi target. Dengan demikian desain dan redesain harus selalu berkompromi antara kebutuhan biologis operator dengan kebutuhan stasiun kerja fisik baik ukuran maupun fungsi alat dalam stasiun kerja. Kompromi untuk kesesuaian tersebut perlu mempertimbangkan antropometri dan lokasi elemen mesin terhadap posisi kerja, jangkauan, pandangan, ruang gerak dan interface antara tubuh operator dengan mesin. Di samping itu, teknik dalam mendesain stasiun kerja harus mulai dengan identifikasi variabilitas populasi pemakai yang didasarkan pada faktor-faktor seperti etnik, jenis kelamin, umur dll. Menurut Das and Sengupta pendekatan secara sistemik untuk menentukan dimensi stasiun kerja dapat dilakukan dengan cara sebagai berikut :

1. Mengidentifikasi variabilitas populasi pemakai yang didasarkan pada etnik, jenis kelamin dan umur.
2. Mendapatkan data antropometri yang relevan dengan populasi pemakai.

3. Dalam pengukuran antropometri perlu mempertimbangkan pakaian, sepatu dan posisi normal.
4. Menentukan kisaran ketinggian dan pekerjaan utama. Penyediaan kursi dan meja kerja yang dapat distel, sehingga operator dimungkinkan bekerja dengan sikap duduk maupun berdiri secara bergantian.
5. Tata letak dan alat-alat tangan, kontrol harus dalam kisaran jangkauan optimum.
6. Menempatkan displai yang tepat sehingga operator dapat melihat objek dengan pandangan yang tepat dan nyaman.
7. Review terhadap desain stasiun kerja

secara berkala.

Setiap sistem kerja mengandung beberapa komponen kerja, masing-masing saling berinteraksi dengan yang lain. Menurut Corlett and Clark (1995)⁽⁴⁾ bahwa ergonomi baik sebagai ilmu maupun teknologi selalu konsen dengan interface dan interaksi antara operator dengan komponen-komponen kerja, serta konsen terhadap pengaruh dan interaksi pada performansi sistem kerja. Secara bagan hubungan atau interaksi antara operator dengan komponen kerja dapat dilihat pada Gambar 1



Gambar 1. Interaksi Dalam Sistem Kerja

Penjelasan :

Interaksi antara operator dan lingkungan fisiknya adalah saling mempengaruhi dan saling bisa memberi perubahan. Misalnya : suhu yang dirasa terlalu rendah di ruang tempat operator bekerja akan membuat operator merasa tidak nyaman karena operator menggigil. Oleh sebab itulah operator akan menyesuaikan suhu ruang tempatnya bekerja (dalam hal ini dengan menaikkan suhunya) agar operator merasa nyaman karena ketidaknyamanan operator pasti akan mempengaruhi unjuk kerjanya / interaksi operator dengan perangkat keras maupun perangkat lunak yang diwakinya. Selain itu ketidaknyamanan operator pada organisasi tempatnya bekerja (misalnya karena operator merasa diperlakukan tidak adil) juga mengakibatkan buruknya unjuk kerja operator dan ini jelas berpengaruh buruk pada perangkat keras maupun perangkat lunak yang dioperasikannya. Sebaliknya organisasi operator juga tidak akan bisa berjalan baik jika ada anggotanya yang merasa tidak nyaman.

2.2. Pertimbangan Antropometri Dalam Desain

Setiap desain produk, baik produk yang sederhana maupun produk yang sangat kompleks, harus berpedoman kepada antropometri pemakainya. Menurut Sanders & McCormick, Pheasant dan Pulat bahwa antropometri adalah pengukuran

dimensi tubuh atau karakteristik fisik tubuh lainnya yang relevan dengan desain tentang sesuatu yang dipakai orang. Selanjutnya Annis & McConville membagi aplikasi ergonomi dalam kaitannya dengan antropometri menjadi dua devisi utama yaitu :

Pertama, ergonomi berhadapan dengan tenaga kerja, mesin beserta sarana pendukung lainnya dan lingkungan kerja. Tujuan ergonomi adalah untuk menciptakan kemungkinan situasi terbaik pada pekerjaan sehingga kesehatan fisik dan mental tenaga kerja dapat terus dipelihara serta efisiensi produktivitas dan kualitas produk dapat dihasilkan dengan optimal.

Kedua, ergonomi berhadapan dengan karakteristik produk pabrik yang berhubungan dengan konsumen atau pemakai produk.

Dalam menentukan ukuran stasiun kerja, alat kerja dan produk pendukung lainnya, data antropometri tenaga kerja memegang peranan penting. Menurut Sutarman bahwa dengan mengetahui ukuran antropometri tenaga kerja akan dapat dibuat suatu desain alat-alat kerja yang sepadan bagi tenaga kerja yang akan menggunakan, dengan harapan dapat menciptakan kenyamanan, kesehatan, keselamatan dan estetika kerja. Lebih lanjut MacLeod menjelaskan bahwa

faktor manusia harus selalu diperhitungkan dalam setiap desain produk dan stasiun kerja. Hal tersebut didasarkan atas pertimbangan-pertimbangan sebagai berikut:

1. Manusia adalah berbeda satu sama lainnya. Setiap manusia mempunyai bentuk dan ukuran tubuh yang berbeda-beda seperti tinggi-pendek, tua-muda, kurus gemuk, normal-cacat dli. Tetapi kita sering hanya mengatur atau mendesain stasiun kerja dengan satu ukuran untuk semua orang. Sehingga hanya orang dengan ukuran tubuh tertentu yang sesuai atau tepat untuk menggunakan.

Contoh 1 : Orang tua mungkin tidak sekuat dan sesehat, secerdas atau setajam orang yang lebih muda. Kita sadar orang tua mempunyai banyak pengalaman dan kemampuan, tetapi kita jarang memperhitungkan mereka saat mendesain alat atau stasiun kerja, sehingga mereka tidak dapat bekerja secara optimal.

Contoh 2 : Tinggi meja kerja yang didesain hanya berdasarkan rata-rata tinggi tenaga kerjanya, maka orang yang pendek akan selalu mengangkat bahu dan leher,

sedangkan orang yang tinggi akan membungkukkan punggung waktu kerja pada ketinggian meja yang sama.

2. Manusia mempunyai keterbatasan. Manusia sering mempunyai keterbatasan baik fisik maupun mental.

Contoh 1 : Keterbatasan fisik: Letak tombol-tombol operasional dan control panel pada mesin yang didesain berdasarkan ukuran panjang jangkauan orang tertinggi (seperti orang Eropa dan Amerika), maka orang yang lebih pendek (seperti orang Asia termasuk Indonesia) tidak dapat menjangkau kontrol panel tersebut dengan alamiah tanpa alat bantu.

Contoh 2 : Keterbatasan mental: Kemampuan manusia dalam proses penerimaan informasi juga sering mengalami pembebanan yang berlebih. Sehingga kesalahan dan keputusan yang tidak benar sering terjadi saat keterbatasan manusia terlampaui

Manusia selalu mempunyai harapan tertentu terhadap apa yang ada di

sekitarnya. Dalam kehidupan sehari-hari kita sudah terbiasa dengan kondisi seperti, warna merah berarti larangan atau berhenti, warna hijau berarti aman atau jalan, sakelar lampu kebawah berarti hidup, dli. Kondisi tersebut menyebabkan harapan kita bahwa kondisi tersebut juga berlaku di mana saja. Maka respon yang bersifat harapan dan prediksi tersebut harus selalu dipertimbangkan dalam setiap desain alat dan stasiun kerja untuk menghindari terjadinya kesalahan dan kebingungan pekerja atau pengguna produk. Dengan demikian maka dalam setiap desain peralatan dan stasiun kerja, keterbatasan manusia harus selalu diperhitungkan, di samping kemampuan dan kebolehnya. Mengingat bahwa setiap manusia berbeda satu dengan yang iainnya, maka aplikasi data antropometri dalam desain produk dapat meliputi; desain untuk orang ekstrim (data terkecil atau terbesar); desain untuk orang per orang, desain untuk kisaran yang dapat diatur (*adjustable range*) dengan menggunakan persentil-5 dan persentil-95 dan populasi dan desain untuk ukuran rerata dengan menggunakan data persentil-50. Namun demikian dalam pengumpulan data antropometri yang akan digunakan untuk mendesain suatu produk, harus memperhitungkan variabilitas populasi pemakai seperti variabilitas ukuran tubuh secara umum, variasi jenis kelamin, variasi

umur dan variasi ras atau etnik. Di samping pertimbangan variabilitas populasi, ternyata ukuran tubuh manusia dan waktu ke waktu terus mengalami perkembangan. Faktor yang mempengaruhi antara lain perbaikan tingkat kemakmuran yang menyebabkan peningkatan status gizi masyarakat. Tarwaka dalam penelitian tentang perkembangan antropometri melaporkan bahwa terdapat perbedaan ukuran tubuh yang signifikan antara tahun 90-an dengan tahun 70-an. Sebagai ilustrasi bahwa antara kedua dekade tersebut ternyata rerata tinggi badan telah mengalami perkembangan sebesar $\pm 2,46$ cm, tinggi siku berdiri sebesar $\pm 4,88$ cm, lebar bahu sebesar $\pm 6,25$ cm. Sedangkan untuk lebar pinggul ternyata lebih kecil sebesar $\pm 2,41$ cm, kemungkinan besar disebabkan karena adanya kecenderungan untuk melangsingkan tubuh sehingga pinggul lebih ramping. Untuk ukuran tinggi siku duduk lebih rendah sebesar $\pm 1,59$ cm, kemungkinan disebabkan karena ukuran lengan atas bertambah panjang sehingga menyebabkan ketinggian siku semakin rendah.

2.2.1. Jenis Pengukuran antropometri

Secara umum pengukuran antropometri dapat dibedakan menjadi dua jenis yaitu pengukuran antropometri statis dan antropometri dinamis. Dalam tulisan

ini hanya disajikan jenis pengukuran antropometri statis. Pemilihan mata ukur antropometri baik statis maupun dinamis dapat ditentukan berdasarkan fungsi dan kegunaannya (sebagian atau keseluruhan mata ukur antropometri). Alat ukur yang harus digunakan untuk mengukur antropometri adalah antropometer. Pada pengukuran posisi duduk harus disediakan

bangku atau kursi dengan ukuran 40 x 40 x 40 cm tanpa sandaran pinggang.

Pengukuran antropometri statis

Jenis pengukuran ini biasanya dilakukan dalam dua posisi yaitu posisi berdiri dan duduk di kursi. Mata ukur antropometri statis meliputi antara lain :

No	POSISI BERDIRI	No	POSISI DUDUK
1	Tinggi badan	1	Tinggi kepala
2	Tinggi mata	2	Tinggi mata
3	Tinggi bahu	3	Tinggi bahu
4	Tinggi siku	4	Tinggi
5	Tinggi pinggang	5	Tinggi pinggang
6	Tinggi tulang pinggul	6	Tinggi tulang pinggul
7	Tinggi kepalan tangan posisi siap	7	Panjang butoock lutut
8	Tinggi jangkauan atas	8	Panjang buttock popliteal
9	Panjang depa	9	Tinggi telapak kaki lutut
10	Panjang lengan	10	Tinggi telapak kaki popliteal
11	Panjang lengan atas	11	Panjang kaki
12	Panjang lengan bawah	12	Tebal paha dll
13	Lebar bahu		
14	Lebar dada		

3. TATA KERJA

Dilakukan studi pustaka mengenai konfigurasi RKU APR1400 yang dikeluarkan Korea Hydro and Nuclear Power dan persyaratan dari EPRI yang dituangkan dalam dokumen *Advanced Light Water Reactor Utility*

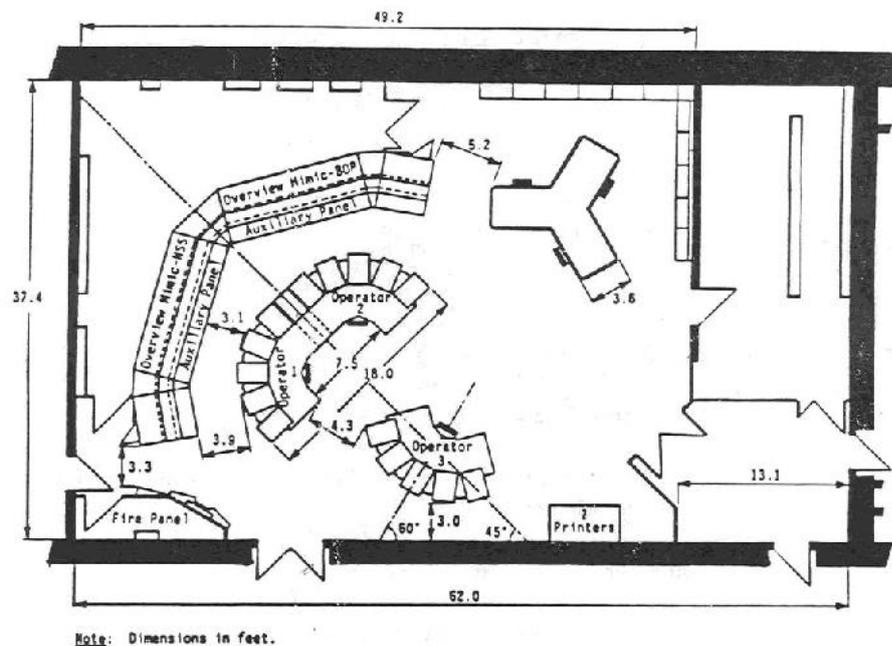
Requirements Volume III Chapter 10 Man-Machine Interface Systems. Dari data-data yang ada dibahas perbandingan tata letak dan desain reaktor nuklir jenis APR1400 dengan persyaratan mengenai tata letak dan desain RKU yang dikeluarkan EPRI sebagai jawaban dari terjadinya musibah yang menimpa reaktor TMI-2

4. HASIL

4.1 PERSYARATAN EPRI mengenai RUANG KENDALI UTAMA.

EPRI sebagai sebuah lembaga yang mewakili para penyedia tenaga listrik mengeluarkan dokumen yang berisi persyaratan mengenai tata letak dan desain RKU yang harus dipenuhi para pembuat reaktor.

Sebagai jawaban atas terjadinya musibah TMI-2, dimana kesalahan operator banyak memberi sumbangan pada terjadinya musibah, Ruang Kendali Utama harus didesain dengan menyertakan prinsip – prinsip ilmu rekayasa manusia. Tujuan utama penyertaan ilmu rekayasa manusia ini adalah untuk memperkecil beban kerja operator sehingga keamanan dan keselamatan instalasi itu dapat ditingkatkan lagi.



Gambar 2. RKU rancangan EPRI⁽⁶⁾

Ruang kendali utama menurut persyaratan EPRI terlihat pada Gambar 2. Ruang Kendali utama harus terdiri atas dua stasiun kerja yang bersifat redundan satu sama lain dan setiap stasiun kerja ini harus berkemampuan penuh dalam mengendalikan serta mengoperasikan instalasi. Dengan demikian bila salah satu

stasiun kerja mengalami gangguan, hal ini tidak akan mengganggu kinerja instalasi secara keseluruhan. Selain itu harus ada tambahan stasiun kerja yang akan digunakan supervisor. Sebagai tambahan, harus disediakan alat pengendali yang bersifat *safety-related* dan dioperasikan secara konvensional (*hardwired control*).

Pengendalian secara *hardwired* dimaksudkan sebagai *back-up* apabila pengendalian secara *softwired* mengalami gangguan. Alarm maupun gambar tampilan kondisi instalasi harus menggunakan beberapa *controller* yang bersifat redundan.

4.2. Konfigurasi RKU APR1400

RKU APR1400 terdiri atas stasiun kerja, panel peraga lebar dan panel tambahan seperti dapat dilihat pada gambar 3. RKU APR1400 berbentuk segi empat dengan ukuran 16,7m X 12m.



Gambar 3. RKU APR1400⁽⁵⁾

Pada daerah operasi, desain yang ada juga memungkinkan operator mempunyai sudut dan jarak penglihatan yang ke semua informasi dan control yang diperlukan. Demikian juga untuk akses operator ke konsol dan display informasi juga telah dipertimbangkan dalam rancangan. Pada

Penentuan ukuran semua konsol telah dipertimbangkan dengan mengikuti data antropometri 95 persentil dan 5 persentil laki-laki dewasa Korea . Luasan dan dimensi ruang kontrol tidak ditentukan secara eksplicit pada standar perancangan. Penentuan ukuran ini bergantung pengembang dengan mempertimbangkan kebutuhan pada aspek aksesibilitas, banyaknya komponen MMI dan jumlah stasiun kerja yang digunakan oleh operator. Hal ini sesuai dengan standard dan perancangan dimensi peralatan pada ruang kendali.

RKU APR 1400 terdapat 3 pintu untuk akses keluar RKU. Penggunaan peralatan dan teknologi baru pada rancangan MMI APR1400 dapat mengurangi kebutuhan area ruang kendali utama terutama pada daerah kerja operator.

5. Pembahasan

KHNP dalam merancang RKU APR1400 telah menerapkan atau mengikuti semua persyaratan EPRI, meskipun demikian RKU rancangan KHNP membutuhkan luas lahan sebesar 1836 ft² seperti terlihat pada Gambar 3. Dengan demikian RKU rancangan KNHP membutuhkan luas lahan yang lebih kecil daripada RKU rancangan EPRI Hal ini, menurut asumsi penulis, dapat dimungkinkan dengan pemanfaatan kemajuan teknologi sehingga pengendalian yang dilakukan secara hardwired melalui switches dan konsol kini dilakukan secara softwired.

Penggunaan peralatan dan teknologi baru pada rancangan MMI APR1400 dapat mengurangi kebutuhan area ruang kendali utama terutama pada daerah kerja operator. Pada rancangan RKU APR1400 (Gambar 3) yang dikembangkan oleh Korea Hydro & Nuclear Power Co (KHNP) tersebut terlihat bahwa rancangan RKU menggunakan panel displai lebar dan beberapa konsol kerja. Meskipun rancangan ini masih terus dikembangkan, dari kandidat rancangan tersebut dapat diketahui bahwa semua peralatan pendukung seperti meja konsol, penyimpanan dokumen, dsb telah dirancang agar memberikan kenyamanan

dan utibilitas yang tinggi. Penentuan ukuran semua konsoldalam rancangan MCR APR 1400 telah dipertimbangkan dengan mengikuti data antropometri 95persentil dan 5 persentil laki laki dewasa Korea, hal ini sesuai dengan persyaratan dan standar perancangan dimensi peralatan pada ruang kendali.Pada daerah operasi, desain yang ada juga memungkinkan operator mempunyai sudut dan jarak penglihatan yang sesuai ke semua informasi dan kontrol yang dibutuhkan. Demikian juga untuk akses operator ke konsol dan displai informasi juga telah dipertimbangkan dalam rancangan.

Faktor pendukung lain yangdipertimbangkan untuk memenuhi persyaratan rancangan dan aspek human factors adalah tersedianya tempat penyimpanan pribadi, kamar kecil/restroom, dan fasilitas keperluan lain yang mudah diakses. Pada rancangan RKU APR 1400 terdapat tiga buah pintu untuk akses keluar RKU. Arah dan model pintu telah dipertimbangkan dalam rancangan untuk memudahkan akses personil danantisipasi kondisi stress yang mungkin terjadi.

6. Kesimpulan

Pertimbangan terhadap faktor manusia secara umum sudah diimplementasikan pada proses

perancangan RKU APR 1400. Komponen MMI dalam RKU dirancang mengikuti standar umum dan ketentuan lokal dari KINS dengan mempertimbangkan aspek visibilitas informasi dan dimensi komponen RKU, mobilitas operator dan staf, serta kemudahan dalam akses, perawatan dan pengoperasian.

RKU rancangan EPRI membutuhkan luas lahan sebesar 2318,8 ft² seperti terlihat pada Gambar 2 RKU rancangan KNHP membutuhkan luas lahan sebesar 1836 ft² seperti terlihat pada Gambar 3. Dengan demikian RKU rancangan KNHP membutuhkan luas lahan yang lebih kecil daripada RKU rancangan EPRI.

International. Englewood Cliffs. New Jersey. USA.

4. Sanders, M.S. & McCormick, E.J. 1997. *Human Factors In Engineering and Design*, 6th
5. Santoso S, Implementasi faktor manusia pada konsep rancangan MMI RKU APR1400, Prosiding seminar nasional ke-17 TKPFN, Yogyakarta, 11 Oktober 2011
6. EPRI : *Advanced Light Water Reactor Utility Requirements Volume III Chapter 10*

7. Kepustakaan

1. Grandjean, E. 2002 *Fitting the Task to the Man*, 4th ed. Taylor & Francis Inc. London.
2. Manuaba, A. 1999. Ergonomi Meningkatkan Kinerja Tenaga Kerja dan Perusahaan. Dalam: *Proceeding Simposium dan Pameran Ergonomi Indonesia 2000*, Technology Business Operational Unit IPTN. Bandung: I:1-9.
3. Pulat, B.M. 2002, *Fundamentals of Industrial Ergonomics*. Hall

ANALISIS PLUTONIUM DI SEDIMEN PERAIRAN LAUT BANGKA

Murdahayu Makmur*

mdhayu@batan.go.id, Telp. 021 7563142, Hp. 0813 1113 2831

*Peneliti di Bidang Radioekologi Kelautan, Pusat Teknologi Limbah Radioaktif, Badan Tenaga Nuklir Nasional Kawasan Puspipstek Gedung 71 Lantai 3, Serpong, Tangerang, Banten.

Abstrak

Radionuklida transuranik di lingkungan perairan laut terutama berasal dari adanya uji senjata nuklir pada rentang tahun 1945–1980, yang melepaskan produk fisi termasuk di dalamnya plutonium. Konsentrasi plutonium di samudera lepas diperkirakan sekitar orde 10^{-5} Bq dan diprediksi sekitar 16×10^{18} Bq terserap ke sedimen. Untuk itu diperlukan analisis plutonium di perairan laut Bangka yang menjadi calon tapak Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN) di Indonesia, sebagai *baseline* data sebelum pembangunan PLTN tersebut. Pencuplikan sampel dilakukan mengikuti Intruksi Kerja (IKA) Pengambilan dan Preparasi Contoh Sedimen yang dikeluarkan Pusat Teknologi Limbah Radioaktif (PTLR) dan preparasi plutonium mengikuti prosedur manual yang dikeluarkan oleh Japan Atomic Energy Agency (JAEA). Dari hasil penelitian ditemukan bahwa aktivitas plutonium di sedimen di laut Bangka berkisar dari $1,26 \times 10^{-2}$ bq/kg sampai dengan $2,38 \times 10^{-2}$ Bq/kg berat kering. Karena tidak adanya aktivitas nuklir di pulau Bangka dan sekitarnya yang mengeluarkan limbah plutonium, maka diprediksi bahwa plutonium yang terdeteksi berasal dari *fallout* Chernobyl dan uji senjata nuklir dunia.

Kata Kunci: Plutonium, sedimen, Laut Bangka

Abstracts

Transuranic radionuclides have entered to the marine environmental mainly come from nuclear weapons test in 1945-1980 that release the fission product, includes plutonium. Plutonium concentration in open ocean waters is on the order of 10^{-5} Bq/kg and about 16×10^{15} Bq of $^{239,240}\text{Pu}$ has been incorporated in sea bottom sediments. Plutonium analysis in the Bangka Sea sediment is needed as a baseline data of the candidate of nuclear power plant in Indonesia. Sample collection method based on the manual of the collection and preparation of sediment sample from Radioactive Waste Technology Center (RWTC) and plutonium preparation procedures base on the Manual procedures from Japan Atomic Energy Agency (JAEA). The result shown that plutonium activities in the Bangka Sea around 1.26×10^{-2} to 2.38×10^{-2} Bq/kg. The detectable plutonium in the Bangka Sea was predicted from the Chernobyl fallout and nuclear weapon test, because there is no nuclear activities around Bangka Island that release plutonium.

Keywords: Plutonium, sediment, Bangka Sea

PENDAHULUAN

Radionuklida transuranik di lingkungan perairan laut terutama berasal dari adanya uji senjata nuklir pada rentang tahun 1945–1980, yang melepaskan produk fisi termasuk di dalamnya plutonium.

Diperkirakan lebih dari 200×10^{18} Bq bahan radioaktif di lepaskan ke atmosfer, yang kemudian akan masuk ke perairan laut. Sedangkan dari operasi reaktor baik normal maupun kecelakaan nuklir melepaskan $5,3 \times 10^{18}$ Bq (Choppin, 1998).

Konsentrasi plutonium di samudera lepas diperkirakan sekitar orde 10^{-5} Bq/kg dan diprediksi sekitar 16×10^{18} Bq $^{239,240}\text{Pu}$ dari uji coba senjata nuklir terserap ke sedimen. Sekitar 76% jatuhnya berada pada belahan bumi sebelah utara dan 24% di bumi belahan barat. Paling banyak pada lintang pertengahan 30° - 60° dan lebih sedikit pada daerah tengah dan kutub.

Plutonium merupakan unsur yang radiotoksik dan pada perairan laut akan mudah terserap oleh tumbuhan laut ataupun pada biota kecil seperti zooplankton dan melalui rantai makanan akan terakumulasi pada ikan atau biota lainnya yang berukuran besar, pada akhirnya akan berpindah ke manusia. Isotop plutonium yang umumnya berada di lingkungan seperti ^{238}Pu ($T_{1/2} = 87.7$ tahun), ^{239}Pu ($T_{1/2} = 2.41 \times 10^4$ tahun), ^{240}Pu ($T_{1/2} = 6.56 \times 10^3$ tahun), ^{241}Pu ($T_{1/2} = 14.4$ tahun) dan ^{242}Pu ($T_{1/2} = 3.76 \times 10^5$ tahun) (ATSDR, 2010).

Keberadaan dan perpindahan nuklida transuranik di perairan laut tidak bisa dikontrol karena laut merupakan daerah terbuka yang tidak mengenal batas wilayah sehingga dapat berpindah dari daerah yang satu ke daerah lainnya dengan adanya proses-proses seperti pergerakan arus laut, gelombang maupun proses *upwelling* dan *downwelling* yang menyebabkan terjadinya pencampuran massa air. Dengan demikian, laut Indonesia juga tidak luput dari pengaruh masuknya kontaminan dari laut dunia sehingga keberadaannya nuklida transuranik ini perlu diketahui. Demikian juga dengan radionuklida plutonium, walaupun sebagian besar terendapkan ke sedimen, tetapi pengaruh dari arus dunia terhadap perairan laut dunia juga perlu untuk diketahui.

Rencana pembangunan Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN) di Indonesia, membutuhkan studi radioekologi kelautan sebagai kontrol terhadap kualitas radioaktivitas lingkungan baik sebelum

maupun sesudah beroperasinya PLTN. Pemantauan aktivitas plutonium di lingkungan kelautan ini sangat penting karena merupakan salah satu bagian dari studi tapak di calon lokasi PLTN. Pengkajian pra-operasional PLTN melalui studi radioekologi kelautan ini harus dilakukan untuk inventarisasi radionuklida yang ada sebelum PLTN beroperasi sebagai pembanding jika terjadi lepasan radionuklida saat fasilitas nuklir tersebut beroperasi serta merepresentasikan pola distribusi sebaran radionuklida di tiap kompartemen laut.

METODOLOGI

Tracer ^{242}Pu

Tracer ^{242}Pu , dibeli dari Eckert & Ziegler dengan nomor sumber 1577-33-3. Aktivitas spesifik awal 2nCi/ml, diencerkan menjadi $7,4 \times 10^{-3}$ Bg/ml dan digunakan sebagai perunut.

