



ISSN: 1412-3258

PROSIDING

**Seminar
Keselamatan
Nuklir 2012**

**TEMA:
PENINGKATAN EFEKTIVITAS PENGAWASAN
PEMANFAATAN TENAGA NUKLIR DI
INDONESIA**

**Hotel REDTOP Jakarta
04 Juli 2012**

**BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR
JL. Gajah Mada No. 8 Jakarta Pusat 10120
Telp. (+62 21) 63858269-70, Fax (+62 21) 63858275
www.bapeten.go.id**

DAFTAR ISI

DAFTAR ISI	ii
KATA PENGANTAR	iv
SUSUNAN PANITIA	v
SAMBUTAN KEPALA BAPETEN.....	vi
DAFTAR MAKALAH	
The Role of Swedish Universities in Supporting SSM Activities in the Field of Deterministic Safety Analysis (in English) Alexander Agung, József Bánáti, Christophe Demazière, Mathias Stålek, Ninos Garis, Oddbjörn Sandervåg	1
Peran Perguruan Tinggi Swedia dalam Mendukung Kegiatan SSM di Bidang Analisis Keselamatan Deterministik (Indonesian) Alexander Agung, József Bánáti, Christophe Demazière, Mathias Stålek, Ninos Garis, Oddbjörn Sandervåg	17
Pembelajaran Kecelakaan Reaktor Fukushima Daichi terhadap Kesiapan Regulasi Ketenaganukliran di Bidang Pertanggungjawaban Kerugian Nuklir Bambang Riyono dan Amil Mardha	33
Telaah Sistem Inspeksi Instalasi Nuklir terhadap Aspek Penuaan Yepi Yamani Yosa	44
Peningkatan Efektifitas Pengawasan Reaktor Daya melalui Ketentuan Perawatan Wiryono, Rahmat Edhi Harianto dan Anggoro Septilarso	53
Implementasi <i>Behavior Base Safety</i> (BBS) di IEBE- PTBN BATAN Nudia Barenzani	65
Pengembangan Metode Evaluasi atas Sistem Pengelolaan Limbah Radioaktif PLTN Anggoro Septilarso, Sinta Trihabsari, dan Rahmat Edhi Harianto	75
Persyaratan Kendali Proses Khusus dalam Sistem Manajemen Fabrikasi Komponen Kelas 1 PLTN Widia Lastana Istanto	86
FINAS sebagai Sarana Pembelajaran bagi Badan Pengawas dan Fasilitas Instalasi Nuklir Non Reaktor di Indonesia Pandu Dewanto dan Dedi Hermawan	97
Penggunaan RELAP5 dan Cobra Code untuk Analisis Kehilangan Total Aliran Pendingin PWR Azizul Khakim	107
Evaluasi Kejadian Awal untuk Daya Rendah dan Padam pada PWR Sistem Pasif D. T. Sony Tjahyani	121
Pengaruh Posisi Injektor dan Tekanan Uap terhadap Efektivitas Penginjeksian pada Model Sistem Injeksi Keselamatan PLTN Hendro Tjahjono, Surip Widodo, Susyadi dan Giarno	133

Kajian Keandalan Material Bejana Tekan PWR S.Nitiswati	144
Kajian terhadap Pedoman Penyusunan Laporan Evaluasi Tapak Reaktor Nuklir Helen Raflis dan Liliana Yetta Pandi	152
Verifikasi Keselamatan Kritikalitas di Ruang Perakitan Elemen Bakar dan Ruang Kalsiotermik IPEBRR dengan Menggunakan MCNP5 Dedi Hermawan	167
Kajian Tekanan Internal Kelongsong terkait dengan BKO Parameter Bahan Bakar Diah Hidayanti Sukarno	177
Kajian Aspek Geologi dan Seismologi dalam Evaluasi Tapak PLTN Nur Siwhan dan Akhmad Muktaf	186
Tahapan Evaluasi Bahaya Gunung Api Tapak PLTN Nur Siwhan dan Emy Triharjiyati	195
Studi Pendahuluan Analisa Material <i>Attractiveness</i> pada Komposisi Isotop Plutonium LWR Sidik Permana	205
Catatan Teknis Kegagalan Penggunaan Produk Sumber Tertutup Iridium – 192 untuk Radiografi Industri di Indonesia Suhaedi Muhammad dan Farida Tusafariah	218
Perkiraan Penerimaan Dosis Radiasi Eksterna pada Proses Perakitan Generator Tc – 99m Suhaedi Muhammad, Nur Rohmah dan Rimin Sumantri	229
Uji Kebocoran Radiasi dan Penentuan Aktivitas Maksimum pada Kamera Gamma Radiografi Jenis Portabel B.Y. Eko Budi Jumpeno dan Rofiq Syaifudin	238
Studi Awal Uji Banding Tanggapan Hp (10) pada Dosimeter OSL dan TL B.Y. Eko Budi Jumpen, Sri Widayati dan Huriyatil Afia	251
Aspek Keselamatan Radiasi Pesawat Sinar-X dengan mA rendah (<50mA) Sawiyah, Leily Savitri dan Yus Rusdian Akhmad	261