Pengambilan sampel

Cuplikan sedimen sebanyak 1-2 kg diambil menggunakan *sediment corer*. Sampel dimasukkan dalam wadah plastik, dirapatkan kuat dan diberi label keterangan sampel. Sedimen basah dikeringkan dalam oven bersuhu 80°C untuk menghindari lepasnya radionuklida yang mudah menguap. Sedimen kering selanjutnya ditumbuk dan diayak sampai diperoleh partikel berukuran $0,5 \mu\text{m}$ (BATAN, 2011).

Preparasi sampel

Sampel sedimen ditimbang sebanyak 20 gr dan diabukan pada suhu 550°C selama 5 jam untuk menghilangkan kandungan organikanya. Setelah penambahan perunut ^{242}Pu ($T_{1/2} = 3,76 \times 10^5$ tahun), abu dilarutkan dalam HNO_3 pekat dan dilakukan pemanasan dan penambahan HNO_3 , H_2O_2 dan NaNO_2 berulang. Penambahan oksidator lemah NaNO_2 dimaksudkan agar semua Pu berubah menjadi plutonium valensi 4. Larutan tersebut disaring dan disiapkan untuk proses pemisahan plutonium dari kation-kation pengganggu

lainnya menggunakan resin penukar anion (Nakano, 2007).

Purifikasi dan Pengukuran Plutonium dengan Spektrometri Alfa.

Sebanyak 300 ml larutan sampel kemudian dipurifikasi dari radionuklida lainnya dengan menggunakan kolom penukar ion (Dowex 1-x8, 100-200 mesh). Elusi plutonium dilakukan dengan elutan HCl-HI. Setelah pemanasan dan penambahan H_2O_2 , plutonium dielektrodeposisi dalam media asam sulfat pada pH 2 pada plat *stainless steel* dengan arus 1 A selama 2 jam. Plutonium yang sudah terdeposisi kemudian diukur dengan menggunakan spektrometer alfa (Nakano, 2007).

Peralatan spektrometer alfa yang digunakan adalah *Alpha Analyst* model 7200-02 keluaran Canberra yang dilengkapi *software Apex-AlphaTM*. Mempunyai 4 buah detector semikonduktor PIPS (*Passivated Implanted Planar Silicon*) untuk pengukuran 4 sampel secara bersamaan.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Tabel 1. Data aktivitas $^{239,240}\text{Pu}$ di Perairan Bangka

No	Lokasi	Jenis sampel	Koordinat	$^{239,240}\text{Pu}$ (Bq/kg)
1	Bangka Barat	Sedimen	105° 07.560' BT 02° 05.304' LS	1.26×10^{-2}
2	Bangka Barat	Sedimen	105° 04.991' BT 01° 56.446' LS	2.375×10^{-2}
3	Bangka Selatan	Sedimen	105° 53.025' BT 02° 40.073' LS	1.49×10^{-2}
4	Bangka Selatan	Sedimen	105° 52.696' BT 02° 37.567' LS	1.5×10^{-2}
5	Bangka Selatan	Sedimen	105° 52.260' BT 02° 36.334' LS	1.543×10^{-2}
6	Bangka Selatan	Sedimen	105° 52.407' BT 02° 35.983' LS	2.045×10^{-2}

Aktivitas $^{239,240}\text{Pu}$ hampir sama pada setiap titik pengambilan sampel, baik di perairan laut Bangka Selatan maupun Bangka Barat. Isotop plutonium terdeteksi pada sedimen laut bangka dan konsentrasi yang didapatkan berkisar dari $1,26 \times 10^{-2}$ bq/kg sampai dengan $2,375 \times 10^{-2}$ bq/kg berat

Waktu penyamplingan dilakukan pada bulan Desember 2011 di perairan laut Bangka. Lokasi penyamplingan dapat dilihat pada Gambar 2. Berikut ini.

Gambar 1. Lokasi penyamplingan sedimen untuk penentuan $^{239,240}\text{Pu}$



Data hasil pemantauan $^{239,240}\text{Pu}$ pada sedimen dapat dilihat pada spektrum dibawah ini. Aktivitas $^{239,240}\text{Pu}$ yang terukur dihitung berdasarkan perbandingan dengan tracer ^{242}Pu .

kering. Karena tidak adanya aktivitas nuklir di pulau Bangka dan sekitarnya yang mengeluarkan limbah plutonium, maka diprediksi bahwa plutonium yang terdeteksi berasal dari *fallout* Chernobyl dan uji senjata nuklir dunia.

Dibandingkan dengan aktivitas $^{239,240}\text{Pu}$ yang diambil pada tanah di Nevada Test Site, ditemukan $^{239,240}\text{Pu}$ sebesar 208,333 Bq/kg (Romney et al., 1970). Sedangkan pengukuran $^{239,240}\text{Pu}$ di sedimen pada tahun 1975 di New York Bight sekitar 5 Bq/kg. Deposisi di wilayah ini berasal dari deposisi atmosfer yang dipengaruhi oleh pergerakan lateral musiman (Benniger, 1981).

Sedangkan di Washington Continental Shelf, aktivitas $^{239,240}\text{Pu}$ di sedimennya yang terukur pada tahun 1975-1976 rata-rata sebesar 5,25 Bq/kg (311 dpm/kg). Data ini merupakan gambaran kontaminan dari Hanford, Wareservation plume source point melalui sungai Columbia (Beasley, 1982). Di Jerman Selatan, rata-rata deposisi tahunan dari tahun 1976-1982 berkisar antara 4,2 s.d. $13,2 \times 10^{-3}$ nCi/m², dimana deposisi terbesar terjadi pada tahun 1978 (Hotzl, 1983).

Di Samudera atlantik Utara, aktivitas $^{239,240}\text{Pu}$ pada tahun 1968 terukur sekitar 4.2 mCi/km² (Bowen, et al. 1976) dan penelitian yang dilakukan oleh Noshkin (1972) menemukan konsentrasi $^{239,240}\text{Pu}$ di sedimen di Cape Cod Bay sekitar 20-60 pCi/kg. Di Teluk arab dan Laut Merah, konsentrasi $^{239,240}\text{Pu}$ berkisar dari 0,05 s.d. 0.51 Bq/kg (Al-Kheliewi et al., 2008).

Konsentrasi $^{239,240}\text{Pu}$ di sedimen permukaan di Laut China Selatan, berkisar 0,157 mBq/g dan di Laut Sulu sekitar 0,508 mBq/g. Konsentrasi $^{239,240}\text{Pu}$ di Laut China Selatan ini hampir sama dengan konsentrasi pada sedimen di Yellow Sea yang terletak antara pesisir Pasifik sebelah barat, yaitu sebesar 0,107 mBq/g (Dong et al., 2010).

Duran, et al. (2004) telah memetakan sebaran $^{239,240}\text{Pu}$ di laut regional Asia Pasifik. Dalam laporan tersebut dipetakan rentang konsentrasi $^{239,240}\text{Pu}$ pada sedimen permukaan berdasarkan koordinat, dari 50° lintang Utara sampai 40° lintang selatan.

Ketersediaan data sedimen hanya di lintang bagian Utara, dari 10°- 40° dengan rentang konsentrasi 0,02-3,7 Bq/kg (Duran, et al., 2010).

Kawasan laut Bangka, berdekatan dengan laut China selatan, dan berada dalam laut teritorial Asia Pasifik, mempunyai konsentrasi $^{239,240}\text{Pu}$ sebesar $1,26 \times 10^{-2}$ bq/kg sampai dengan $2,38 \times 10^{-2}$ Bq/kg. Artinya, data analisis tersebut masih berada dalam rentang konsentrasi $^{239,240}\text{Pu}$ di kawasan Asia Pasifik.

Karena tidak adanya aktivitas nuklir yang sekitar daerah tersebut dan karena plutonium merupakan partikel reaktif, dimana 99% akan terserap ke sedimen dan sedikit yang akan bermigrasi ke ke samudera dengan mengikuti mekanisme migrasi perairan (Choppin, 1998), maka diprediksi bahwa plutonium yang terdeteksi berasal dari *fallout* Chernobyl dan uji senjata nuklir dunia.

KESIMPULAN

Isotop plutonium terdeteksi pada sedimen laut Bangka dan konsentrasi yang didapatkan berkisar dari $1,26 \times 10^{-2}$ bq/kg sampai dengan $2,38 \times 10^{-2}$ bq/kg berat kering, dan masih di dalam rentang konsentrasi $^{239,240}\text{Pu}$ pada sedimen di kawasan Asia Pasifik. Karena tidak adanya aktivitas nuklir di pulau Bangka dan sekitarnya yang mengeluarkan limbah plutonium, maka diprediksi bahwa plutonium yang terdeteksi berasal dari *fallout* Chernobyl dan uji senjata nuklir dunia.

Ucapan Terima Kasih.

Terima kasih atas kerjasama tim peneliti di Bidang Radioekologi Kelautan, Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN) dari kegiatan pengumpulan sampel, preparasi dan pengukuran dengan menggunakan sepektrometer alfa.

Daftar Pustaka

1. Al-Kheliewi, A.S., Shabana, S.I. & Farouk, M.A. (2008) Concentration of ^{238}Pu , $^{239+240}\text{Pu}$, ^{241}Am , ^{90}Sr , and ^{137}Cs radionuclides in marine sediments at the Alkhafji, Mneefa, and Aljobail coastal areas of the Arabian Gulf in Saudi Arabia. *The Arabian Journal For Science and Engineering, Volume 33, Number 1A, January 2008*. Pg. 139-146.
2. ATSDR, 2010. *Toxicological profile for plutonium*. US Departement of Health and Human Services.
3. Badan Tenaga Nuklir Nasional, (BATAN) (2011). Instruksi Kerja Pengambilan dan Preparasi Contoh Sedimen. Pusat Teknologi Limbah Radioaktif – BATAN.
4. Beasley, T.M., Carpenter, R. & Jennings, C.D. (1982). Plutonium, ^{241}Am and ^{137}Cs ratios, inventories and vertical profiles in Washington and Oregon continental shelf sediments. *Geochimica et Cosmochimica Acta*, 46, 1931-1946.
5. Benniger, L.K. & Krishnaswami, S. (1981). Sedimentary processes in the inner New York Bight: Evidence from excess ^{210}Pb and $^{239,240}\text{Pu}$. *Earth and Planetary Science Letters*, 53, 158-174.
6. Bowen, V.T., Livingston, H.D. & Burke, J.C. (1976). Distribution of transuranium nuclides in sediment and biota of the North Atlantic Ocean. *Transuranium nuclides in the environment*. Vienna: International Atomic Energy Agency.
7. Choppin, G.R. & Wong, P.J. (1998) The Chemistry of Actinide Behavior in *Marine Systems Aquatic Geochemistry* 4: 77–101.
8. Dong, W., et al. (2010) Characterization of plutonium in deep-sea sediments of the Sulu and South China Sea. *Journal of Environmental Radioactivity* 101 (2010). pg. 622-629.
9. Duran, E.B. et al. (2004) ^{137}Cs and $^{239,240}\text{Pu}$ levels in the Asia-Pacific regional sea. *Journal of Environmental Radioactivity* 76 (2004) pg. 139-160.
10. Hotzl, H., Rosner, G. & Winkler, R. (1983). *Radionuclide concentrations in ground level air and precipitation in South Germany from 1976 to 1982*. GSF-Report S-956. Gesellschaft fur Strahlen-und Umweltforschung MBH, Munchen.
11. Nakano, M. (2007). *Manual of standar procedures for analysis of marine samples*. Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories, JAEA.
12. Noshkin, V.E. (1972). Ecological aspects of plutonium dissemination in aquatic environments. *Health Physics*. 22. pg. 537-549.
13. Romney, E.M., Mork, & Larson, K.H. (1970). Persistence of plutonium in soil, plants and small mammals. *Health Physics*. 19. pg. 487-491.

TANYA JAWAB DAN DISKUSI

1. Penanya : Marsodi, Dr. M.Eng

Pertanyaan:

- 1) Dari mana Pu 239,240 berasal, karena bukan merupakan natural radionuklida ?
- 2) dibandingkan dengan negara lain, bagaimana posisi konsentrasi Pu 239,240 yang terukur di perairan Bangka?
- 3) Di Indonesia, apakah ada data hasil pengukuran Pu 239,240 di sedimen juga?

Jawaban :

- 1) Pu 239,240 berasal dari fallout/jatuhan uji senjata nuklir era 1945-1980-an.
- 2) Dibandingkan dengan data di Asia Pasifik, konsentrasi terukur masih di bawah dan di dalam rentang konsentrasi Asia Pasifik
- 3) Tidak ada, karena penelitian mengenai pengukuran Pu di Indonesia masih belum berkembang dengan baik.

LAMPIRAN

PRESENTASI
PLENO

**PERKEMBANGAN TEKNOLOGI PLTN DAN APLIKASINYA
DI INDONESIA: PLTN GENERASI MAJU**



<http://widyapustaka.itb.ac.id/post/2013/10/24/>

Prof. Dr. Zaki Su'ud M. Eng
Nuclear and Biophysics Research Division, ITB
szaki@fi.itb.ac.id

Daftar Isi

1. Pendahuluan
2. Pembelajaran dari kecelakaan Chernobyl dan Fukushima
3. Evolusi Teknologi PLTN secara umum
4. PLTN Generasi lanjut
5. Strategi bagi Indonesia

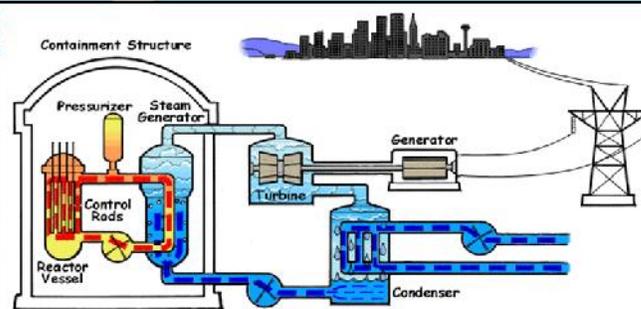
2

1. Pendahuluan

- ☐ Ketidakstabilan harga minyak, Batubara, Gas, dll.
- ☐ Problem subsidi energi di Indonesia
- ☐ Problem pemanasan global
- ☐ Problem polusi lingkungan
- ☐ Peranan harga energi pada daya saing produk industri
- ☐ Komposisi Energi untuk ketahanan energi nasional



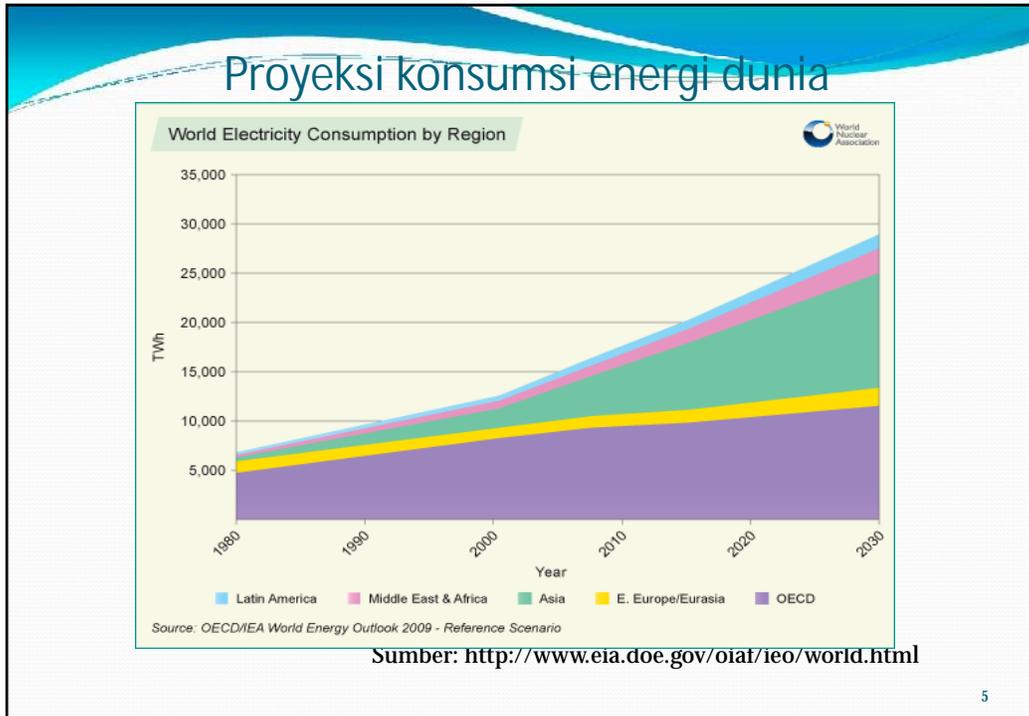
3



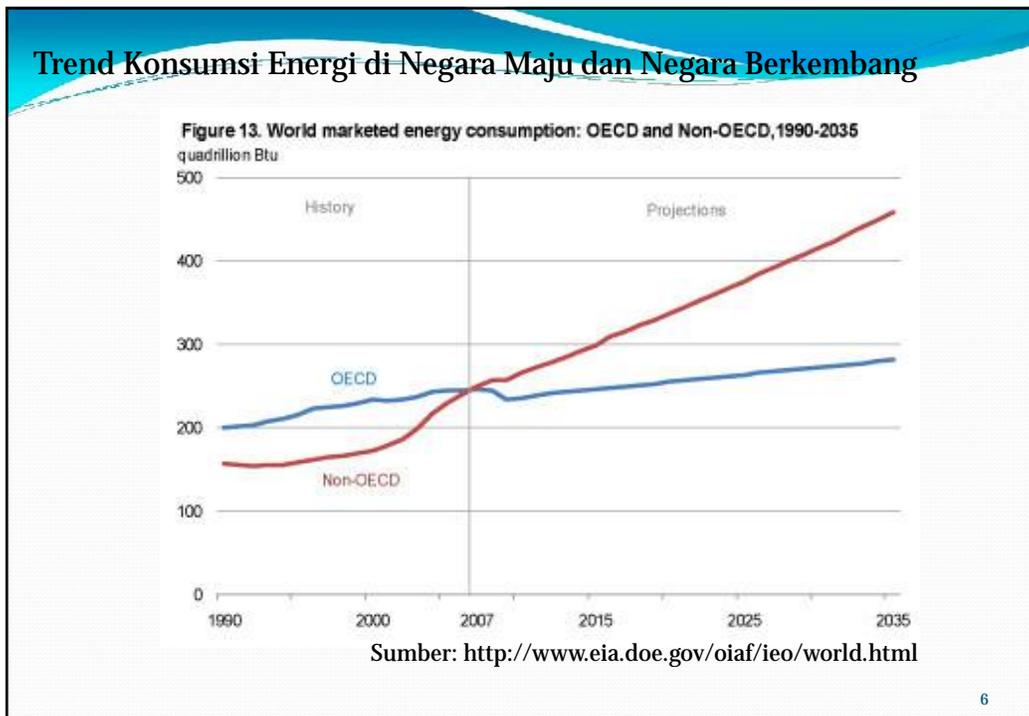
Pendahuluan(2)

- ☐ Semua sumber energi mengalami evolusi teknologi
- ☐ PLTN juga mengalami evolusi teknologi secara pesat
- ☐ PLTN merupakan alternatif sumber energi yang fleksibel dan kompetitif serta ramah lingkungan dan biasanya dijadikan beban dasar bersama Batubara dan Panas Bumi

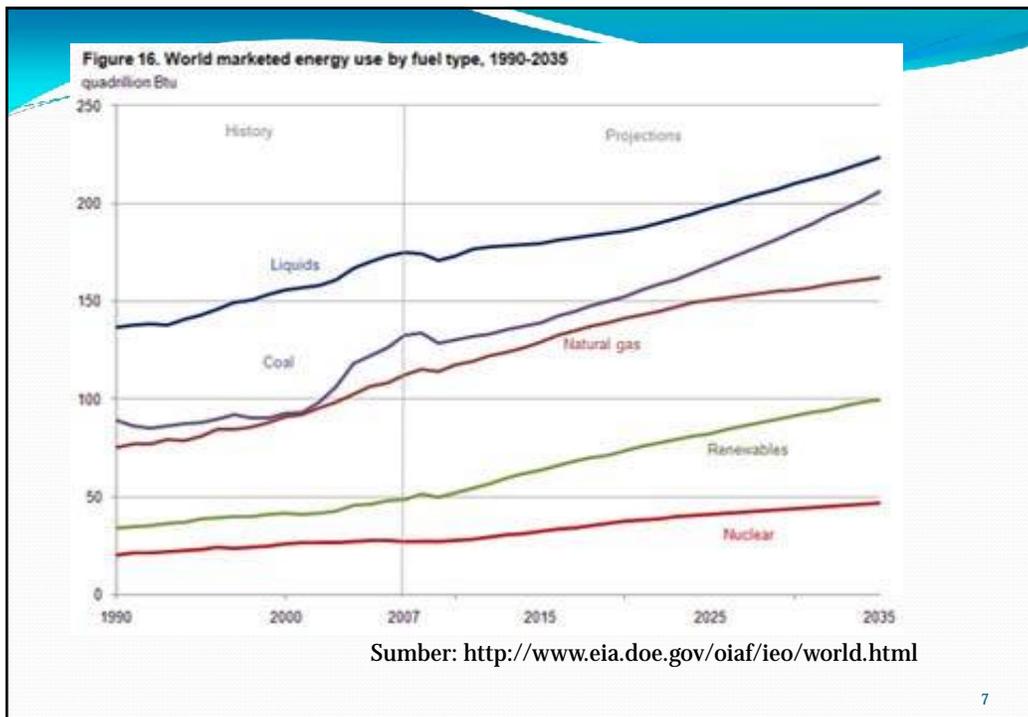
4



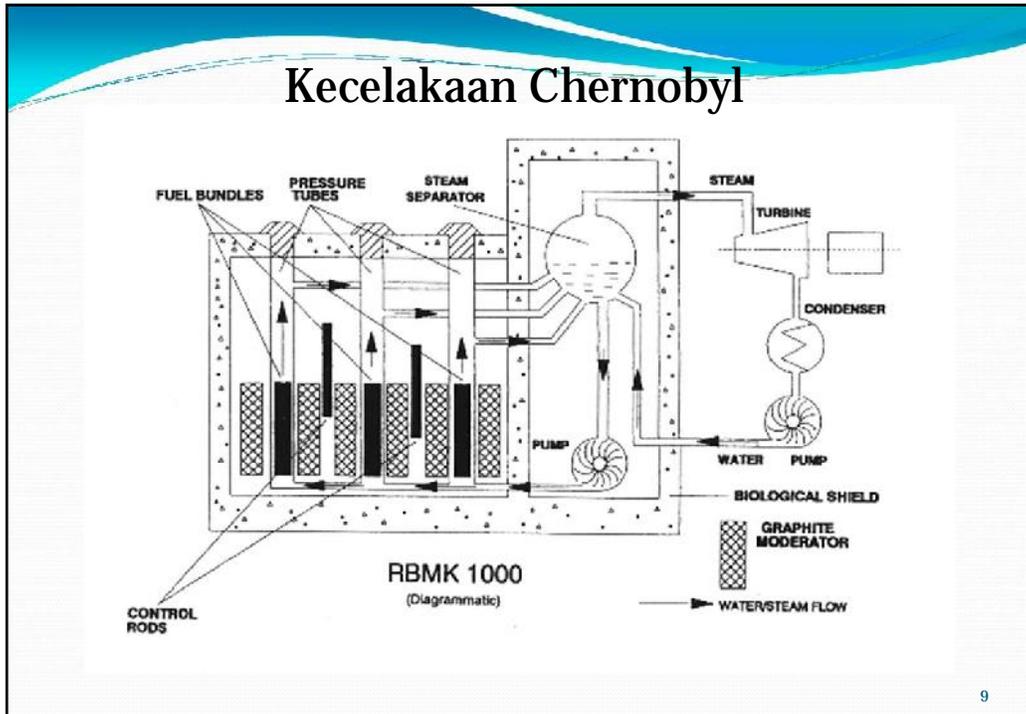
5



6



2. Pembelajaran dari kecelakaan Chernobyl dan Fukushima



Reaktor Tipe Chernobyl dan perbandingannya dengan PLTN standar negara negara barat

- ☒ PLTN Chernobyl dari tipe RBMK 1000 merupakan tipe kanal dengan moderator grafit dan pendingin air
- ☒ Memiliki koefisien balikan reaktivitas untuk air/pendingin yang **bernilai positif**
- ☒ Menghasilkan plutonium yang cocok untuk senjata nuklir
- ☒ Sekitar 15 PLTN Rusian terdiri dari tipe ini
- ☒ Tak memiliki pengungkung
- ☒ Pada beberapa kasus khusus injeksi batang kendali ke dalam reaktor justru menimbulkan feedback/umpan balik positif pada reaktivitas sehingga memicu kenaikan daya PLTN tersebut
- ☒ Refueling dapat berjalan sambil reaktor beroperasi
- ☒ Berukuran lebih besar PLTN standar barat, ada problem osilasi dan instabilitas dalam pengendalian

10

Pembelajaran penting dari kecelakaan TMI II dan Chernobyl

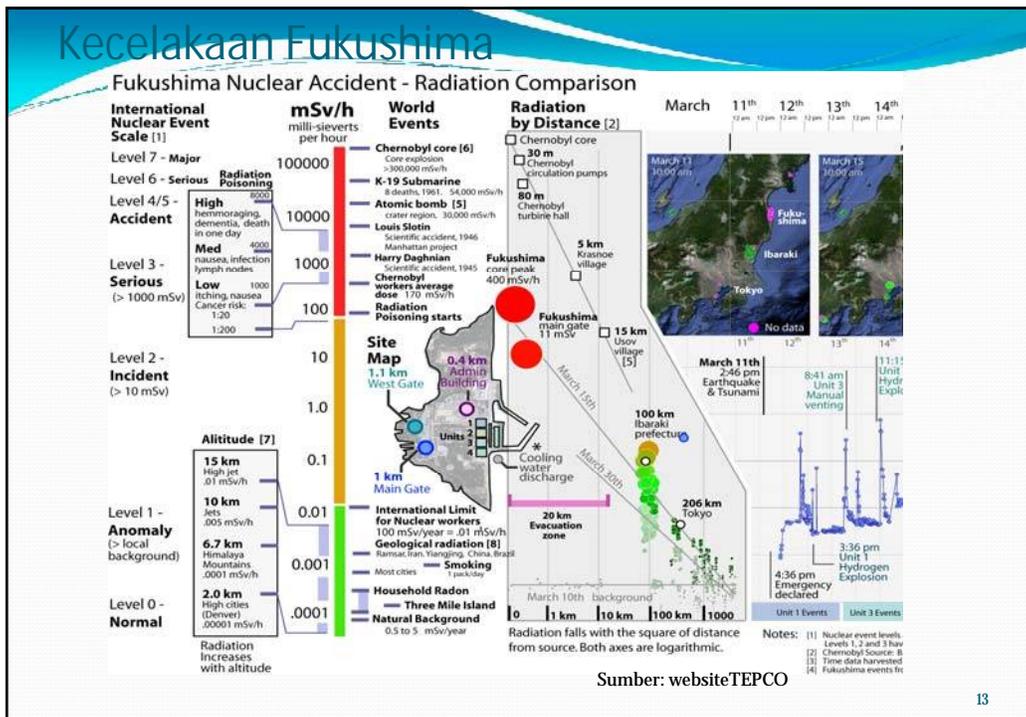
- ☐ Margin keselamatan harus dibuat sedemikian sehingga sekalipun ada kesalahan beruntuntas (termasuk kemungkinan sabotase) tidak memicu kecelakaan fatal yang mengancam integritas teras reaktor
- ☐ Semua komponen balikan reaktivitas (reactivity feedback harus dirancang negatif)
- ☐ Pengungkung standar barat mutlak diperlukan. Pada kecelakaan TMI II pengungkung ini yang menahan bahan radioaktif sehingga radiasi ke lingkungan relatif kecil dan tak ada korban jiwa
- ☐ Tidak boleh ada ekses reaktivitas yang terlalu besar, harus diatasi dengan kontrol reaktivitas pasif (burnable poison)

11

Pembelajaran penting dari kecelakaan TMI II dan Chernobyl (2)

- ☐ Waktu pemeliharaan merupakan waktu kritis yang perlu pengawasan lebih ketat dari badan regulasi
- ☐ Perlu akses ke masyarakat yang relevan tentang keadaan PLTN setiap saat
- ☐ Masyarakat harus diberi tahu segala kemungkinan resiko yang ada serta metoda mitigasinya
- ☐ Aplikasi sistem keselamatan pasif/inheren sangat relevan

12



13

PEMBELAJARAN DARI KASUS PLTN FUKUSHIMA

- ☒ Paradigma dasar: PLTN yang dibangun di suatu waktu harus telah dipersiapkan untuk menghindari kecelakaan sejenis, ini berlaku untuk kasus kasus TMI II, Chernobyl, dan Fukushima
- ☒ Untuk kasus fukushima perlu sistem redundan pengabihan panas dan panas sisa dengan salah satu diantaranya bersifat pasif
- ☒ Analisa kecelakaan hipotesis sangat penting dikembangkan untuk memudahkan ketika diluar dugaan benar benar terjadi
- ☒ Secara umum bila Indonesia akan membangun PLTN di waktu mendatang sebaiknya yang telah dilengkapi sistem keselamatan pasif minimal untuk membuang panas sisa (decay heat) guna mengantisipasi "station black out accident"
- ☒ Untuk sistem pembangkit energi masif seperti PLTN maka disain sistem keselamatan dari awal sangat penting, langkah darurat dengan mencangkokkan sistem baru saat telah terjadi kecelakaan kurang efektif
- ☒ Antisipasi di awal terjadi kecelakaan sangat penting untuk membatasi skala kecelakaan pada PLTN

14

Keselamatan inheren pada PLTN

- ☐ Benteng terakhir untuk mencegah kecelakaan fatal hanya mengandalkan hukum alam, tak memerlukan komponen aktif atau tindakan operator untuk mengaktifkannya
- ☐ Misal untuk mengambil panas sisa (decay heat) seperti pada kasus Fukushima maka digunakan sirkulasi alamiah baik untuk pendingin biasa ataupun udara di sekitar sehingga tak tergantung keberadaan listrik
- ☐ Efek Doppler pada reaksi inti dapat dan sejenisnya dapat digunakan untuk mencegah terjadinya kecelakaan seperti Chernobyl

15

3. EVOLUSI TEKNOLOGI PLTN



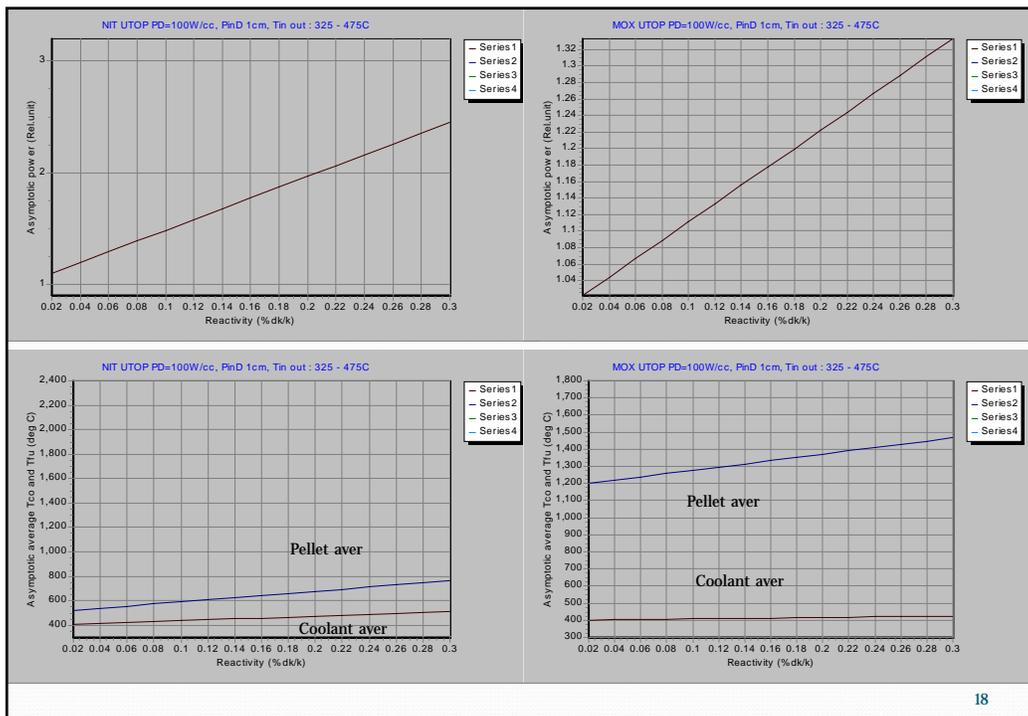
From DOE WEB Site

16

INHERENT SAFETY :UTOP Accident

- Power akan naik, menyebabkan kenaikan temperatur coolant dan fuel
- Kenaikan temperatur coolant dan fuel menimbulkan feedback negatif untuk mengkompensasi reaktivitas eksternal
- Temperatur akhir tergantung konstanta konstanta feedback dan juga karakteristik termal terutama cp coolant dan konduktivitas termal fuel

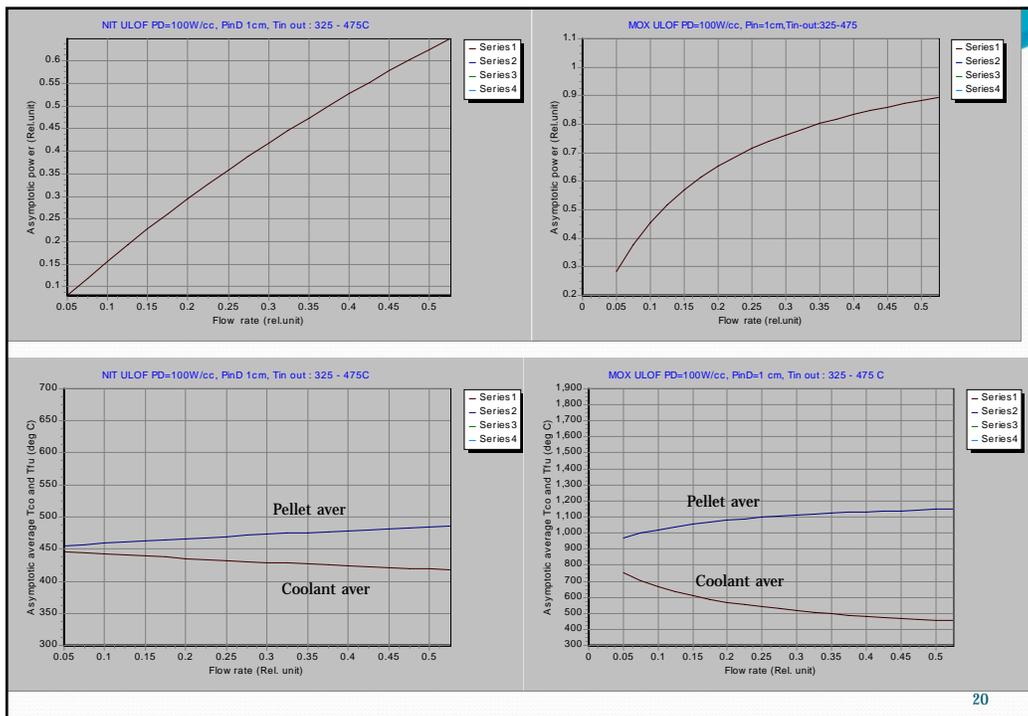
17



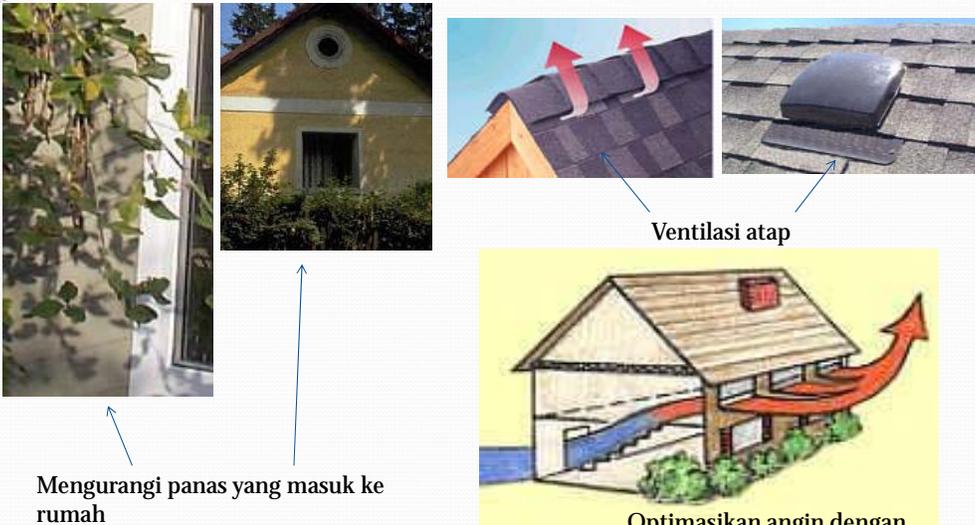
INHERENT SAFETY : ULOF Accident

- Flow rate turun karena hilangnya daya pompa, ini menyebabkan kenaikan temperatur coolant karena ketidakseimbangan daya dan coolant
- Kenaikan temperatur coolant dan fuel menimbulkan feedback negatif untuk yang menyebabkan penurunan daya
- Penurunan daya menyebabkan penurunan temperatur fuel yang menyebabkan feedback positif
- Sistem akan seimbang bila reaktivitas negatif akibat kenaikan temperatur coolant telah seimbang dengan temperatur positif akibat penurunan temperatur fuel
- Temperatur akhir tergantung konstanta konstanta feedback dan juga karakteristik termal terutama cp coolant dan konduktivitas termal fuel

19



RUMAH DENGAN VENTILASI ALAMIAH



Mengurangi panas yang masuk ke rumah

Ventilasi atap

Optimalkan angin dengan sirkulasi alamiah

21

4. PLTN Generasi lanjut

PLTN Generasi III/III+ Berpendingin air

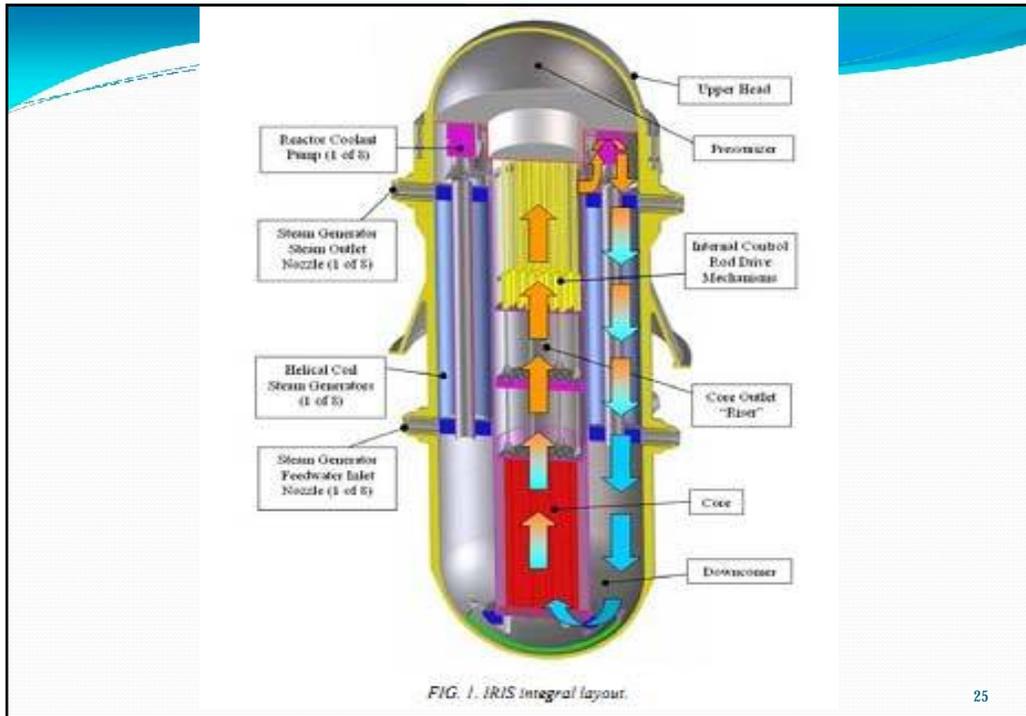
- ☒ Mengupayakan sistem untuk dapat mencegah kekurangan pendingin dengan **menyediakan stock pendingin dalam jumlah sangat** besar serta menggunakan mekanisme alamiah pasif dalam proses switching pengaktifannya (konsep PIUS)
- ☒ Penambahan boron untuk memungkinkan **pasif shutdown** yang berbasis hukum dasar fluida
- ☒ Pengembangan konsep PLTN moduler tipe integral dengan pembangkit uap (SG) berada di dalam pressure vessel. Dengan demikian pipa-pipa besar dengan pressure tinggi yang rawan memicu **LOCA besar dapat dihindari** (Contoh pada IRIS)
- ☒ Sistem **sirkulasi alamiah** untuk membuang decay heat maupun untuk menggantikan peran pompa utama (terutama di reaktor kecil moduler) saat terjadi kecelakaan
- ☒ Sistem **kontrol reaktivitas pasif** untuk menghindari kecelakaan seperti Chernobyl
- ☒ Pasca Kecelakaan Fukushima muncul banyak gagasan untuk **mengubah kelongsong dengan bahan yang lebih baik seperti keramik** dll.

23

IRIS (International Reactor Innovative and Secure)

dengan konsep "SAFETY BY DESIGN"TM

Westing House didukung oleh Politecnico di Milano, Ansaldo Energia, Università di Pisa Italia, CNEN Brazil, ENSA Spanyol, MIT USA, Tokyo Tech Japan, University of Zagreb, Croatia, dll.



25

Deskripsi Umum

- ☒ Moduler 335 Mwe, PWR
- ☒ Konsep: "Safety by Design"TM
- ☒ Target untuk penggunaan jangka pendek
- ☒ Dikembangkan oleh Westing House didukung oleh 21 organisasi dari 10 negara
- ☒ Tipe Integral: Teras (bagian inti) reaktor, sistem batang kendali, reflektor, pembangkit uap, pengatur tekanan air è semua berada dalam bejana reaktor
- ☒ Mengimplementasikan keselamatan mandiri (inheren)
- ☒ Periode maintenance teras: 48 bulan

26

Deskripsi Umum(lanjutan)

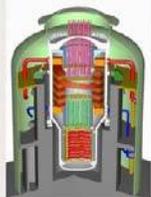
- ☐ Mengkapitalisasi teknologi yang telah teruji dari LWR
- ☐ Mengeleminasi kemungkinan LOCA(pecah pipa dll) berukuran besar
- ☐ Sirkulasi Alamiah (aliran pendingin tanpa memerlukan pompa) dioptimalkan terutama untuk membuang panas sisa (lihat kasus Fukushima)
- ☐ Memiliki cadangan air dalam jumlah besar di Bejana Reaktor

27

Light water-cooled SMRs



CAREM-25
Argentina



IMR
Japan



SMART
Korea, Republic of



VBER-300
Russia



WWER-300
Russia



KLT-40s
Russia



mPower
USA



NuScale
USA



**Westinghouse
SMR - USA**



CNP-300
China, People Republic of



ABV-6
Russia



28

PLTN Berpendingin Gas

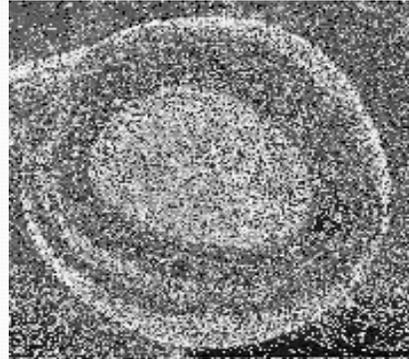
- ☐ Mengembangkan sistem moduler yang memiliki kemampuan inherent safety dengan mengandalkan reaktivitas Dopler yang sangat negatif untuk proses pemadaman reaktor secara pasif dalam keadaan kecelakaan
- ☐ Bahan bakar di kemas dalam partikel partikel kecil ang dibungkus sejumlah lapisan khusus yang dapat menahan terlepasnya bahan radioaktif ke lingkungan saat terjadi kecelakaan parah
- ☐ Merancang sistem agar dapat membuang panas dengan radiasi ke pinggir saat terjadi kecelakaan hipotetis pecahnya sistem pendingin

29

REAKTOR DENGAN
KESELAMATAN INHEREN
CONTOH KHUSUS HTGR

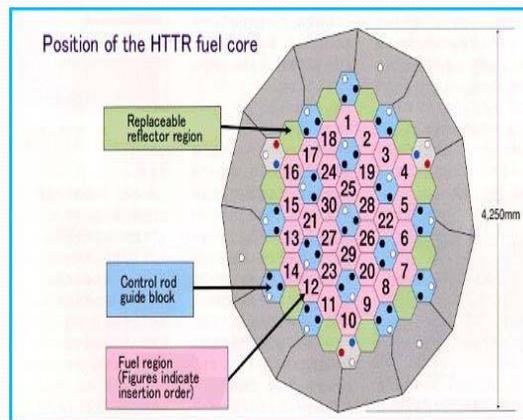
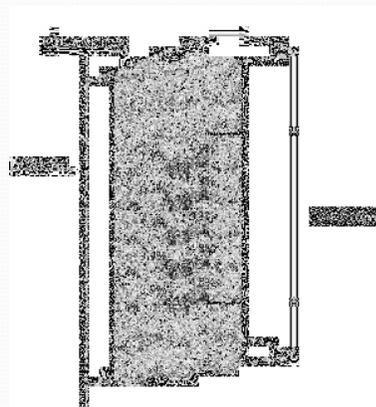
High Temperature Gas Cooled Reactors (HTGR)

- ☐ Mampu menahan bahan radioaktif untuk tidak keluar bahan bakar sampai suhu 2000°C.
- ☐ Memiliki kemampuan bertahan terhadap berbagai kecelakaan parah secara mandiri (inheren) tanpa perlu bantuan dari operator ataupun peralatan elektronik



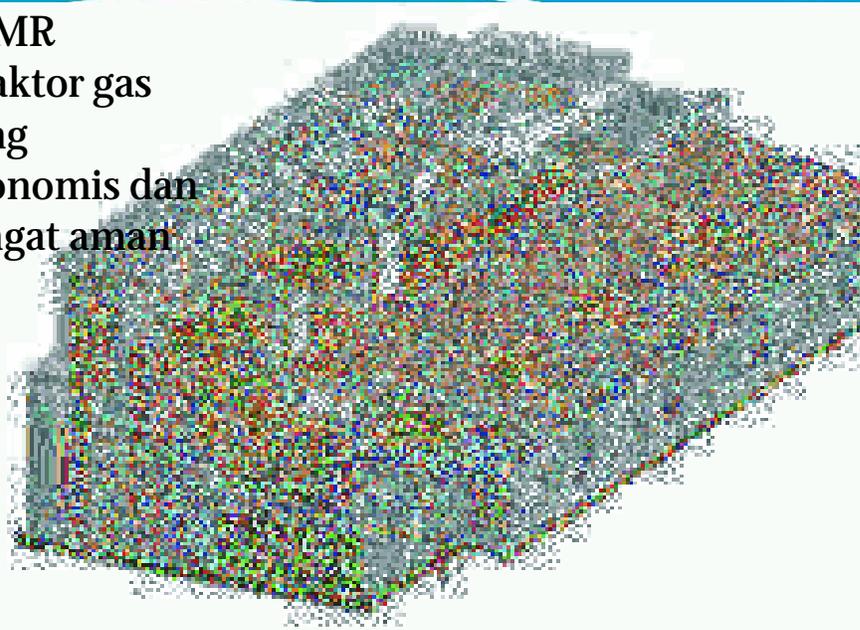
31

Teras dan bahan bakar reaktor gas temperatur tinggi (HTGR)



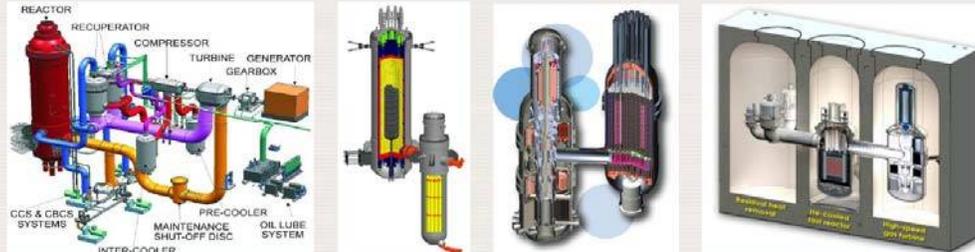
32

PBMR
Reaktor gas
yang
ekonomis dan
sangat aman



33

Gas-cooled SMRs



PBMR
South Africa

HTR-PM
China

GT-MHR
USA

EM²
USA

IAEA

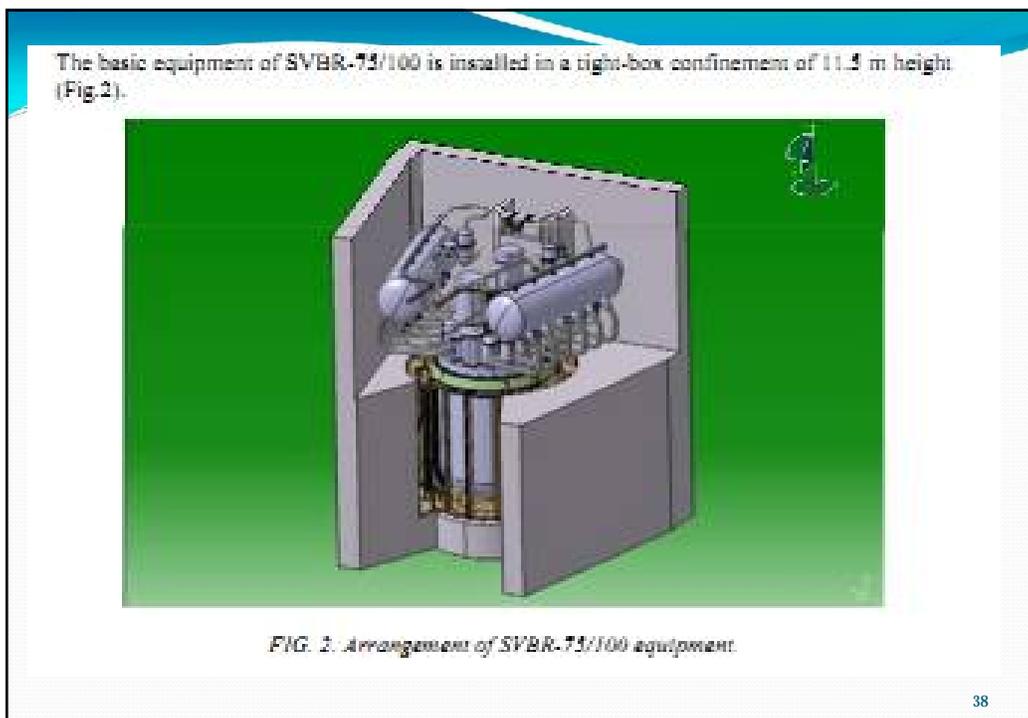
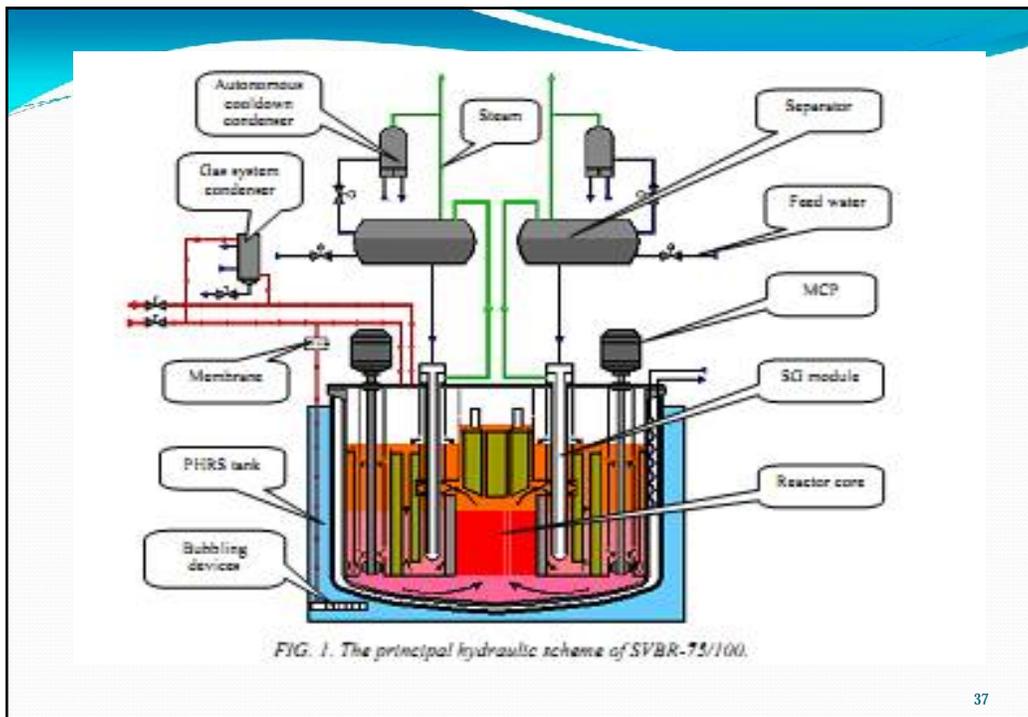
34

PLTN Berpendingin Logam Cair

- ☒ Mengembangkan kemampuan inherent safety dengan memanfaatkan mekanisme feedback Doppler, Fuel Axial Expansion, Core Radial Expansion, dan Coolant Density Effect
- ☒ Menggunakan kemampuan sirkulasi alamiah yang tinggi untuk membuang panas secara pasif saat terjadi kecelakaan termasuk untuk membuang decay heat
- ☒ Mengembangkan sistem pembuangan panas berbasis sirkulasi alamiah udara di luar pressure vessel (RVACS pendingin alternatif tanpa perlu pompa)
- ☒ Mengembangkan konsep “Zero burnup reactivity swing” untuk mengeliminir kemungkinan kecelakaan super prompt seperti di Chernobyl analogi pencegahan lepas kendali mobil akibat pedas gas tersangkut – kasus Toyota

35

CONTOH KHUSUS 2 Pb/Pb-Bi COOLED FAST REACTORS



Reaktor Cepat berpendingin Pb/Pb Bi yang sangat aman

- ☐ Menggunakan bakar bakar lanjut jenis nitrida, margin keselamatan lebih tinggi
- ☐ Margin temperatur sampai ke titik didih sangat besar
- ☐ Bisa bertahan terhadap berbagai kecelakaan parah secara mandiri dengan menggunakan mekanisme umpan balik temperatur
- ☐ Sistem lebih sederhana dengan pembangkit uap diletakkan dalam bejana reaktor

39

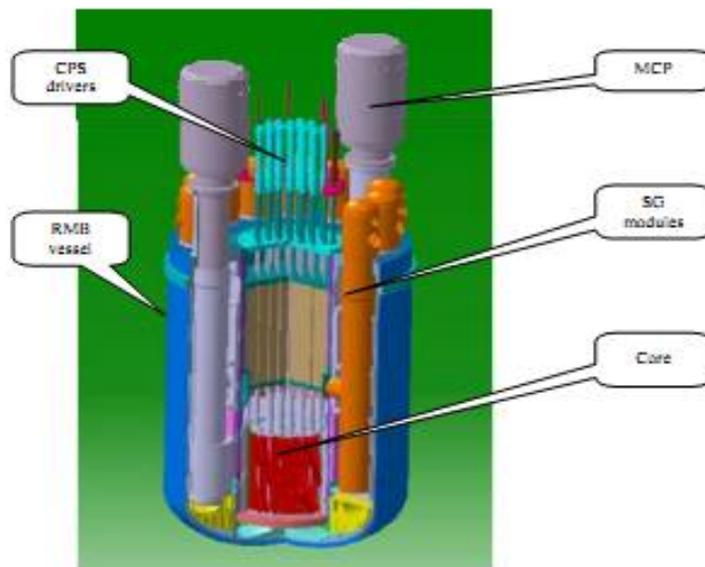


FIG. 3. Arrangement of the equipment in reactor mono-block vessel.

40

TABLE I. BASIC CHARACTERISTICS OF SVBR-75/100

Parameter	Value
Thermal power, MW	280 [*]
Electric power, MW	101.5 [*]
Steam production rate, t/h	480 [*]
Steam parameters: pressure, MPa temperature, °C	9.5 [*] 307 [*]
Feedwater temperature, °C	241 [*]
Lead bismuth temperature in primary circuit, °C: core inlet core outlet	482 [*] 320 [*]
Core dimensions (diameter × height), m	1.645 × 0.9
Average volumetric power density of the core, kW/dm ³	140 [*]
Average linear heat rate of fuel element, kW/m	~ 24.3 [*]
Fuel (UO ₂): U-235 load, kg U-235 enrichment, %	~ 1470 [*] 16.1 [*]
Core lifetime, thousand effective hours	~ 53
Interval between refuelling, years	~ 8
Number of SGs	2
Number of SG modules	2 × 6
Number of MCPs	2
Power of MCP electric driver, kW	450
MCP head, MPa	~0.55
Lead bismuth coolant volume in primary circuit, m ³	18
Reactor vessel dimensions (diameter × height), m	4.53 × 6.92

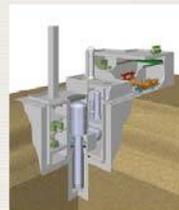
*The characteristics correspond to SVBR-75/100 configuration for a modular NPP with two units of 1800 MW_e each. These characteristics may be changed if SVBR-75/100 is to be used as a component of other NPPs.

41

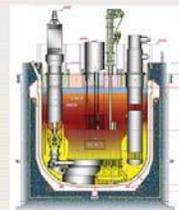
Liquid-Metal Fast SMRs



CCFR
China



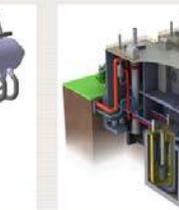
4S
Japan



PFBR-500
India



SVBR-100
Russian Federation



PRISM
USA



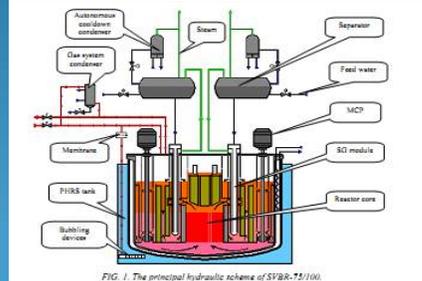
IAEA

42

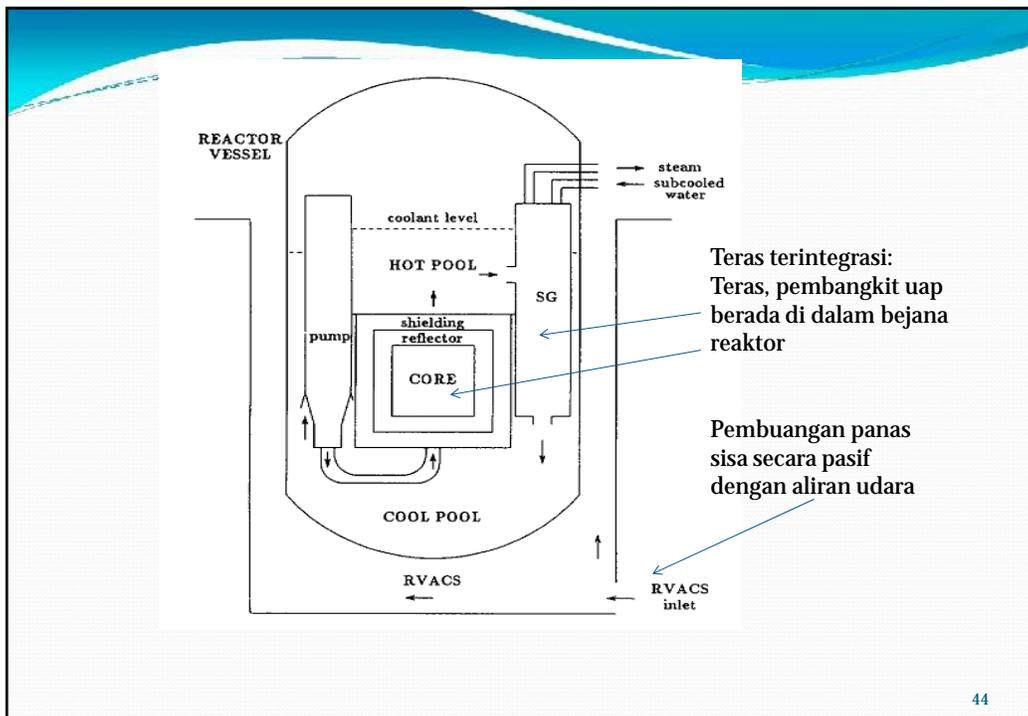
Pengembangan reaktor daya nuklir berumur panjang berpendingin Pb-Bi cair dengan bahan bakar nitrida yang memiliki kemampuan keselamatan inheren di ITB

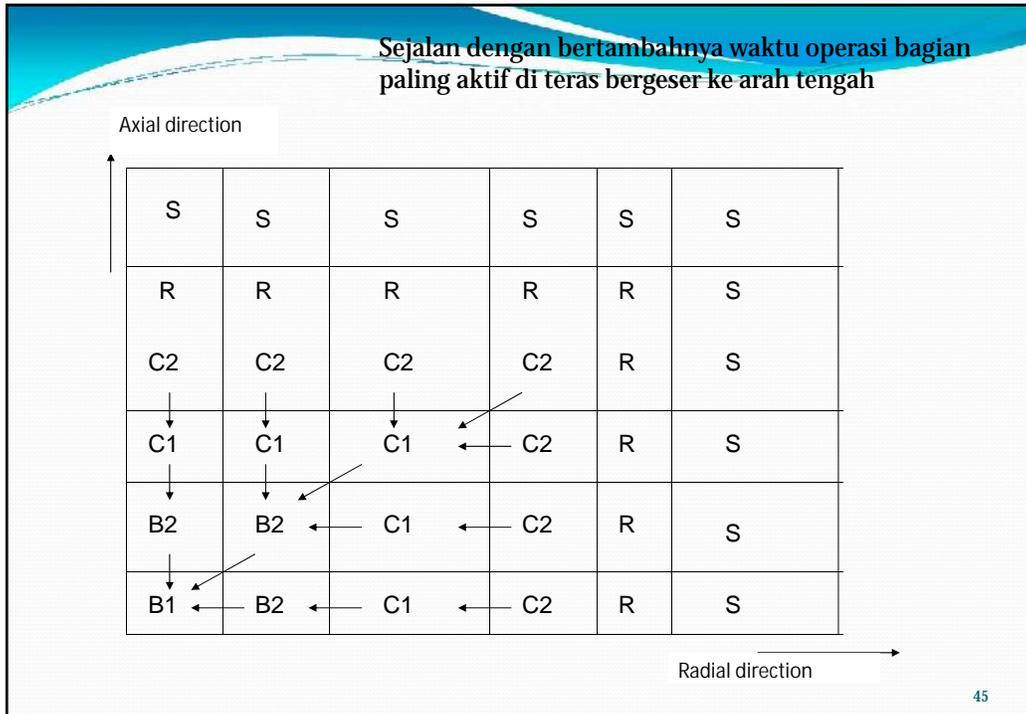
Sumber:

- Zaki S. and H. Sekimoto, Annals of Nuclear Energy (1995)
- H. Sekimoto and Zaki S., Nuclear Technology, Vol. 105, no.3 (1995)
- Zaki S. and H. Sekimoto: Journal of Nuclear Science and Technology, 32/9 (1995).
- Zaki S and H. Sekimoto: Nuclear Eng. And Design 162(1996), p. 205 222.
- Zaki S, Progress of Nuclear Energy, Vol. 50 (2008), p. 157 162



SVBR 100, PLTN Generasi IV Pertama yang dibangun, beroperasi 2015





FULL SCALE SAFETY SIMULATION

- ☒ Time Dependent Diffusion Equation : Direct model :
For extreme short time transient
- ☒ Space Time Dependent : Nodal Approach:
for wide variety nuclear reactor accident analysis but
bit in so long time
- ☒ Local blockage analysis : accident due to blockage in
certain channel
- ☒ Time dependent ship based reactor transient: under
development

46

Standard Reactor Accident Simulation algorithm

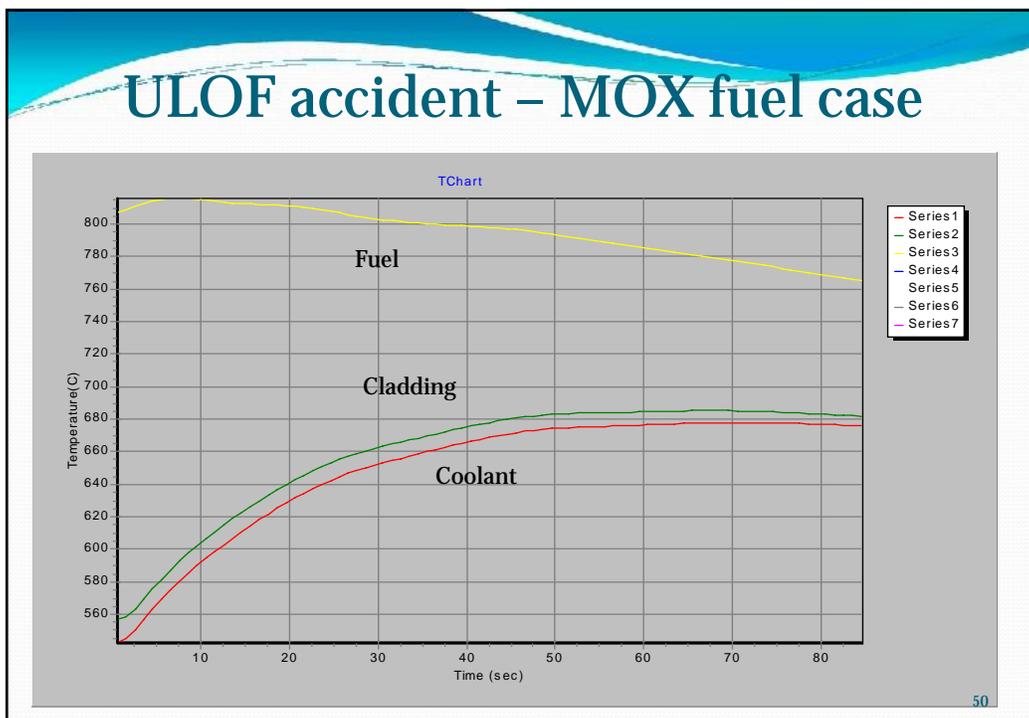
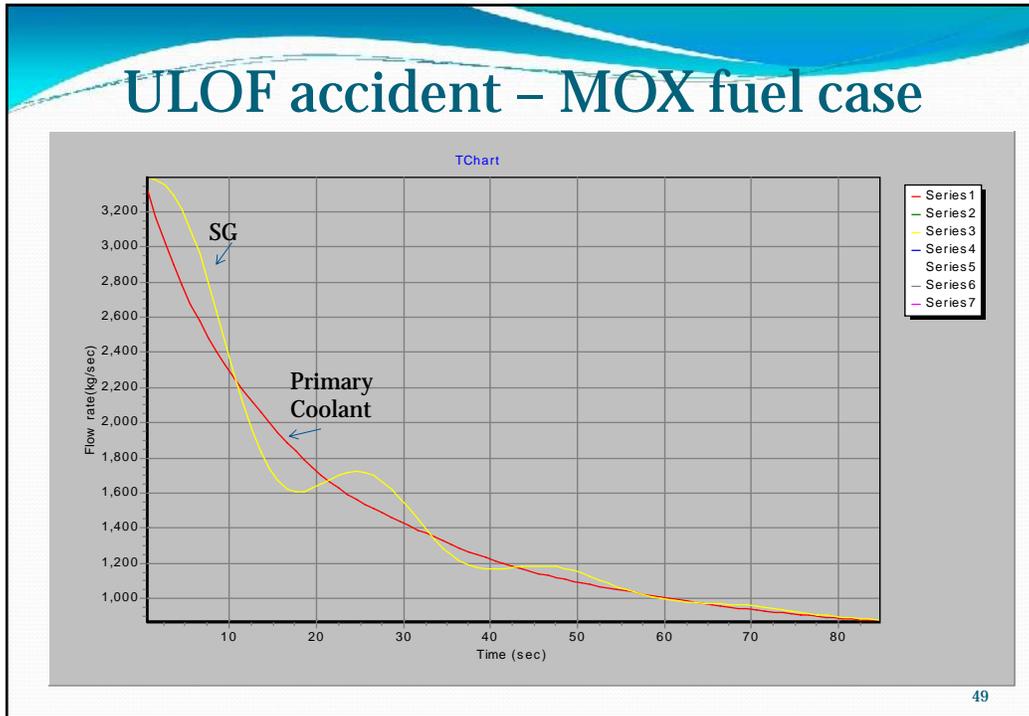
1. Reading input data
2. Calculating steady state condition just before transient.
3. The next, accident simulation begin with insertion of accident initiator (the insertion of external reactivity)
4. Calculating coolant flow rate and its distribution, followed by thermohydraulic calculation for temperature distribution in core
5. Calculating temperature and level height of hot pool
6. Calculating IHX/SG for temperature distribution and coolant flow rate to cool pool, which is important to calculate driving head of the whole system

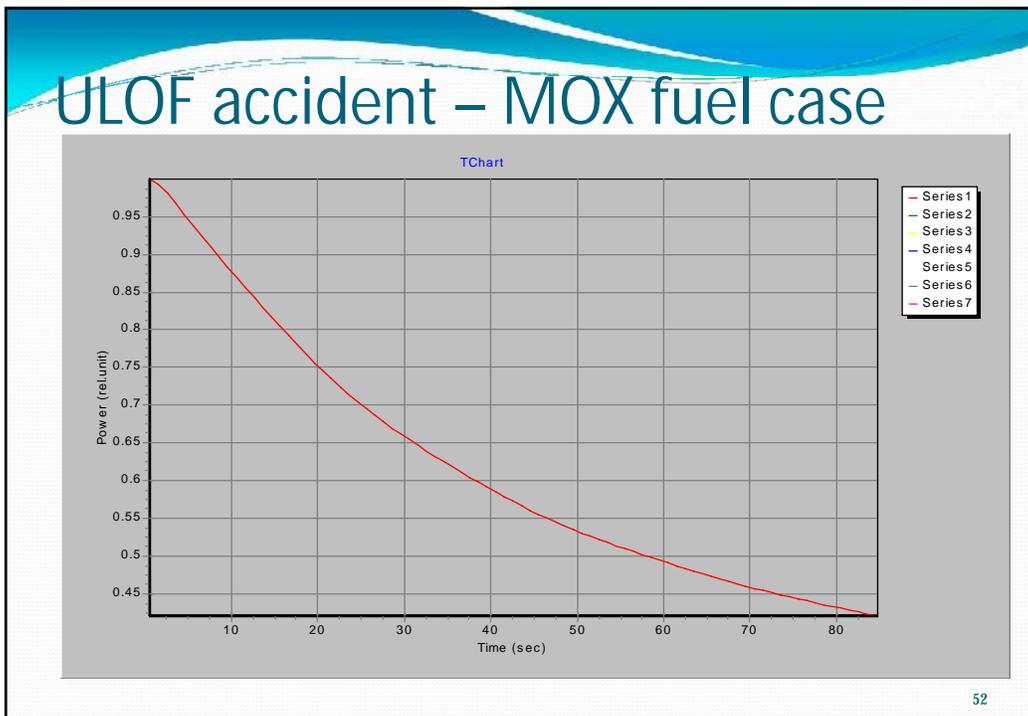
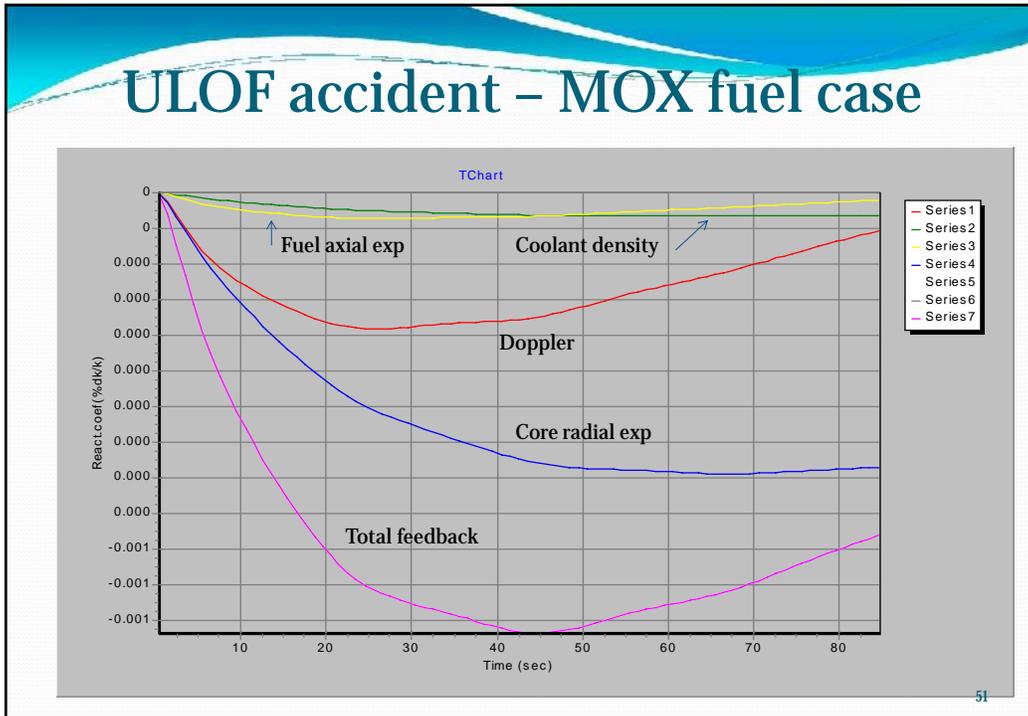
47

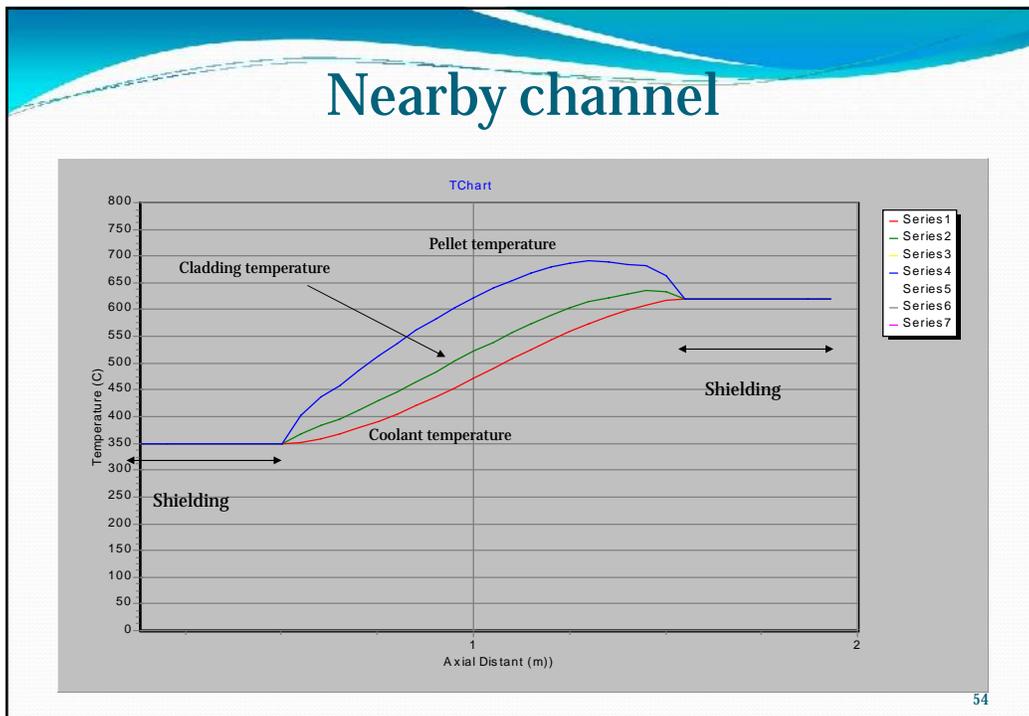
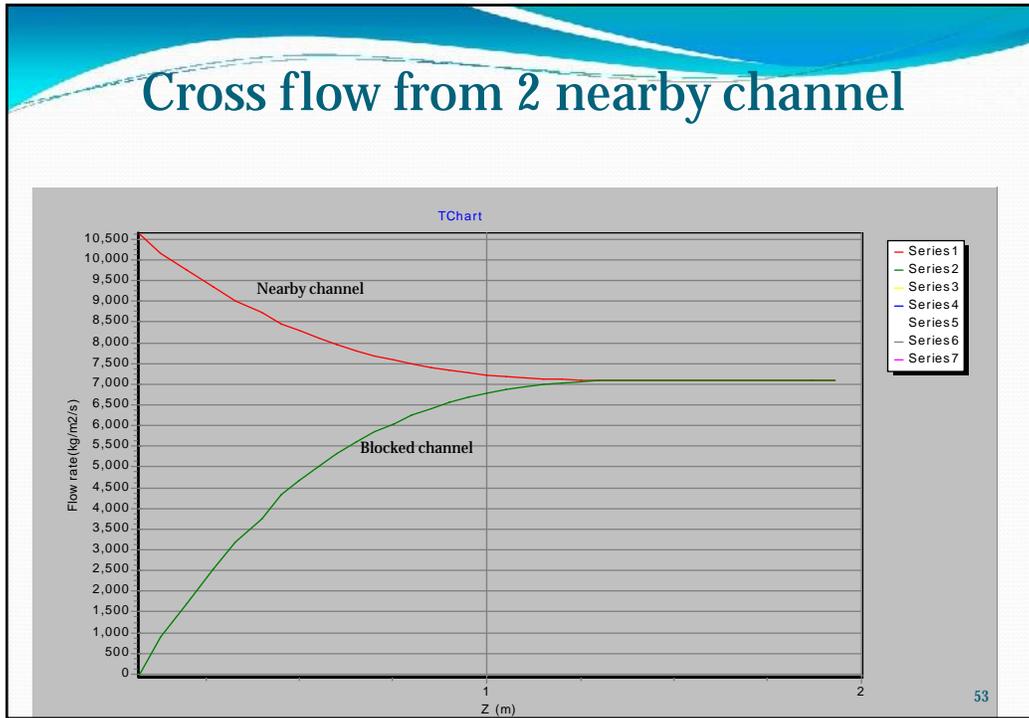
Standard Reactor Accident Simulation algorithm

7. Calculation in cool pool just as for hot pool
8. Calculating reactivity feedback, amplitude function and shape function which in turn used to recalculate power density and its distribution

48







Data Perbandingan Kecelakaan Fatal Sistem Energi

Summary of severe* accidents in energy chains for electricity 1969-2000

	Energy chain	Negara Maju OECD		Negara Berkembang Non-OECD	
		Fatalities	Fatalities/TW _y	Fatalities	Fatalities/TW _y
PLTU Batubara	Coal	2259	157	18,000	597
PLTG gas	Natural gas	1043	85	1000	111
PLTA air	Hydro	14	3	30,000	10,285
PLTN nuklir	Nuclear	0	0	31	48

Data from Paul Scherrer Institut, in OECD 2010. * severe = more than 5 fatalities

55

- ## DISKUSI: HAL KHUSUS BAGI INDONESIA
- ☐ Sejauh ini Black out accident (SBO) memiliki potensi besar yang mengarah kepada kerusakan teras secara akut (Core Disruptive Accident – CDA)
 - ☐ Kasus kecelakaan nuklir Fukushima membuktikan tingkat kefatalan SBO dan bahwa sangat penting untuk menyiapkan sistem keselamatan guna mengantisipasi kecelakaan
 - ☐ Kehandalan jaringan listrik sangat penting, terutama untuk daerah dengan gempa yang cukup sering meskipun tak terlalu besar, agar ketika terjadi gempa tidak memicu SBO
 è antisipasinya untuk Indonesia perlu penambahan sistem pendingin pasif minimal untuk decay heat
- 56

KESIMPULAN

- ☒ Kecelakaan besar nuklir dengan skala yang mencapai maksimum terjadi pada reaktor dengan disain yang kurang optimal berdasarkan evolusi teknologi yang ada
- ☒ Kecelakaan besar dipicu oleh kejadian luar biasa seperti pelanggaran berat operator (Chernobyl) maupun bencana alam luar biasa (Fukuhsima)
- ☒ Teknologi antisipasi yang mapan sebenarnya telah ada di masa terjadinya kecelakaan fatal tersebut terjadi tetapi karena beberapa faktor tak diterapkan dengan baik (passive reactivity control, natural circulation)
- ☒ Perkembangan teknologi PLTN saat ini mampu menghasilkan PLTN yang sanggup menghadapi pemicu kecelakaan fatal yang terjadi sebelumnya seperti kasus Chernobyl dan Fukushima
- ☒ Perlu dianalisis kemungkinan skenario kecelakaan fatal lain yang saat ini belum pernah terjadi namun memiliki potensi terjadi 10-20 tahun mendatang, dan sistem antisipasinya perlu disiapkan pada disain PLTN yang akan dibangunè salah satunya masalah sabotase/terorisme

57

**PERKEMBANGAN TEKNOLOGI PLTN DAN APLIKASINYA
DI INDONESIA: PLTN GENERASI MAJU**



<http://widyapustaka.itb.ac.id/post/2013/10/24/>

Prof. Dr. Zaki Su'ud M. Eng
Nuclear and Biophysics Research Division, ITB
szaki@fi.itb.ac.id

Daftar Isi

1. Pendahuluan
2. Pembelajaran dari kecelakaan Chernobyl dan Fukushima
3. Evolusi Teknologi PLTN secara umum
4. PLTN Generasi lanjut
5. Strategi bagi Indonesia

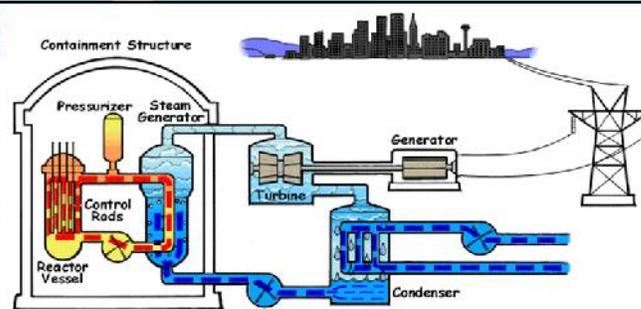
2

1. Pendahuluan

- ☐ Ketidakstabilan harga minyak, Batubara, Gas, dll.
- ☐ Problem subsidi energi di Indonesia
- ☐ Problem pemanasan global
- ☐ Problem polusi lingkungan
- ☐ Peranan harga energi pada daya saing produk industri
- ☐ Komposisi Energi untuk ketahanan energi nasional



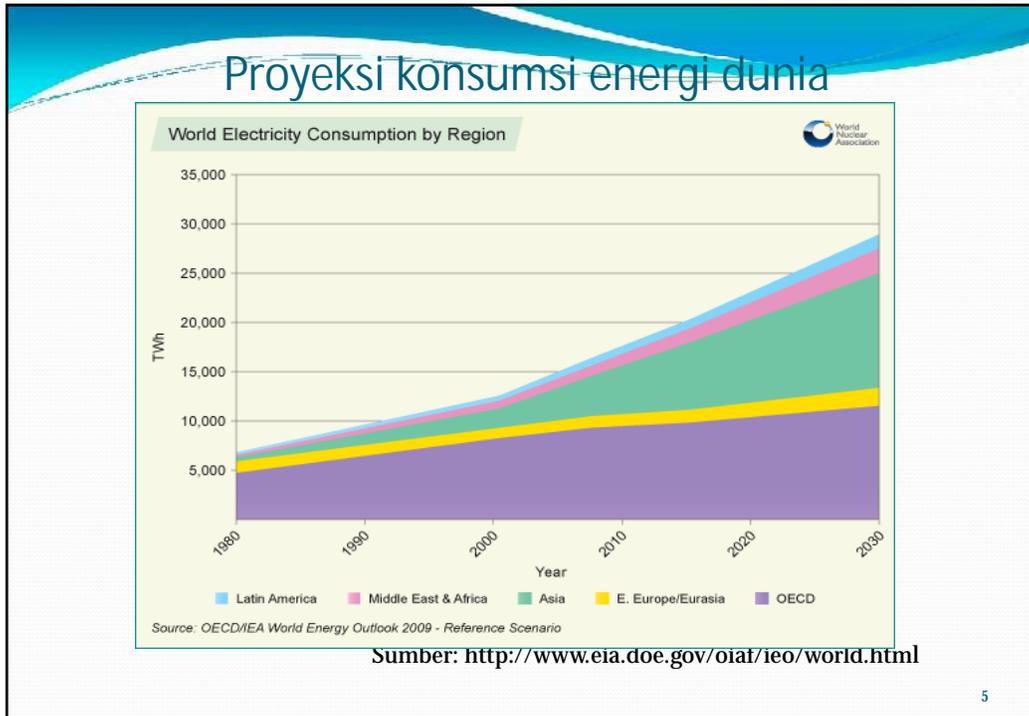
3



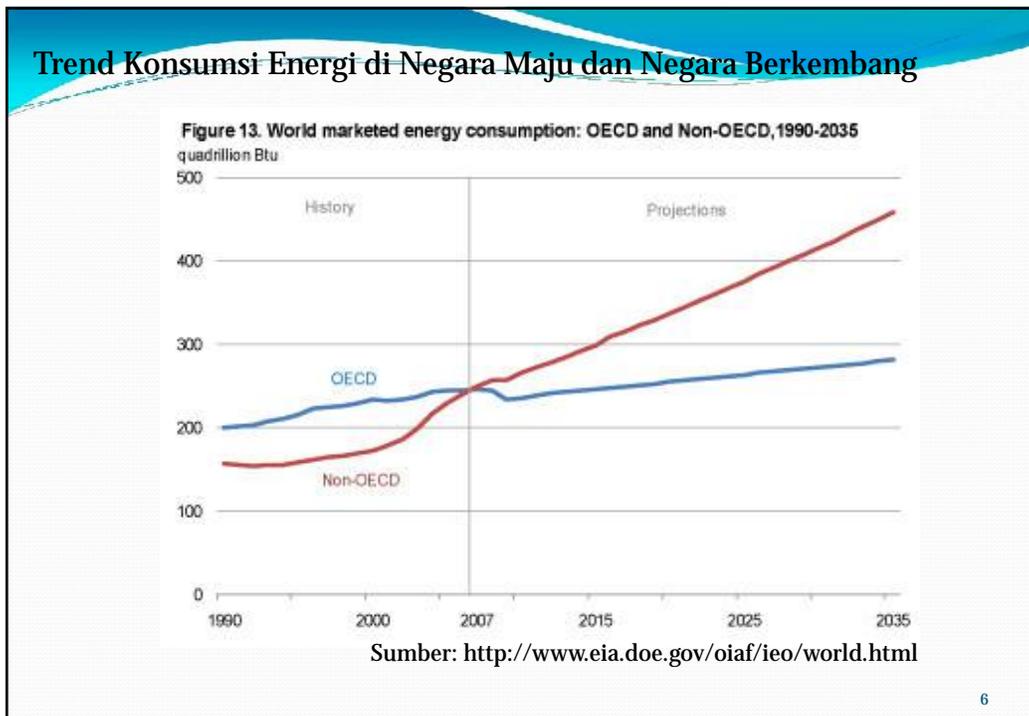
Pendahuluan(2)

- ☐ Semua sumber energi mengalami evolusi teknologi
- ☐ PLTN juga mengalami evolusi teknologi secara pesat
- ☐ PLTN merupakan alternatif sumber energi yang fleksibel dan kompetitif serta ramah lingkungan dan biasanya dijadikan beban dasar bersama Batubara dan Panas Bumi

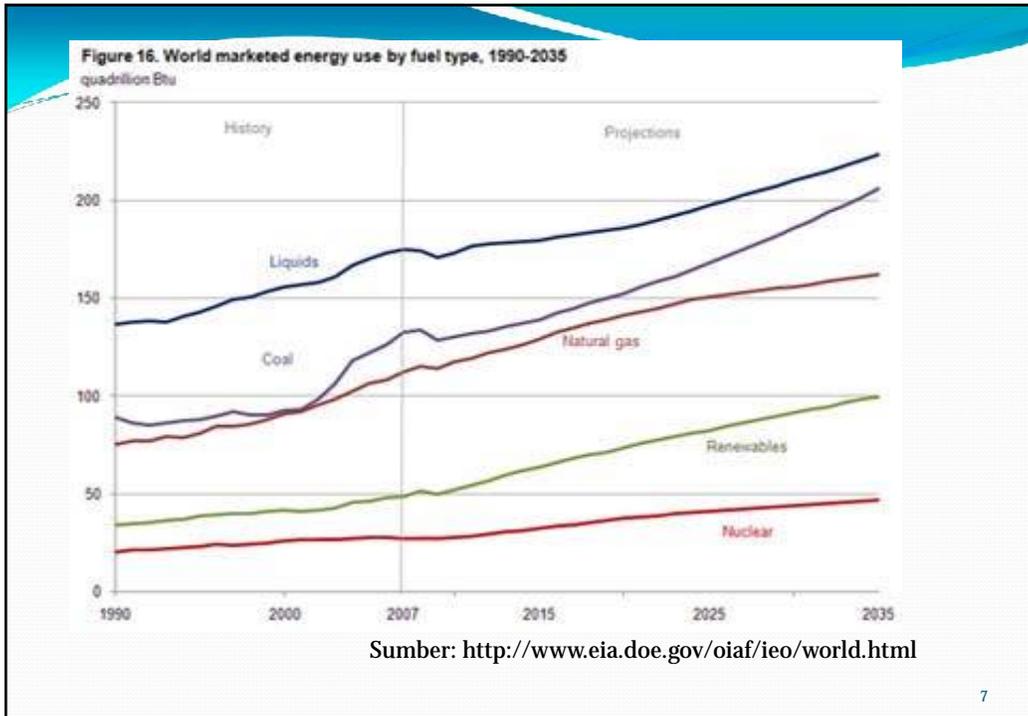
4



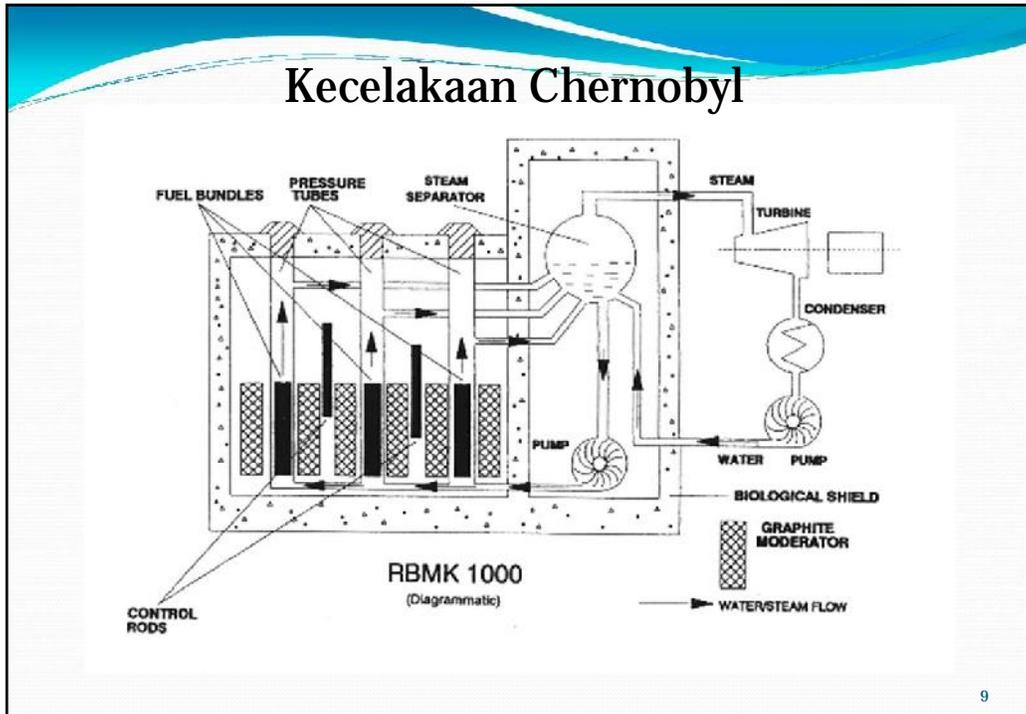
5



6



2. Pembelajaran dari kecelakaan Chernobyl dan Fukushima



Reaktor Tipe Chernobyl dan perbandingannya dengan PLTN standar negara negara barat

- ☒ PLTN Chernobyl dari tipe RBMK 1000 merupakan tipe kanal dengan moderator grafit dan pendingin air
- ☒ Memiliki koefisien balikan reaktivitas untuk air/pendingin yang **bernilai positif**
- ☒ Menghasilkan plutonium yang cocok untuk senjata nuklir
- ☒ Sekitar 15 PLTN Rusian terdiri dari tipe ini
- ☒ Tak memiliki pengungkung
- ☒ Pada beberapa kasus khusus injeksi batang kendali ke dalam reaktor justru menimbulkan feedback/umpan balik positif pada reaktivitas sehingga memicu kenaikan daya PLTN tersebut
- ☒ Refueling dapat berjalan sambil reaktor beroperasi
- ☒ Berukuran lebih besar PLTN standar barat, ada problem osilasi dan instabilitas dalam pengendalian

10

Pembelajaran penting dari kecelakaan TMI II dan Chernobyl

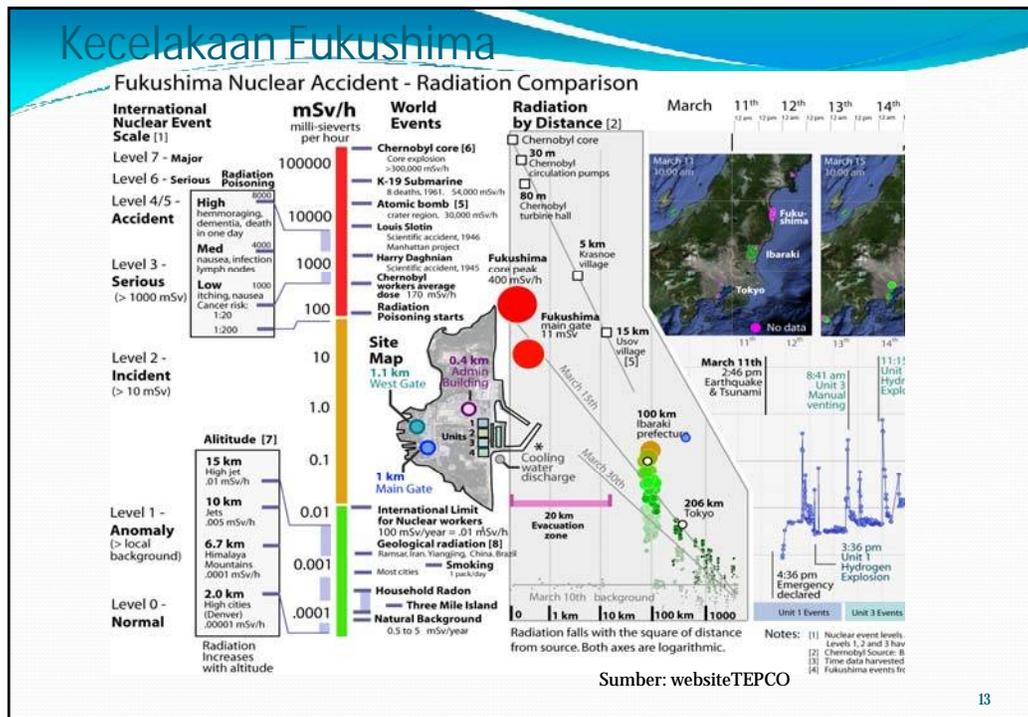
- ☒ Margin keselamatan harus dibuat sedemikian sehingga sekalipun ada kesalahan beruntuntas (termasuk kemungkinan sabotase) tidak memicu kecelakaan fatal yang mengancam integritas teras reaktor
- ☒ Semua komponen balikan reaktivitas (reactivity feedback harus dirancang negatif)
- ☒ Pengungkung standar barat mutlak diperlukan. Pada kecelakaan TMI II pengungkung ini yang menahan bahan radioaktif sehingga radiasi ke lingkungan relatif kecil dan tak ada korban jiwa
- ☒ Tidak boleh ada eksres reaktivitas yang terlalu besar, harus diatasi dengan kontrol reaktivitas pasif (burnable poison)

11

Pembelajaran penting dari kecelakaan TMI II dan Chernobyl (2)

- ☒ Waktu pemeliharaan merupakan waktu kritis yang perlu pengawasan lebih ketat dari badan regulasi
- ☒ Perlu akses ke masyarakat yang relevan tentang keadaan PLTN setiap saat
- ☒ Masyarakat harus diberi tahu segala kemungkinan resiko yang ada serta metoda mitigasinya
- ☒ Aplikasi sistem keselamatan pasif/inheren sangat relevan

12



13

PEMBELAJARAN DARI KASUS PLTN FUKUSHIMA

- ☒ Paradigma dasar: PLTN yang dibangun di suatu waktu harus telah dipersiapkan untuk menghindari kecelakaan sejenis, ini berlaku untuk kasus kasus TMI II, Chernobyl, dan Fukushima
- ☒ Untuk kasus fukushima perlu sistem redundan pengabihan panas dan panas sisa dengan salah satu diantaranya bersifat pasif
- ☒ Analisa kecelakaan hipotesis sangat penting dikembangkan untuk memudahkan ketika diluar dugaan benar benar terjadi
- ☒ Secara umum bila Indonesia akan membangun PLTN di waktu mendatang sebaiknya yang telah dilengkapi sistem keselamatan pasif minimal untuk membuang panas sisa (decay heat) guna mengantisipasi "station black out accident"
- ☒ Untuk sistem pembangkit energi masif seperti PLTN maka disain sistem keselamatan dari awal sangat penting, langkah darurat dengan mencangkokkan sistem baru saat telah terjadi kecelakaan kurang efektif
- ☒ Antisipasi di awal terjadi kecelakaan sangat penting untuk membatasi skala kecelakaan pada PLTN

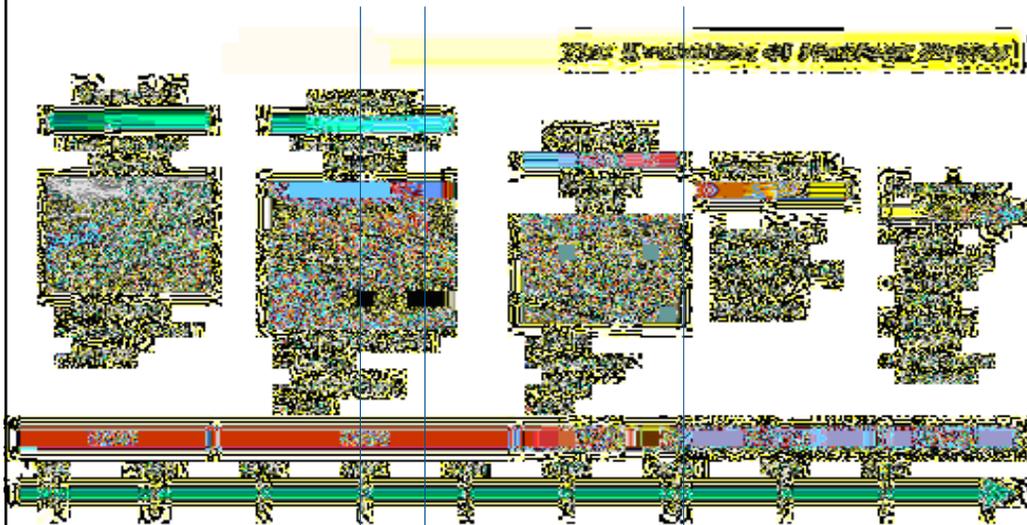
14

Keselamatan inheren pada PLTN

- ☐ Benteng terakhir untuk mencegah kecelakaan fatal hanya mengandalkan hukum alam, tak memerlukan komponen aktif atau tindakan operator untuk mengaktifkannya
- ☐ Misal untuk mengambil panas sisa (decay heat) seperti pada kasus Fukushima maka digunakan sirkulasi alamiah baik untuk pendingin biasa ataupun udara di sekitar sehingga tak tergantung keberadaan listrik
- ☐ Efek Doppler pada reaksi inti dapat dan sejenisnya dapat digunakan untuk mencegah terjadinya kecelakaan seperti Chernobyl

15

3. EVOLUSI TEKNOLOGI PLTN



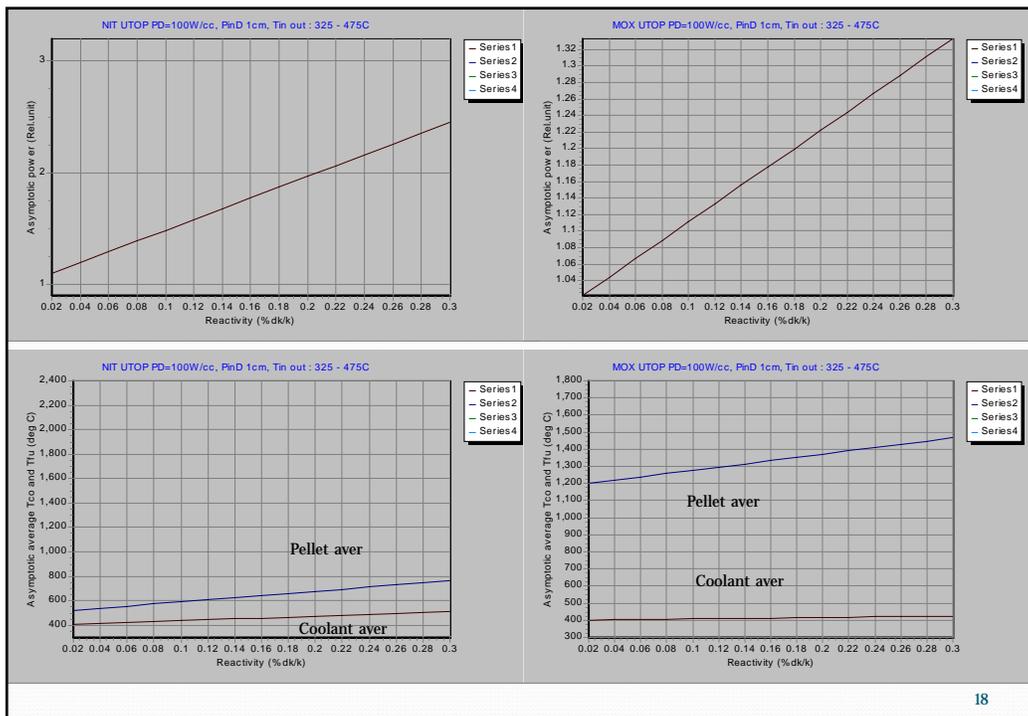
From DOE WEB Site

16

INHERENT SAFETY : UTOP Accident

- Power akan naik, menyebabkan kenaikan temperatur coolant dan fuel
- Kenaikan temperatur coolant dan fuel menimbulkan feedback negatif untuk mengkompensasi reaktivitas eksternal
- Temperatur akhir tergantung konstanta konstanta feedback dan juga karakteristik termal terutama cp coolant dan konduktivitas termal fuel

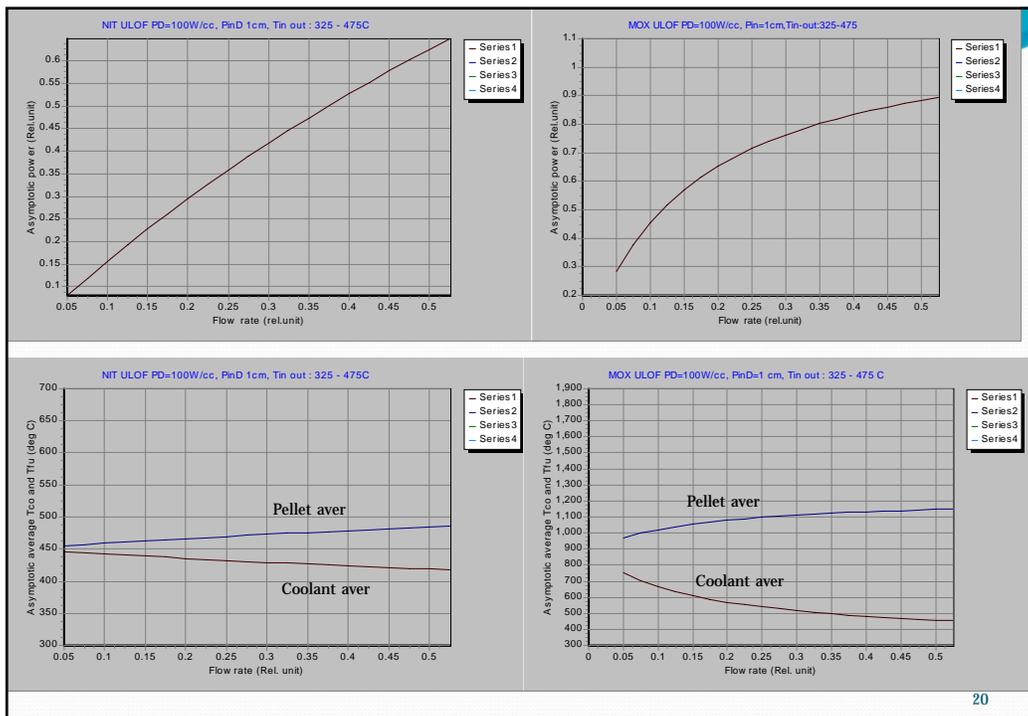
17



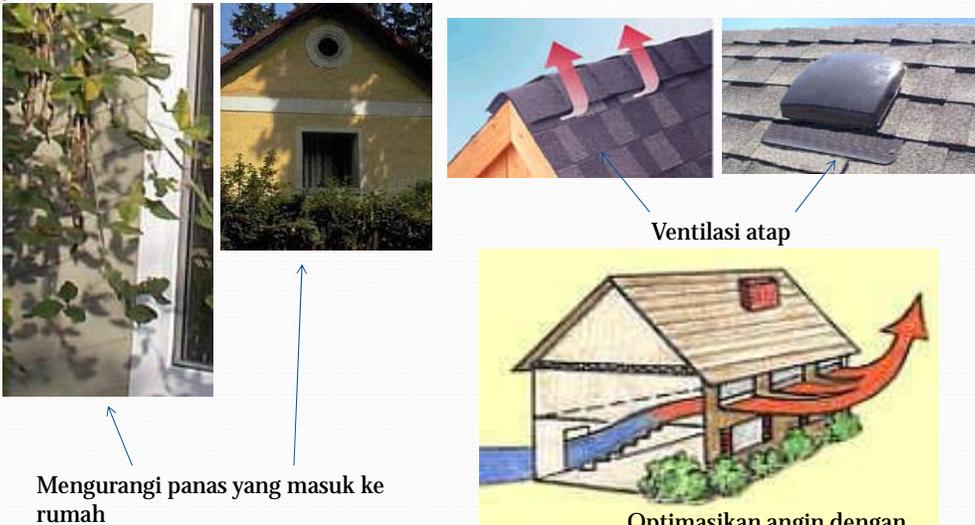
INHERENT SAFETY : ULOF Accident

- Flow rate turun karena hilangnya daya pompa, ini menyebabkan kenaikan temperatur coolant karena ketidakseimbangan daya dan coolant
- Kenaikan temperatur coolant dan fuel menimbulkan feedback negatif untuk yang menyebabkan penurunan daya
- Penurunan daya menyebabkan penurunan temperatur fuel yang menyebabkan feedback positif
- Sistem akan seimbang bila reaktivitas negatif akibat kenaikan temperatur coolant telah seimbang dengan temperatur positif akibat penurunan temperatur fuel
- Temperatur akhir tergantung konstanta konstanta feedback dan juga karakteristik termal terutama cp coolant dan konduktivitas termal fuel

19



RUMAH DENGAN VENTILASI ALAMIAH



Mengurangi panas yang masuk ke rumah

Ventilasi atap

Optimalkan angin dengan sirkulasi alamiah

21

4. PLTN Generasi lanjut

PLTN Generasi III/III+ Berpendingin air

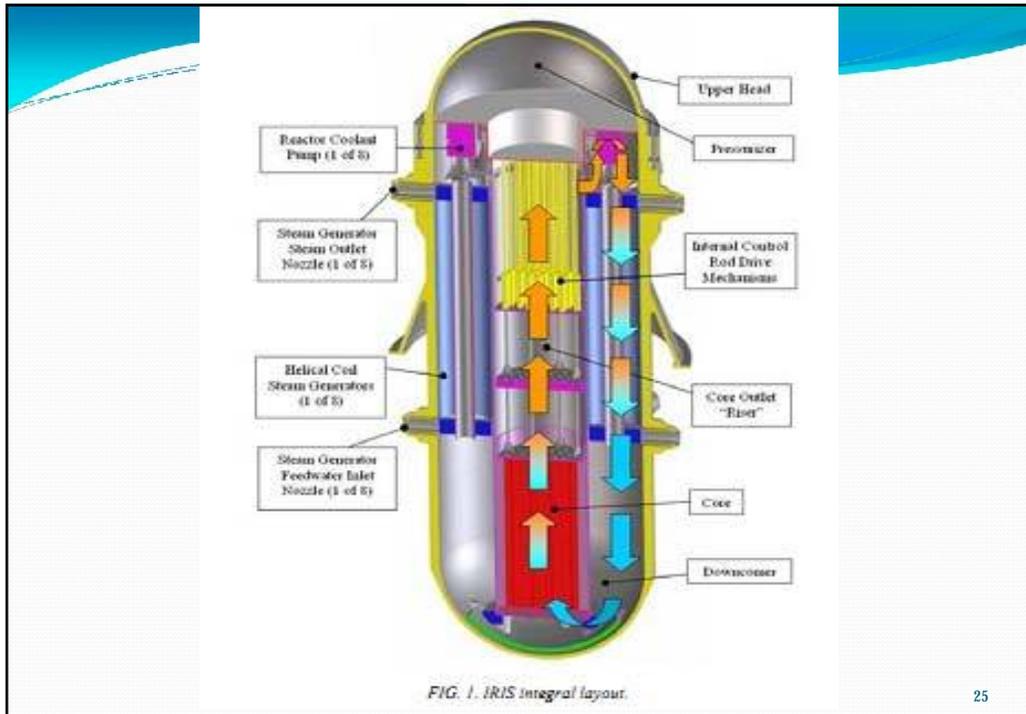
- ☒ Mengupayakan sistem untuk dapat mencegah kekurangan pendingin dengan **menyediakan stock pendingin dalam jumlah sangat** besar serta menggunakan mekanisme alamiah pasif dalam proses switching pengaktifannya (konsep PIUS)
- ☒ Penambahan boron untuk memungkinkan **pasif shutdown** yang berbasis hukum hukum dasar fluida
- ☒ Pengembangan konsep PLTN moduler tipe integral dengan pembangkit uap (SG) berada di dalam pressure vessel. Dengan demikian pipa pipa besar dengan pressure tinggi yang rawan memicu **LOCA besar dapat dihindari** (Contoh pada IRIS)
- ☒ Sistem **sirkulasi alamiah** untuk membuang decay heat maupun untuk menggantikan peran pompa utama (terutama di reaktor kecil moduler) saat terjadi kecelakaan
- ☒ Sistem **kontrol reaktivitas pasif** untuk menghindari kecelakaan seperti Chernobyl
- ☒ Pasca Kecelakaan Fukushima muncul banyak gagasan untuk **mengubah kelongsong dengan bahan yang lebih baik seperti keramik** dll.

23

IRIS (International Reactor Innovative and Secure)

dengan konsep "SAFETY BY DESIGN"TM

Westing House didukung oleh Politecnico di Milano, Ansaldo Energia, Università di Pisa Italia, CNEN Brazil, ENSA Spanyol, MIT USA, Tokyo Tech Japan, University of Zagreb, Croatia, dll.



Deskripsi Umum

- ☒ Moduler 335 Mwe, PWR
- ☒ Konsep: "Safety by Design"TM
- ☒ Target untuk penggunaan jangka pendek
- ☒ Dikembangkan oleh Westing House didukung oleh 21 organisasi dari 10 negara
- ☒ Tipe Integral: Teras (bagian inti) reaktor, sistem batang kendali, reflektor, pembangkit uap, pengatur tekanan air è semua berada dalam bejana reaktor
- ☒ Mengimplementasikan keselamatan mandiri (inheren)
- ☒ Periode maintenance teras: 48 bulan

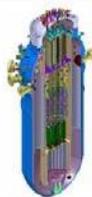
26

Deskripsi Umum(lanjutan)

- ☐ Mengkapitalisasi teknologi yang telah teruji dari LWR
- ☐ Mengeleminasi kemungkinan LOCA(pecah pipa dll) berukuran besar
- ☐ Sirkulasi Alamiah (aliran pendingin tanpa memerlukan pompa) dioptimalkan terutama untuk membuang panas sisa (lihat kasus Fukushima)
- ☐ Memiliki cadangan air dalam jumlah besar di Bejana Reaktor

27

Light water-cooled SMRs



CAREM-25
Argentina



IMR
Japan



SMART
Korea, Republic of



VBER-300
Russia



WWER-300
Russia



KLT-40s
Russia



mPower
USA



NuScale
USA



Westinghouse SMR - USA



CNP-300
China, People Republic of



ABV-6
Russia



28

PLTN Berpendingin Gas

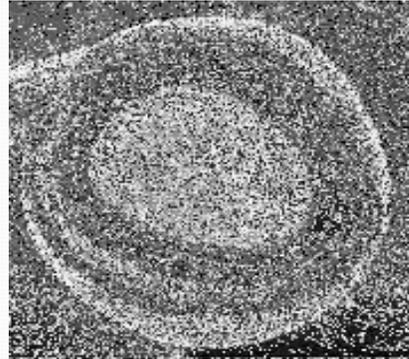
- ☐ Mengembangkan sistem moduler yang memiliki kemampuan inherent safety dengan mengandalkan reaktivitas Dopler yang sangat negatif untuk proses pemadaman reaktor secara pasif dalam keadaan kecelakaan
- ☐ Bahan bakar di kemas dalam partikel partikel kecil ang dibungkus sejumlah lapisan khusus yang dapat menahan terlepasnya bahan radioaktif ke lingkungan saat terjadi kecelakaan parah
- ☐ Merancang sistem agar dapat membuang panas dengan radiasi ke pinggir saat terjadi kecelakaan hipotetis pecahnya sistem pendingin

29

REAKTOR DENGAN
KESELAMATAN INHEREN
CONTOH KHUSUS HTGR

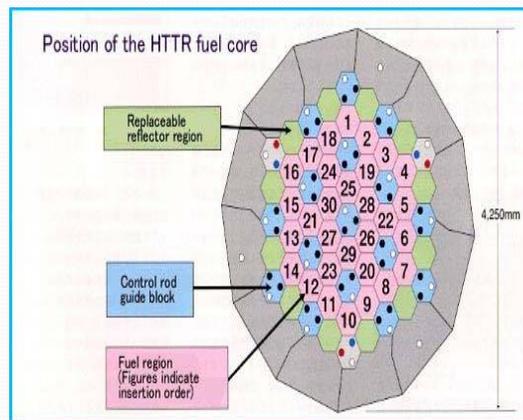
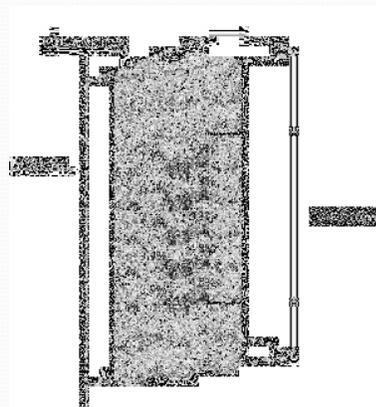
High Temperature Gas Cooled Reactors (HTGR)

- ☐ Mampu menahan bahan radioaktif untuk tidak keluar bahan bakar sampai suhu 2000°C.
- ☐ Memiliki kemampuan bertahan terhadap berbagai kecelakaan parah secara mandiri (inheren) tanpa perlu bantuan dari operator ataupun peralatan elektronik



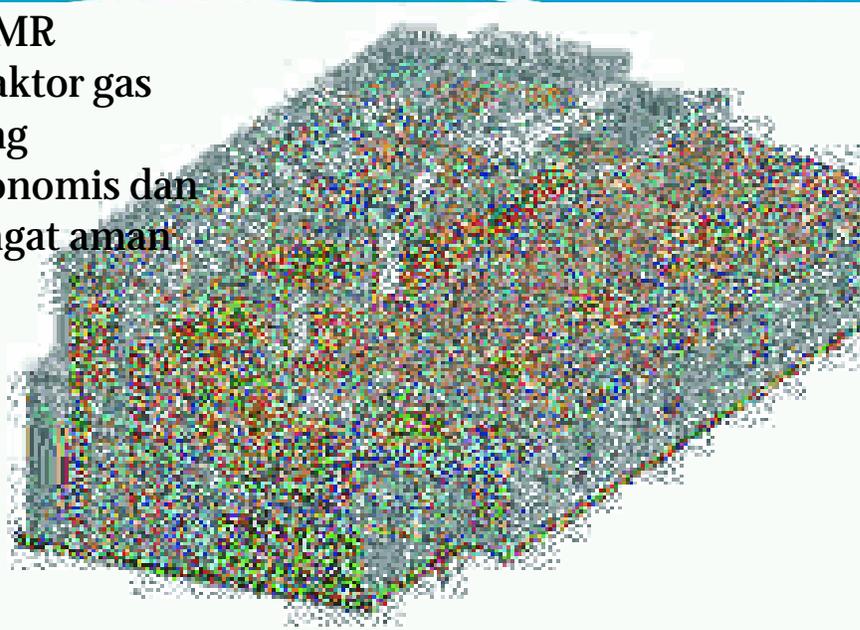
31

Teras dan bahan bakar reaktor gas temperatur tinggi (HTGR)



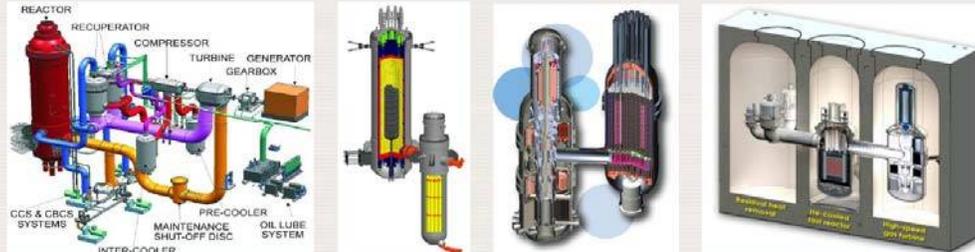
32

PBMR
Reaktor gas
yang
ekonomis dan
sangat aman



33

Gas-cooled SMRs



PBMR
South Africa

HTR-PM
China

GT-MHR
USA

EM²
USA

IAEA

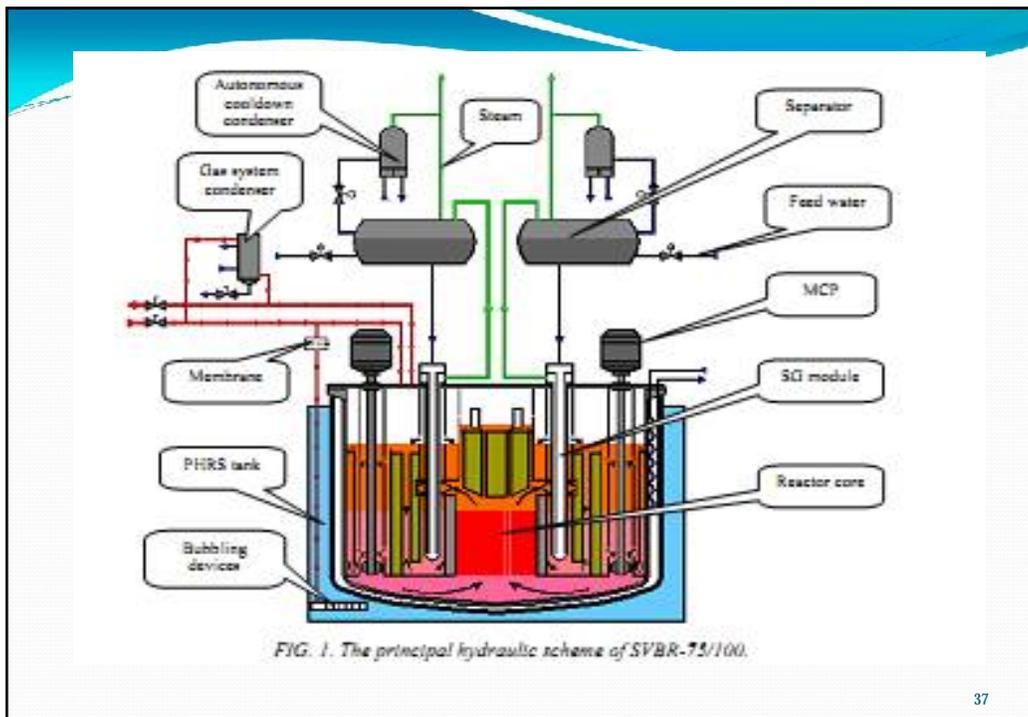
34

PLTN Berpendingin Logam Cair

- ☒ Mengembangkan kemampuan inherent safety dengan memanfaatkan mekanisme feedback Doppler, Fuel Axial Expansion, Core Radial Expansion, dan Coolant Density Effect
- ☒ Menggunakan kemampuan sirkulasi alamiah yang tinggi untuk membuang panas secara pasif saat terjadi kecelakaan termasuk untuk membuang decay heat
- ☒ Mengembangkan sistem pembuangan panas berbasis sirkulasi alamiah udara di luar pressure vessel (RVACS pendingin alternatif tanpa perlu pompa)
- ☒ Mengembangkan konsep “Zero burnup reactivity swing” untuk mengeleminir kemungkinan kecelakaan super prompt seperti di Chernobyl analogi pencegahan lepas kendali mobil akibat pedas gas tersangkut – kasus Toyota

35

CONTOH KHUSUS 2 Pb/Pb-Bi COOLED FAST REACTORS



37

The basic equipment of SVBR-75/100 is installed in a tight-box confinement of 11.5 m height (Fig.2).

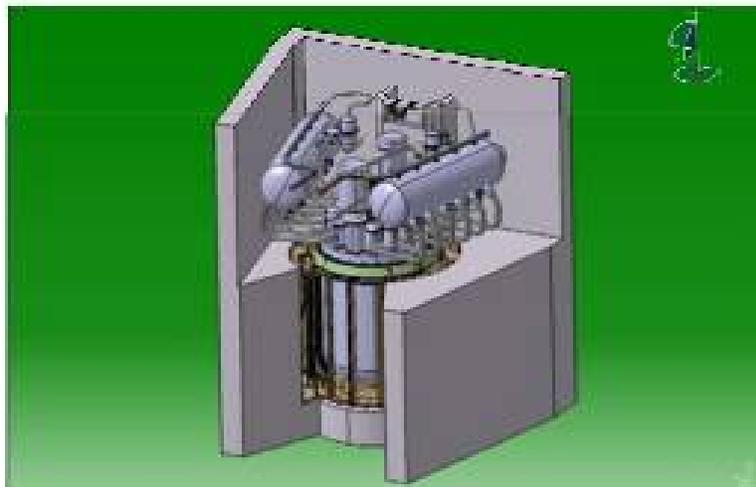


FIG. 2. Arrangement of SVBR-75/100 equipment.

38

Reaktor Cepat berpendingin Pb/Pb Bi yang sangat aman

- ☐ Menggunakan bakar bakar lanjut jenis nitrida, margin keselamatan lebih tinggi
- ☐ Margin temperatur sampai ke titik didih sangat besar
- ☐ Bisa bertahan terhadap berbagai kecelakaan parah secara mandiri dengan menggunakan mekanisme umpan balik temperatur
- ☐ Sistem lebih sederhana dengan pembangkit uap diletakkan dalam bejana reaktor

39

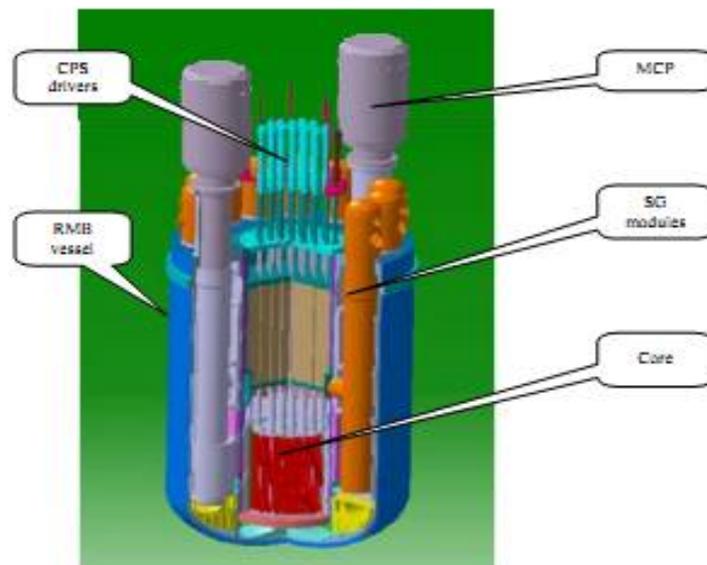


FIG. 3. Arrangement of the equipment in reactor mono-block vessel.

40

TABLE I. BASIC CHARACTERISTICS OF SVBR-75/100

Parameter	Value
Thermal power, MW	280 [*]
Electric power, MW	101.5 [*]
Steam production rate, t/h	480 [*]
Steam parameters: pressure, MPa temperature, °C	9.5 [*] 307 [*]
Feedwater temperature, °C	241 [*]
Lead bismuth temperature in primary circuit, °C: core inlet core outlet	482 [*] 320 [*]
Core dimensions (diameter × height), m	1.645 × 0.9
Average volumetric power density of the core, kW/dm ³	140 [*]
Average linear heat rate of fuel element, kW/m	~ 24.3 [*]
Fuel (UO ₂): U-235 load, kg U-235 enrichment, %	~ 1470 [*] 16.1 [*]
Core lifetime, thousand effective hours	~ 53
Interval between refuelling, years	~ 8
Number of SGs	2
Number of SG modules	2 × 6
Number of MCPs	2
Power of MCP electric driver, kW	450
MCP head, MPa	~0.55
Lead bismuth coolant volume in primary circuit, m ³	18
Reactor vessel dimensions (diameter × height), m	4.53 × 6.92

*The characteristics correspond to SVBR-75/100 configuration for a modular NPP with two units of 1800 MW, each. These characteristics may be changed if SVBR-75/100 is to be used as a component of other NPPs.

41

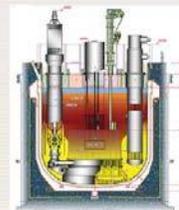
Liquid-Metal Fast SMRs



CCFR
China



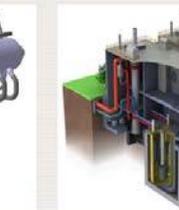
4S
Japan



PFBR-500
India



SVBR-100
Russian Federation



PRISM
USA



IAEA

42

Pengembangan reaktor daya nuklir berumur panjang berpendingin Pb-Bi cair dengan bahan bakar nitrida yang memiliki kemampuan keselamatan inheren di ITB

Sumber:

Zaki S. and H. Sekimoto, Annals of Nuclear Energy (1995)
 H. Sekimoto and Zaki S., Nuclear Technology, Vol. 105, no.3 (1995)
 Zaki S. and H. Sekimoto: Journal of Nuclear Science and Technology, 32/9 (1995).
 Zaki S and H. Sekimoto: Nuclear Eng. And Design 162(1996), p. 205 222.
 Zaki S, Progress of Nuclear Energy, Vol. 50 (2008), p. 157 162

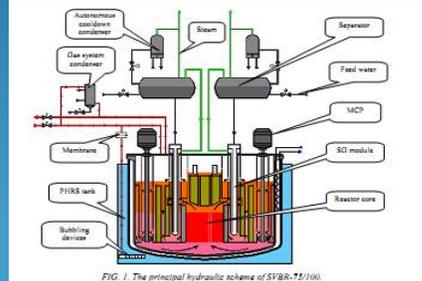
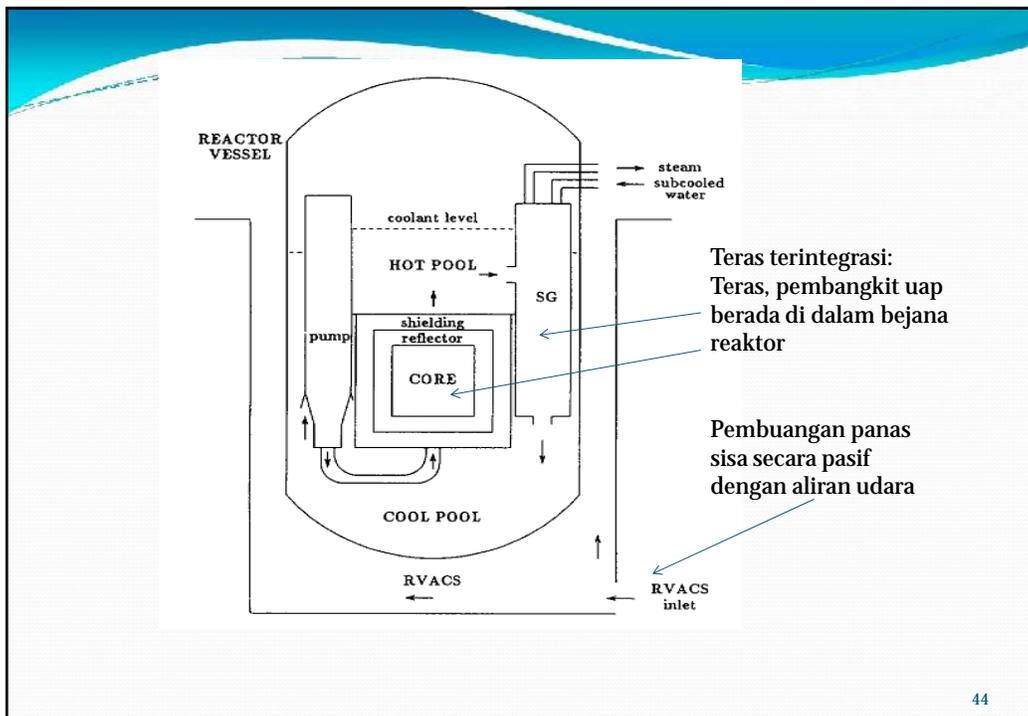
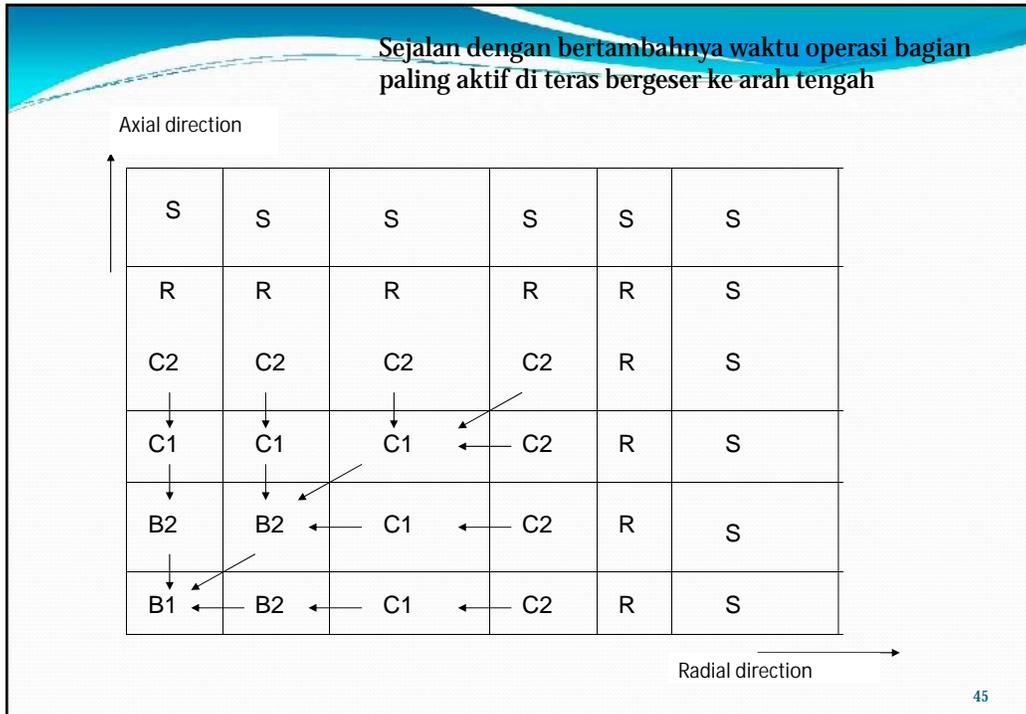


FIG. 1. The principal hydraulic scheme of SVBR-100

SVBR 100, PLTN Generasi IV Pertama yang dibangun, beroperasi 2015





FULL SCALE SAFETY SIMULATION

- ☒ Time Dependent Diffusion Equation : Direct model :
For extreme short time transient
- ☒ Space Time Dependent : Nodal Approach:
for wide variety nuclear reactor accident analysis but
bit in so long time
- ☒ Local blockage analysis : accident due to blockage in
certain channel
- ☒ Time dependent ship based reactor transient: under
development

46

Standard Reactor Accident Simulation algorithm

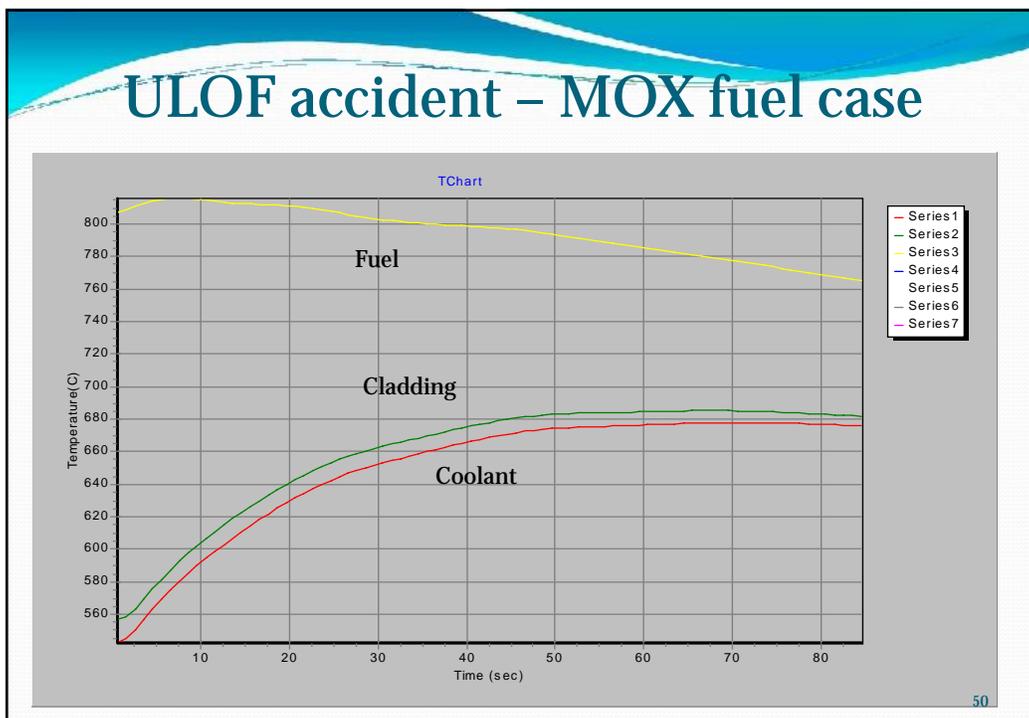
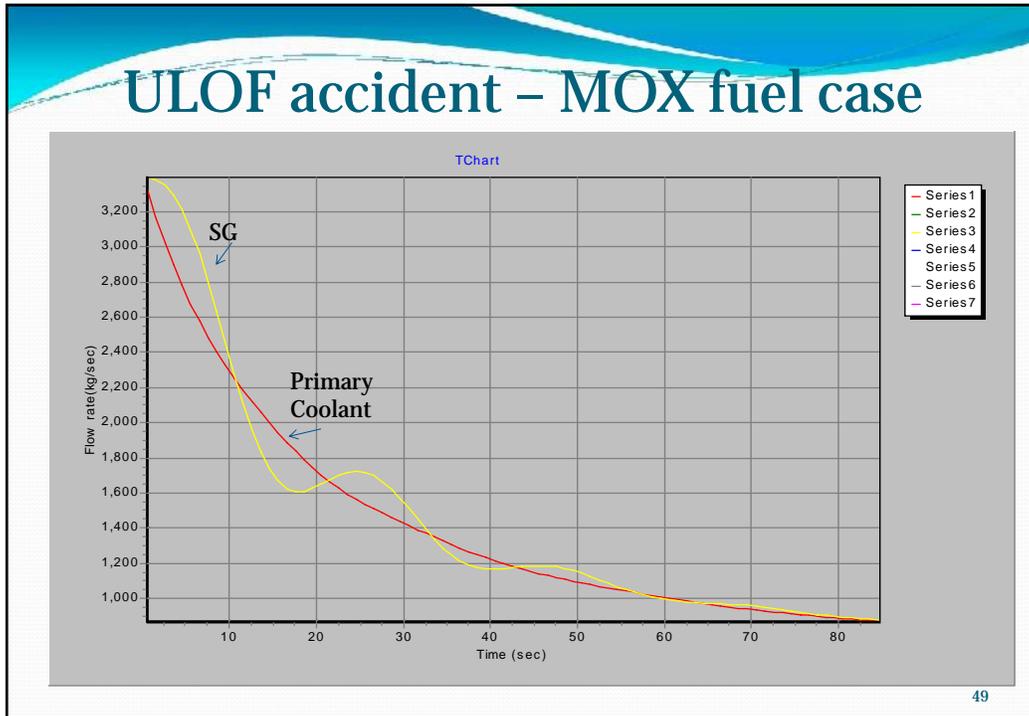
1. Reading input data
2. Calculating steady state condition just before transient.
3. The next, accident simulation begin with insertion of accident initiator (the insertion of external reactivity)
4. Calculating coolant flow rate and its distribution, followed by thermohydraulic calculation for temperature distribution in core
5. Calculating temperature and level height of hot pool
6. Calculating IHX/SG for temperature distribution and coolant flow rate to cool pool, which is important to calculate driving head of the whole system

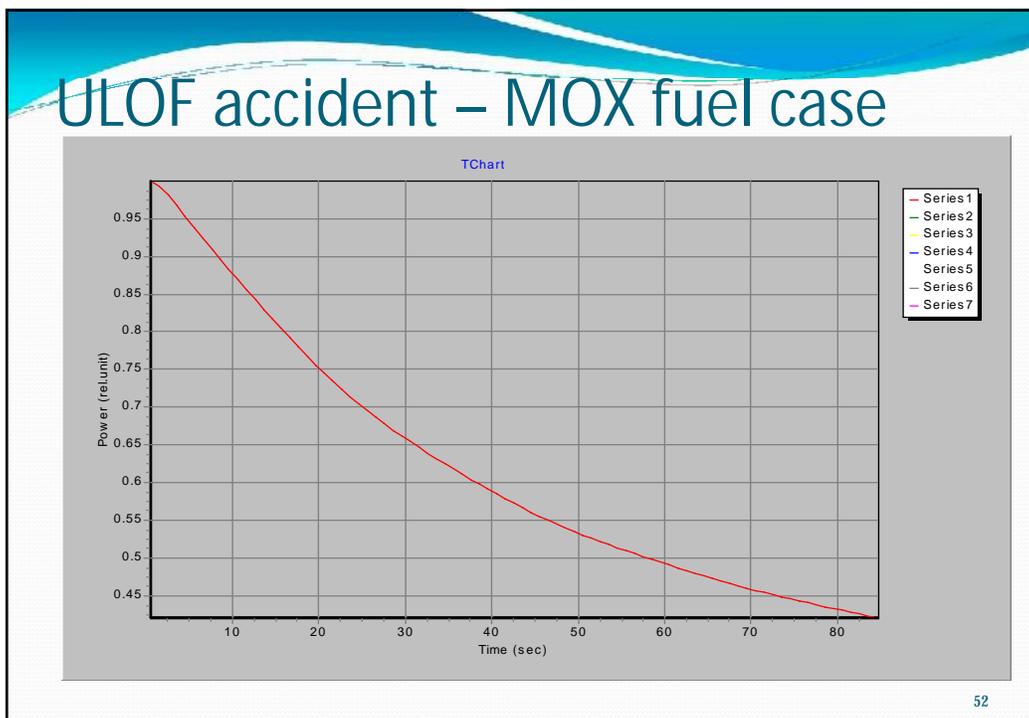
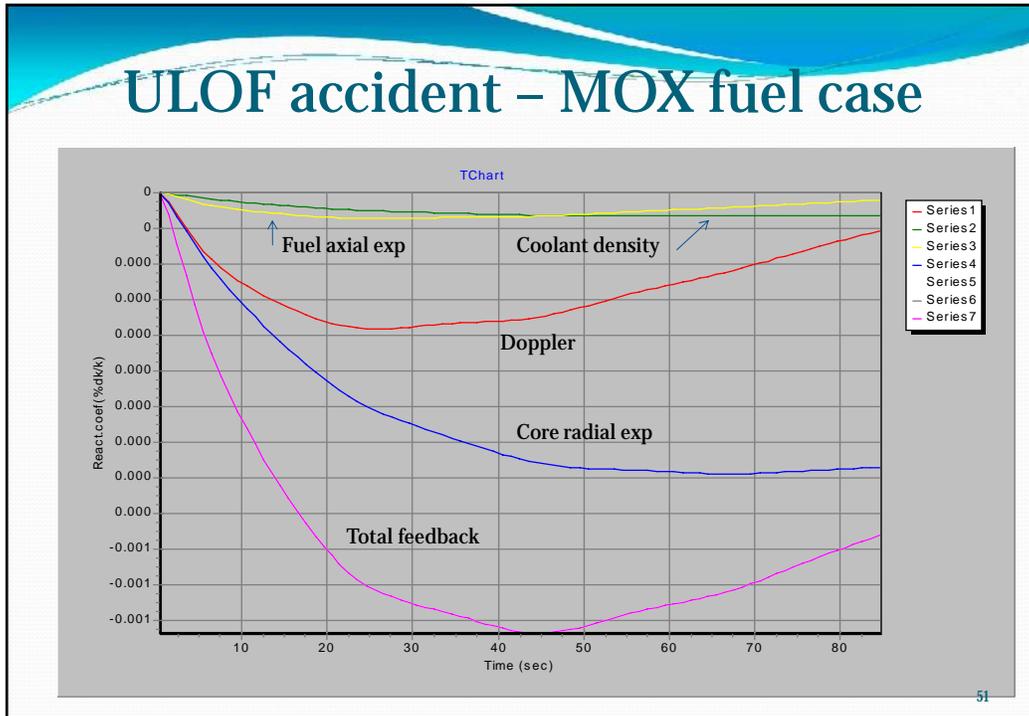
47

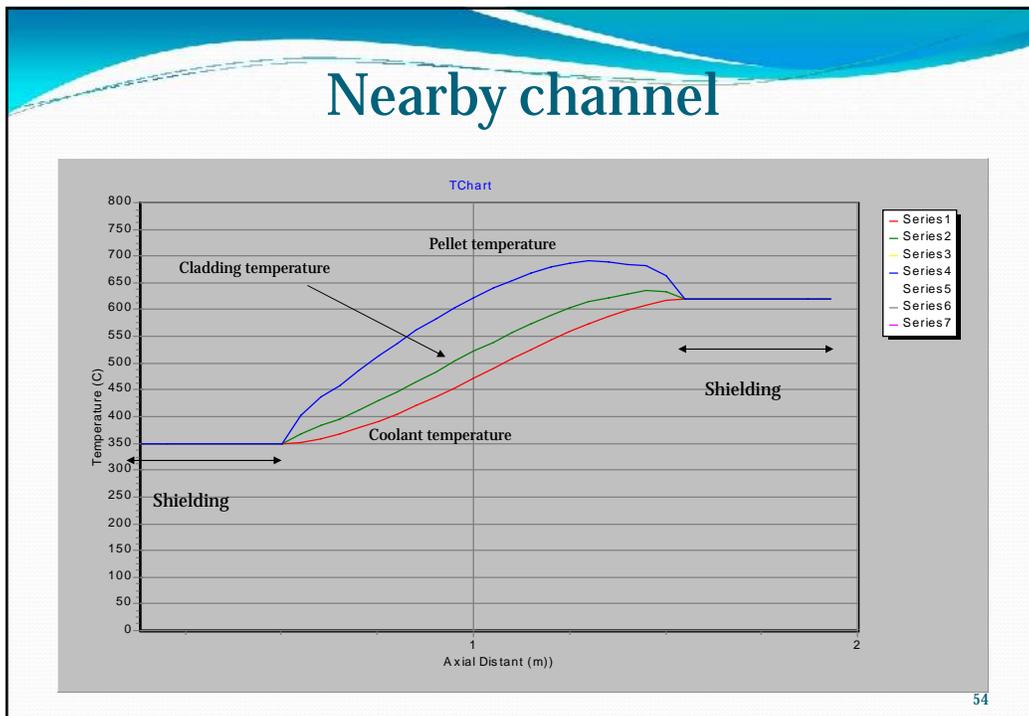
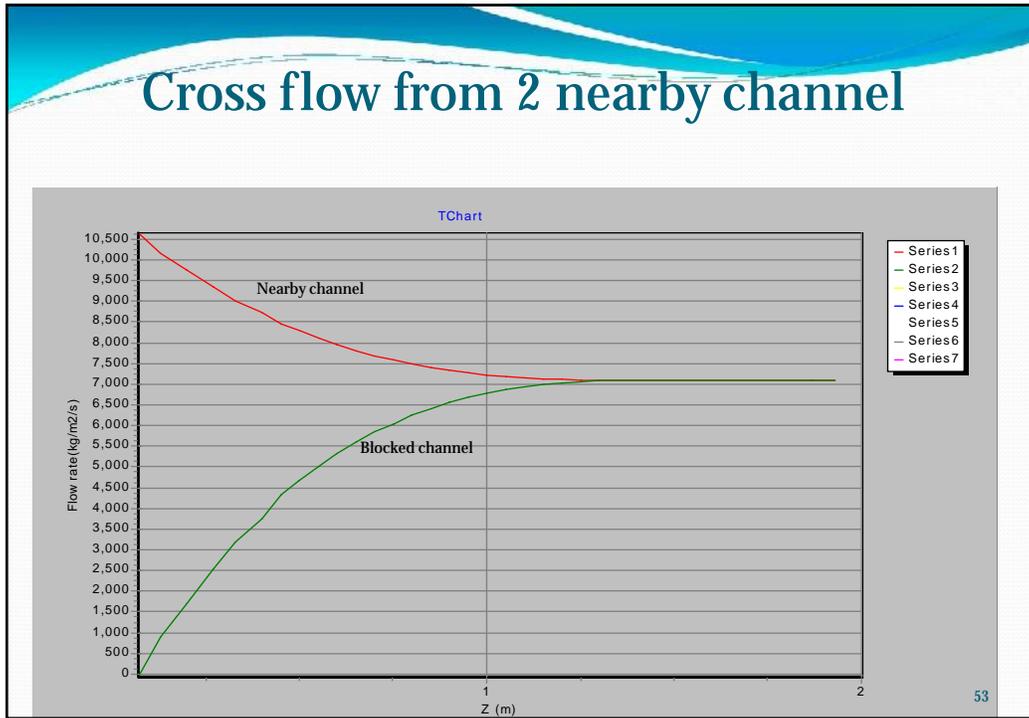
Standard Reactor Accident Simulation algorithm

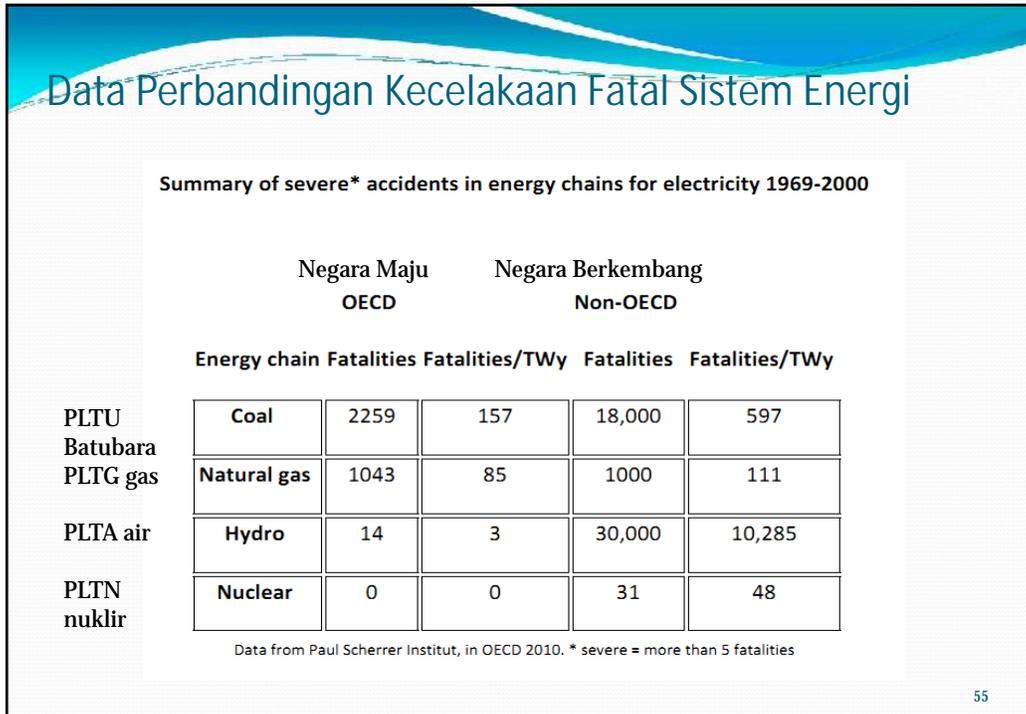
7. Calculation in cool pool just as for hot pool
8. Calculating reactivity feedback, amplitude function and shape function which in turn used to recalculate power density and its distribution

48









DISKUSI: HAL KHUSUS BAGI INDONESIA

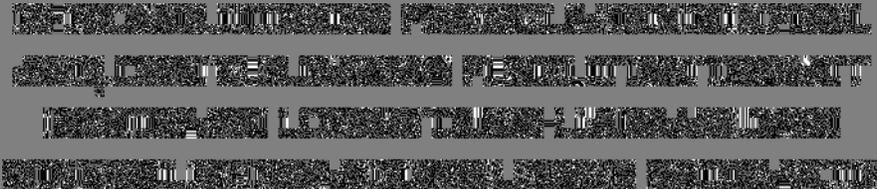
- ☐ Sejahter ini Black out accident (SBO) memiliki potensi besar yang mengarah kepada kerusakan teras secara akut (Core Disruptive Accident – CDA)
- ☐ Kasus kecelakaan nuklir Fukushima membuktikan tingkat kefatalan SBO dan bahwa sangat penting untuk menyiapkan sistem keselamatan guna mengantisipasi kecelakaan
- ☐ Keandalan jaringan listrik sangat penting, terutama untuk daerah dengan gempa yang cukup sering meskipun tak terlalu besar, agar ketika terjadi gempa tidak memicu SBO
è antisipasinya untuk Indonesia perlu penambahan sistem pendingin pasif minimal untuk decay heat

56

KESIMPULAN

- ☒ Kecelakaan besar nuklir dengan skala yang mencapai maksimum terjadi pada reaktor dengan disain yang kurang optimal berdasarkan evolusi teknologi yang ada
- ☒ Kecelakaan besar dipicu oleh kejadian luar biasa seperti pelanggaran berat operator (Chernobyl) maupun bencana alam luar biasa (Fukuhsima)
- ☒ Teknologi antisipasi yang mapan sebenarnya telah ada di masa terjadinya kecelakaan fatal tersebut terjadi tetapi karena beberapa faktor tak diterapkan dengan baik (passive reactivity control, natural circulation)
- ☒ Perkembangan teknologi PLTN saat ini mampu menghasilkan PLTN yang sanggup menghadapi pemicu kecelakaan fatal yang terjadi sebelumnya seperti kasus Chernobyl dan Fukushima
- ☒ Perlu dianalisis kemungkinan skenario kecelakaan fatal lain yang saat ini belum pernah terjadi namun memiliki potensi terjadi 10-20 tahun mendatang, dan sistem antisipasinya perlu disiapkan pada disain PLTN yang akan dibangunè salah satunya masalah sabotase/terorisme

57



KEMENTERIAN ENERGI DAN SUMBER DAYA MINERAL
BADAN LITBANG ENERGI DAN SUMBER DAYA MINERAL
**PUSLITBANG TEKNOLOGI MINERAL DAN
BATUBARA 2013**

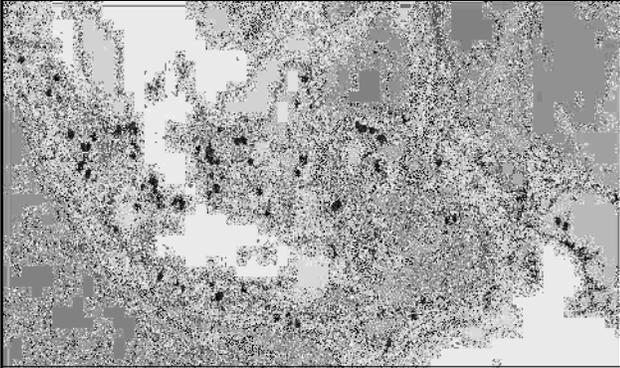
1



- § Sumber Daya dan Cadangan Mineral;
- § Peningkatan Nilai Tambah Mineral;
- § Rencana 2014 Litbang Pengolahan Mineral;
- § Sumber bahan baku Logam Tanah Jarang (LTJ);
- § Kerjasama Penelitian Ekstraksi LTJ terkait mineral mengandung unsur radioaktif.

2

SUMBER DAYA DAN CADANGAN MINERAL



- Ferro and Associates : Fe, Nickel, Cobalt, Chromit , Mangan, Molibdenum, Titanium
- Precious Metal : Gold, Silver, Platinum
- Base Metal : Zinc, Cupper, Tin, Lead, Mercury
- Light and Rare metal : Bauxite, Monasit

NO	KOMODITI	SUMBERDAYA (JUTA TON ORE)	CADANGAN (JUTA TON ORE)
1	Tembaga	4.925	4.161
2	Bauksite	551	180
3	Nikel	2.633	577
4	Pasir Besi	1.649	5
5	Besi Lateritic	1.462	106
6	Besi Primer	563	30
7	Besi sediment	18	
8	Mangan	11	4
9	Emas Alluvial	1.455	17
10	Emas Primer	5.386	4.231
11	Perak	3.406	4.104
12	Zinc	577	7
13	Timah	354	0,7
14	Lead	363	1,6

(Sumber : Bagan Geologi, 2010)

3



PENINGKATAN NILAI TAMBAH MINERAL - SUATU KEHARUSAN

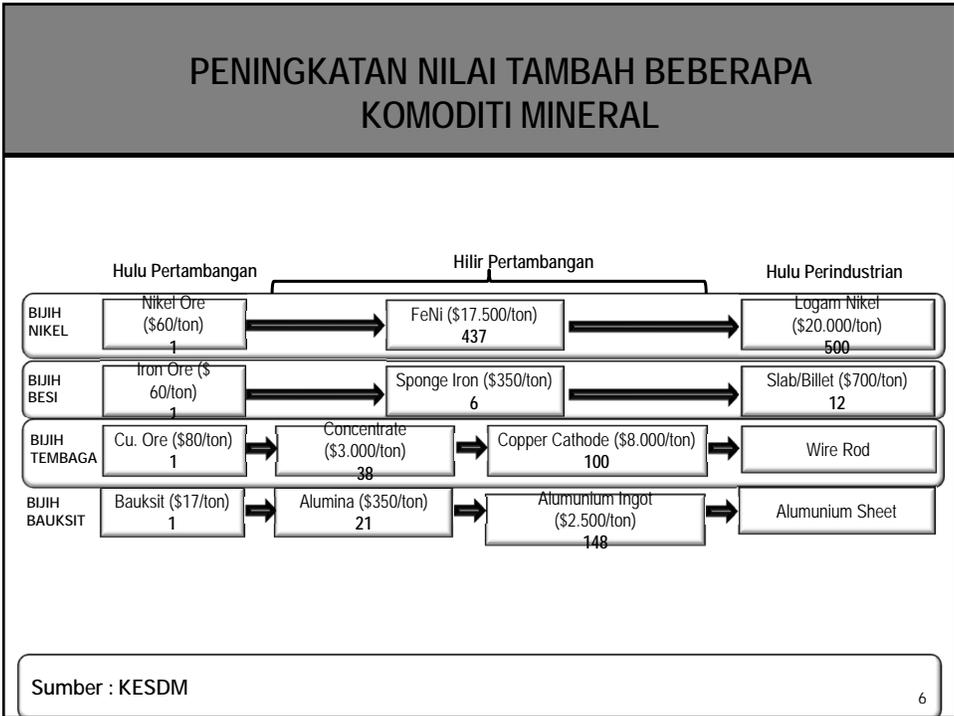
4

3 Mineral dan batubara merupakan sumber daya alam yang tidak terbaharukan (*non renewable resources*) yang dikuasai oleh negara, maka pengelolaannya harus memberi nilai tambah bagi perekonomian nasional guna mencapai kemakmuran dan kesejahteraan rakyat (UUD RI);

§ Undang-undang No 4 Tahun 2009 tentang Pertambangan Mineral dan Batubara, wajib dilakukan peningkatan nilai tambah mineral dan batubara melalui pengolahan dan pemurnian di dalam negeri;

§ Permen No.07/2012 : tentang batasan produk minimum untuk dijual ke luar negeri.

5



6

RENCANA 2014 LITBANG PENGOLAHAN MINERAL

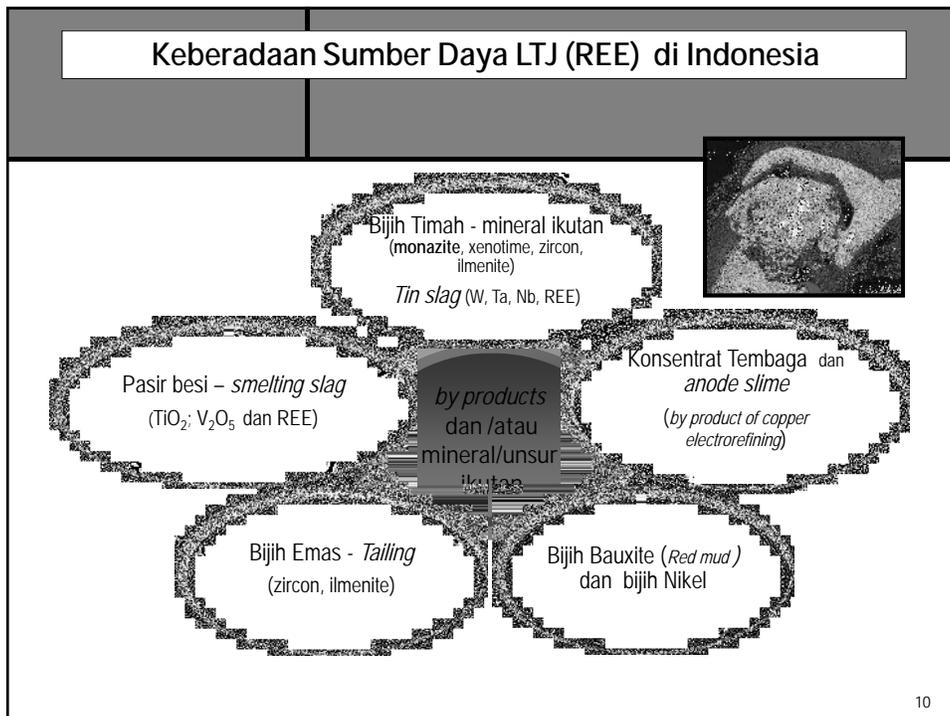
7

No	Nama Kegiatan	Latar Belakang	Lokasi Kegiatan	Metodologi	Jadwal Kegiatan	Output	Outcome
1.	Kajian tekno ekonomi penerapan teknologi upgrading bauksit	<ul style="list-style-type: none"> Kadar bauksit di alam umumnya belum memenuhi syarat sbg bhn baku pabrik alumina; Perlu membuat desain skala minimal komersial 	Pilot plant Cipatat, Kijang, Kalimantan barat, Bandung, Jakarta	<ul style="list-style-type: none"> Menghitung material balance Melakukan desain dengan menggunakan program excel atau program lain termasuk autocad 	<ul style="list-style-type: none"> Kegiatan dilakukan mulai Januari-Desember 2014 	<ul style="list-style-type: none"> Blue Print ala RDS skala 50 ton/jam Makalah Ilmiah 	<ul style="list-style-type: none"> Dapat dimanfaatkan oleh perusahaan bauksit skala menengah ke bawah
2.	Kajian tekno ekonomi pembuatan spons Fe-Ni dengan reduktor batubara;	<ul style="list-style-type: none"> Belum tersedia teknologi pengolahan bijih nikel dengan menggunakan energi yang relatif rendah secara pirometalurgi 	Pilot plant cipatat, Sulawesi Tenggara, Kalimantan Selatan, Bandung, Jakarta	<ul style="list-style-type: none"> Menghitung material balance keekonomian proses (consumable cost, operating cost dan capital cost). Melakukan desain dengan menggunakan program tertentu 	<ul style="list-style-type: none"> Kegiatan dilakukan mulai Januari-Desember 2014 	<ul style="list-style-type: none"> Laporan kajian tekoekonomi pembuatan spons Fe-Ni dengan tungku putar Makalah ilmiah 	<ul style="list-style-type: none"> Pra studi kelayakan yang dapat dimanfaatkan oleh calon investor

8

No	Nama Kegiatan	Latar Belakang	Lokasi	Metodologi	Jadwal Kegiatan	Output	Outcome
3.	Optimasi pembuatan LTJ berbasis monasit – mineral ikutan bijih timah	<ul style="list-style-type: none"> Mineral monasit salah satu mineral ikutan timah belum diolah secara optimal; Nilai strategis LTJ dalam teknologi 	Bandung, Bangka, Kalbar, Yogyakarta, Jakarta	Reduksi Oksida melalui smelting	Kegiatan dilakukan mulai Januari-Desember 2014	<ul style="list-style-type: none"> Laporan ilmiah teknologi ekstraksi logam tanah jarang menjadi oksida logam / logam Makalah ilmiah 	Penguasaan teknologi ekstraksi logam tanah jarang (LTJ) yang dapat di manfaatkan oleh calon investor
4.	Pemanfaatan limbah bauksit dan pelestarian lingkungan	<ul style="list-style-type: none"> Pabrik alumina di Kalbar mendekati tahap operasional; Antisipasi akumulasi limbah 	Pilot plant Cipatat, Kalimantan barat, Bandung, Jakarta	Pembentukan material geopolimer	Mulai Januari-Desember 2014	<ul style="list-style-type: none"> Laporan ilmiah pembuatan material geopolimer dari limbah bauksit Makalah ilmiah 	<ul style="list-style-type: none"> Penguasaan teknologi pembuatan material geopolimer yang dapat dimanfaatkan oleh calon investor; Mengurangi dampak lingkungan
5.	Kajian tekno ekonomi pengolahan mineral sulfida marjinal sistem Custom Plant;	<ul style="list-style-type: none"> Pemegang IUP bijih sulfida marjinal; Tidak ekonomis jika membangun sarana pengolahan. 	Bandung, Cianjur, Sukabumi, Jakarta	Kajian ekonomi sianidasi intensif	Kegiatan dilakukan mulai Januari-Desember 2014	Laporan kajian mengenai kajian ekonomi	Masukan kebijakan bagi pemerintah daerah dalam pengelolaan dan pemanfaatan bijih sulfida marjinal.
6.	Rancangan pabrik pembuatan kiserit dari mineral dolomit	<ul style="list-style-type: none"> Pemanfaatan mineral utk pupuk (kiserit); Potensi ditomit sbg bahan baku cukup besar. 	Pilot plant cipatat, Medan, Bandung, Jakarta	<ul style="list-style-type: none"> Menghitung material dan energi balance Melakukan desain dengan menggunakan program tertentu (Auto Cad dan Ms Excel) 	Kegiatan dilakukan mulai Januari-Desember 2014	<ul style="list-style-type: none"> Laporan rancangan pabrik kiserit kapasitas 10.000 ton/tahun KTI 	Pra studi kelayakan teknis dan kesekonomian proses yang dapat dimanfaatkan oleh calon investor

9



10

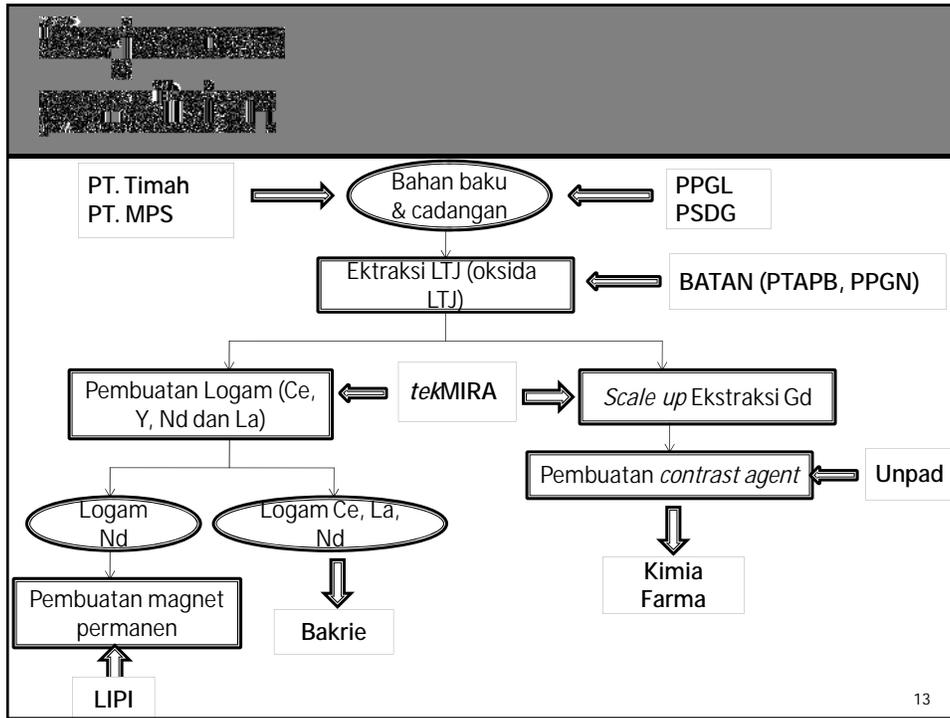
Status penelitian ekstraksi Logam Tanah Jarang dan kerjasama penelitian

11

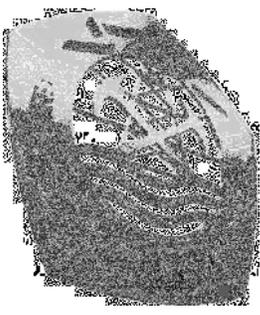


- § Puslitbang tekMIRA pada 2013 ini baru mulai melakukan penelitian ekstraksi LTJ dari Cerium Oksida yang telah bebas unsur radioaktif, bekerjasama dengan BATAN (PTAPB);
- § Yang dilakukan pada saat ini, memanfaatkan fasilitas yang sudah ada di lembaga terkait melalui kerjasama.

12



13



Terima Kasih
www.esdm.go.id
www.balitbang.esdm.go.id

14

**Nuclear Safety Seminar
Jakarta, Indonesia
19 June 2013**

The new dose limit for the lens of the eye

Trevor Boal, IAEA-NSRW



Content

- ICRP Publication 118
- IAEA Safety Standards
- IAEA draft guidance



- ICRP Publication 118



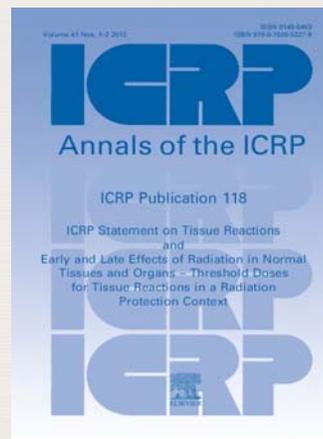
3

ICRP Publication 118

ICRP Statement on Tissue Reactions

ICRP Statement of Tissue Reactions
and

Early and Late Effects of Radiation in
Normal Tissues and Organs –
Threshold Doses for Tissue Reactions
in a Radiation Protection Context



4

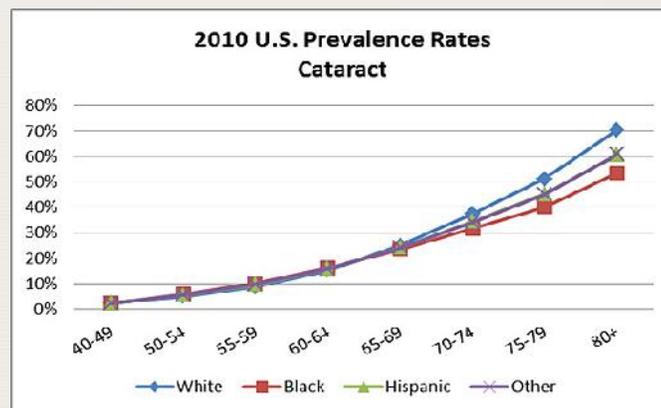
ICRP Publication 118 - Cataracts

- There are three predominant forms of cataract: **cortical**, involving the outer, more recently formed lens fibre cells; **nuclear**, developing first in the inner embryological and foetal lens fibre cells; and **posterior subcapsular (PSC)**, developing from the dysplasia of transitional zone epithelial cells and resulting in an opacity at the posterior pole.
- Cataracts develop “naturally” with increasing age. Lifetime risk of occurrence of a cataract requiring surgical intervention is about 0.32, typically occurring in normal individuals aged 60 or over.
- Lens replacement is a well established surgical procedure.



5

Prevalence of Cataract - USA

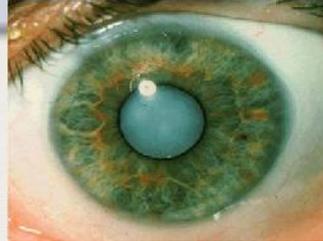


6

ICRP Publication 118

Early studies on radiation cataracts:

- Had short follow-up periods
- Did not consider the increasing latency period as dose decreases
- Did not have sufficient sensitivity to detect early lens changes using the various techniques employed
- Had relatively few subjects with doses below a few Gy.



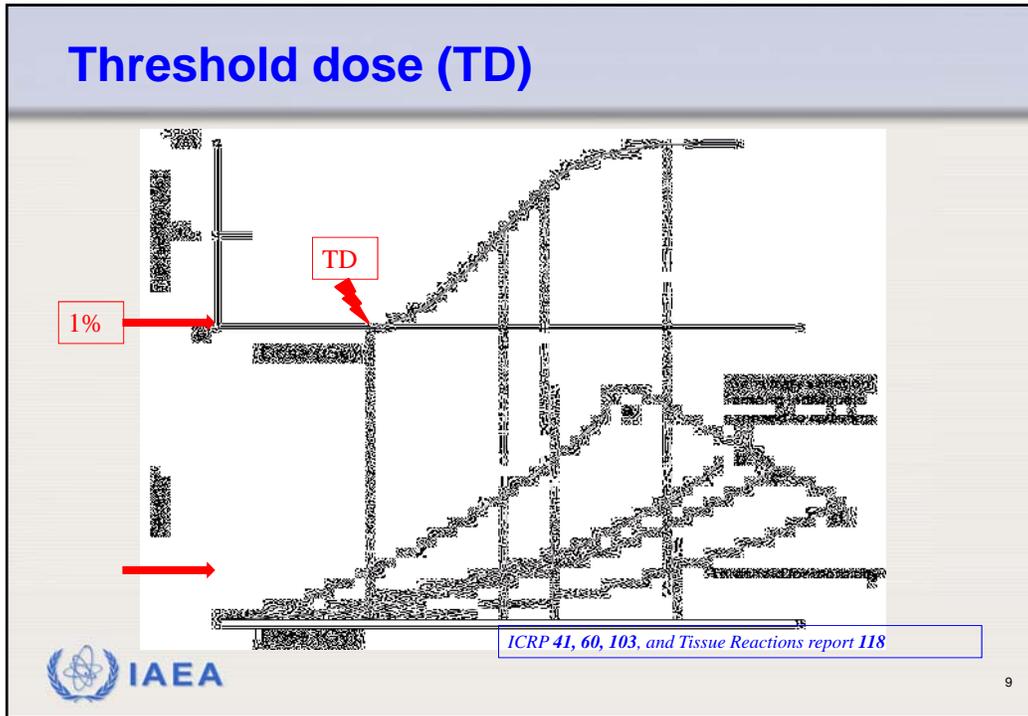
7

Threshold dose

- Maximum dose at which the effect does not occur (ICRP principle).
- The lowest dose at which a statistically-significant positive dose-response can be detected (Epidemiology).
- Dose resulting in only 1% incidence of defined tissue reactions, chosen for 'practical' purposes (ICRP, 2007).
 - Ø Less than 1% : greater extrapolation, less accurate.
 - Ø More than 1% : less extrapolation, more accurate, but unacceptable.
 - Ø Context needs to be considered i.e. public, workers, medical practice.
-



8



ICRP 118: Lens: Conclusions 1

- (697) Overall, the general consistency of the collective results for both early lens opacities and advanced cataracts makes a compelling “weight of evidence” judgement that the recommended acute dose threshold for the purposes of radiation protection should be lowered from its current value to a nominal value of 0.50 Gy.
- This is subject to the caveats that the progressive nature of assessed opacities into cataracts, and the likely greater sensitivity of the lens in children compared to post-adolescents, both require further characterisation.

IAEA

10

ICRP 118: Lens: Conclusions 2

- (698) For fractionated and protracted exposures, the current epidemiological evidence indicates that the threshold is not larger than for acute exposures, although animal data suggest that a higher value might be plausible.
- For chronic exposure over several to many years, much of the evidence refers to opacities rather than frank cataracts. The uncertainties about progression of opacities into cataracts, and the age-at-exposure problem mentioned above, make difficult any judgement about dose thresholds for chronic exposures.



11

ICRP 118: Lens: Conclusions 2

- (699) In addition, it is suggested that there is a genetic component to the radiosensitivity of cataractogenesis, which may produce more cataracts in a few percent of exposed individuals.
- On the other hand, chemical agents that block lens cell proliferation might reduce cataract formation, although there are no established mitigating agents.
- Lastly, although the lower 95% confidence interval in some threshold calculations includes zero dose, there is no direct evidence that a single damaged progenitor lens epithelial cell can produce a cataract, and hence radiation-induced lens cataract is still considered a tissue reaction (deterministic effect) with a dose threshold albeit small.



12

ICRP Statement on Tissue Reactions

ICRP - Statement on Tissue Reactions - 21 April 2011

For occupational exposure, ICRP recommends an equivalent dose limit for the lens of the eye of 20 mSv in a year, averaged over defined periods of 5 years, with no single year exceeding 50 mSv

Public exposure stays unchanged from ICRP 103



13

- IAEA Safety Standards



14

Hierarchy of Safety Standards

The diagram is a pyramid divided into five horizontal layers. From top to bottom, the layers are:

- SF** (Safety Fundamentals)
- GSRs** (General Safety Requirements) - Applicable to all facilities and activities
- SSRs** (Specific Safety Requirements) - Applicable to specified facilities or activities
- GSGs** (General Safety Guides) - Applicable to all facilities and activities
- SSGs** (Specific Safety Guides) - Applicable to specified facilities or activities


15

Safety Fundamentals

Fundamental Safety Principles SF-1, 2006

- Nuclear, radiation, transport and waste safety
- 10 Principles
- Conceptual basis for Agency's Safety Standards

The image shows the cover of the document 'Fundamental Safety Principles' (No. SF-1) under the 'IAEA Safety Standards' series. The cover includes the IAEA logo and text in multiple languages.


16

GSR Part 3 (General Safety Requirements)

GSR Part 3: Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards

- Revision of 1996 edition started in 2007
- Revision coordinated by BSS Secretariat
 - Approved by IAEA Board of Governors
 - September 2011
 - Interim edition – 2011
 - Approved by cosponsors: 2011-2012
 - EC, FAO, ILO, NEA, PAHO, UNEP, WHO
 - Cosponsored edition - 2013



17

Schedule III: Dose Limits for Planned Exposure Situations GSR Part 3: Interim Edition (2011)

- Para III-1(b): dose limit for workers: an equivalent dose to the lens of eye of 20 mSv per year averaged over 5 consecutive years, and of 50 mSv in any single year,
- Para III-2(b): dose limit for apprentices: an equivalent dose to the lens of eye of 20 mSv in a year,
- Para III-3(c): dose limit for public: an equivalent dose to the lens of eye of 15 mSv in a year.



18

Safety Guides supporting the BSS

Around 20 Safety Guides related to radiation safety

- General Safety Guides and Specific Safety Guides

Safety Guides that will provide guidance on implementing the dose limit to the lens of the eye:

- *DS453: Occupational Radiation Protection*
 - To combine and update: RS-G-1.1: Occupational Radiation Protection (1999); RS-G-1.2: Assessment of Occupational Exposure; Due to Intakes of Radionuclides (1999); RS-G-1.3: Assessment of Occupational Exposure Due to External Exposure (1999); RS-G-1.6: Occupational Radiation Protection in the Mining and Processing of Raw Materials (2004); GS-G-3.2: The Management System for Technical Services in Radiation Safety (2008)
- *DS399: Radiation Safety in the Medical Uses of Ionizing Radiation*
 - To incorporate RS-G-1.5: Radiological Protection for Medical Exposures to Ionizing Radiation (2002)

DS453 and DS399 to be completed in 2015 or 2016

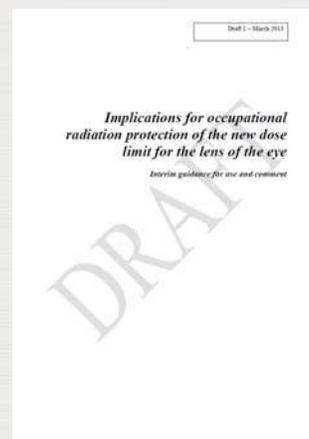
(drafting of text, review by RASSC, Member State comment, approval by RASSC, CSS)



19

TECDOC – interim guidance

- Draft TECDOC being developed
- Technical Meeting - October 2013.
- First draft circulated at end of March – closing date - 26 April.
- Around 310 comments from 21 organizations
- An updated TECDOC was provided to participants in the TM and to RASSC on Monday 17 June 2013.
- Publish in late 2013.



20



- TECDOC – interim guidance

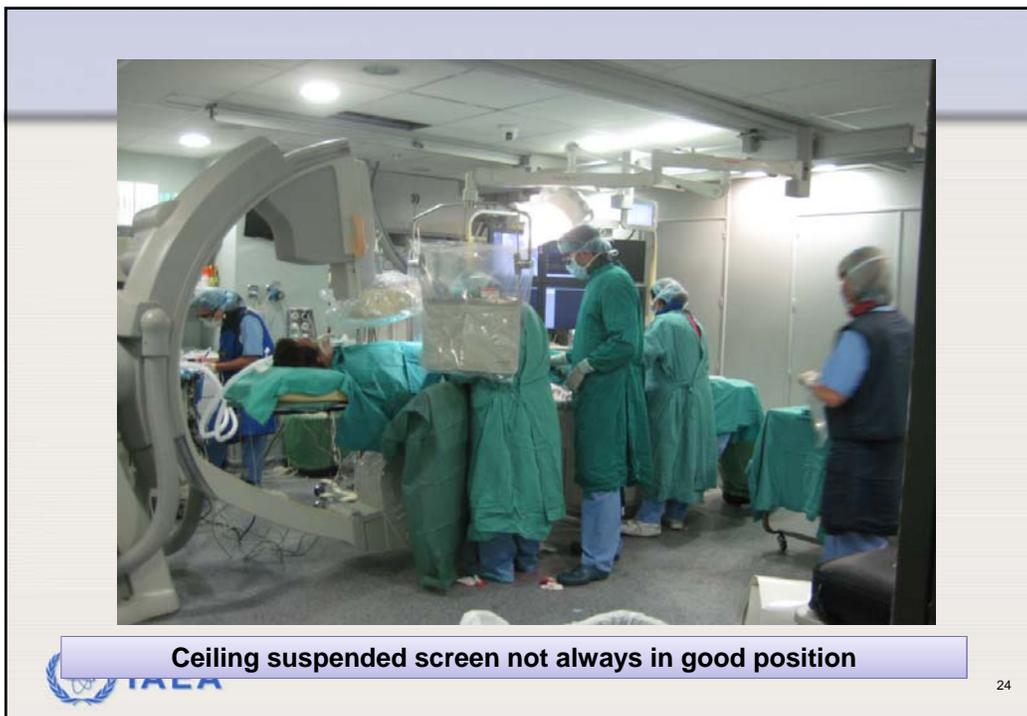
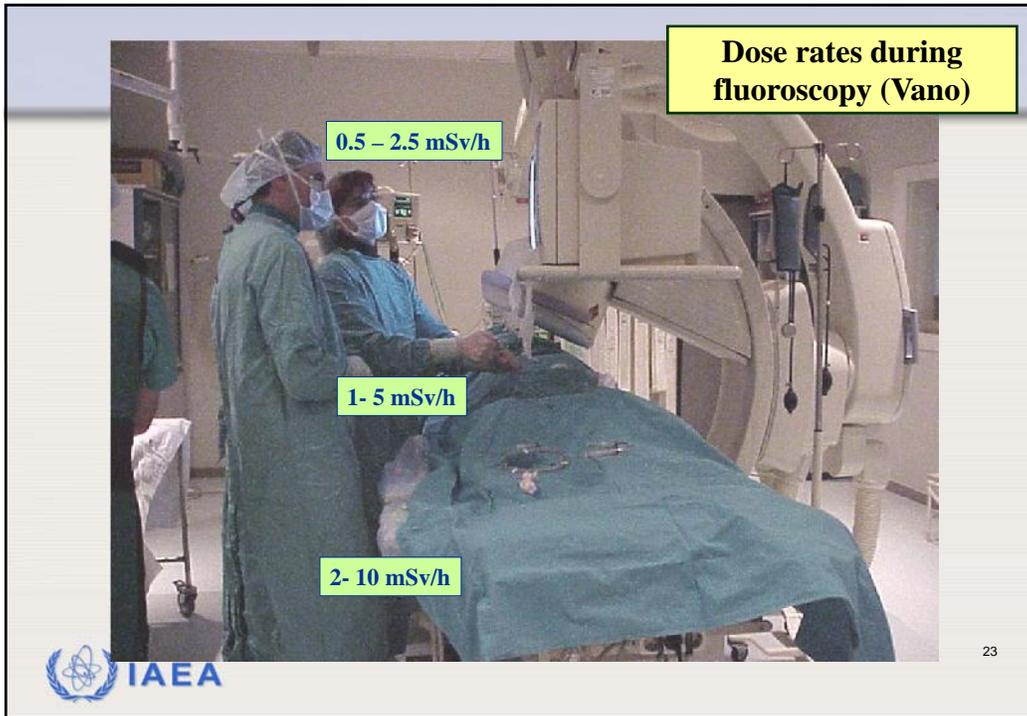
21

Workers who may be affected



- Safety assessment to identify workers at risk
- Workers at risk of elevated eye doses
 - Receive elevated whole body doses
 - Non-uniform exposure
 - Body protected by fixed shielding, eyes receive less or no protection
 - Body protected by protective equipment, eyes receive less or no protection
 - Staff who are exposed to beta radiation
 - Staff whose heads are close to a source of penetrating radiation
 - Examples
 - Cardiologists, interventional radiologists, etc
 - Staff performing some activities in nuclear medicine, PET/CT,
 - Industrial radiographers
 - Nuclear facilities – glove box workers, decommissioning workers, MOX fuel fabrication, maintenance in NPPs

22



IOP PUBLISHING
J. Radiol. Prot. 32 (2012) 197–202

JOURNAL OF RADIOLOGICAL PROTECTION
doi:10.1088/0952-4746/32/2/M02

Meeting reports

Nuclear Medicine

Impact on the Medical Sector of Revising the Eye Dose Limit
The Royal Institution of Great Britain, London,
8 February 2012

- B. Rojas described the perspective from nuclear medicine. He presented results of eye dosimetry carried out for various staff activities, showing that **injecting gave rise to the greatest dose.**
- A typical workload, including injecting, dispensing and other routine jobs could give up to **11 mSv per year to the eyes.**
- The dose to **PET operators was significantly less.**

 IAEA

25

Optimization of protection

- Hierarchy of preventive measures
 - Engineered controls
 - Administrative controls
 - Personal protective equipment
- Review of safety assessment, radiation protection programme
 - Important to keep under review
 - Performance of protective equipment to be checked regularly
- Information, instruction, training
 - Training on types of personal protective equipment, and how to use
 - Training on where to wear eye dosimeters

 IAEA

26

Optimization of protection

- Design of equipment and the workplace
 - Engineered features in equipment / workplace
 - e.g. lead glass shield in interventional radiology
 - IEC 61331-1: Protective Devices against Diagnostic Medical X-Radiation: Part 1: Determination of Attenuation Properties of Materials (draft)
 - IEC 61331-2: Part 2: Translucent Protective Plates (draft)
- Personal protective equipment
 - Appropriate protective glasses
 - Glasses made of perspex for exposure due to beta radiation
 - Glasses containing lead for penetrating radiation for interventional cardiology/radiology, fitted with side-shields, and should fit properly
 - IEC 61331-3: Part 3: Protective Clothing, Eyewear and Protective Patient Shields (draft)



27

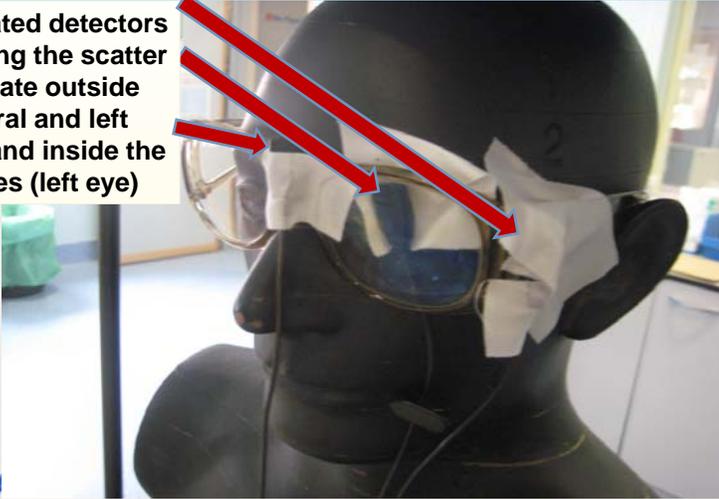
Measuring scatter radiation levels



28

Measuring scatter dose reduction for different goggles
Detector 1 (left lateral goggles not protected)
Detector 2 (central goggles not protected)
Detector 3 (inside goggles, protected)
Detector 4 (shoulder)

Solid stated detectors measuring the scatter dose rate outside (central and left lateral) and inside the goggles (left eye)



IAEA

29

Measuring scatter dose reduction for different goggles
(with correct position of ceiling suspended shielding:
Only 4-8 % transmitted)



IAEA

30

**Measuring scatter dose reduction for different goggles
(frontal protection and lateral protection)**



Frontal transmission
 $5 \pm 1 \%$
 (max. 7 min. 4)
Lateral transmission
 $23 \pm 16 \%$
 (max. 48 min. 6)

31

Monitoring of doses to lens of the eye

- The most accurate method for monitoring the equivalent dose to the lens of the eye, H_{lens} , is to measure the personal dose equivalent at 3 mm depth, $H_p(3)$, with a dosimeter worn as close as possible to the eye and calibrated on a phantom representative of the head.
 - At present, $H_p(3)$ dosimeters are not widely available. Other methods may be used such as evaluating $H_p(3)$ through $H_p(10)$ or $H_p(0,07)$ both measured with dosimeters worn on the trunk or an $H_p(0,07)$ dosimeter worn near the eyes.
 - For these monitors, the accuracy of the measurement is lower and those measured dose values which lead to a dose to the lens of the eye close to the limit should be carefully considered.

 IAEA

32

Monitoring of doses to lens of the eye

Performance Requirements for Dosimeters

Type of radiation	Area dosimeters		Personal dosimeters	
	active	passive	active	passive
Photon and Beta	IEC 60846-1 [40] H'(0.07) and H*(10) (only hand held)	IEC 62387 [41] H'(0.07) and H*(10)	IEC 61526 [42] H _p (0.07) and H _p (10)	IEC 62387 [41] H _p (0.07), H _p (3), and H _p (10)
Neutron	IEC 61005 [43] H*(10)	---		ISO 21909 [44] H _p (10) (only TLD, bubble, nuclear etch track, nuclear track and DIS)



33

Monitoring of doses to lens of the eye

- Prior to undertaking routine individual monitoring, the dose to the lens of the eye in a workplace field situation should be estimated in order to determine which method should be used.
- Routine monitoring of the dose to the lens of eye should be undertaken if the provisional estimation indicates that the annual equivalent dose to the lens is likely to exceed a dose of the order of 5 mSv.
- Monitor used depends on type of radiation: neutron, photon, beta
- Take into account:
 - Use of personal protective equipment
 - Geometry of radiation field
 - Energy of radiation and direction of radiation incidence
- Tables 2-5 in the TECDOC provide guidance on choice of appropriate dosimeter. Hp(0.07) and Hp(10) may be used in some situations, and will provide a conservative estimate of the dose to the lens of the eye.



34

Health surveillance

- Eye examinations not required prior to starting work
- Workers who have received doses of more than 20 mSv to the lens of the eye need not be subject to additional medical examinations beyond what is required by the general principles of occupational health
- Workers who have received accumulated doses to the lens of the eye of more than 0.5 Gy may need to be subject to regular visual tests (related to ability to carry out intended task and not as a radiation protection measure).



35

Conclusion

- New dose limit for the lens of the eye can be met if good radiation protection training is implemented and radiation protection tools are properly used.
- Optimization of protection and safety is central to the system for radiation protection. Optimisation is always aimed at **achieving the best level of protection** under the prevailing circumstances.
- Dose to the lens of the eye should be monitored for some occupations.



36

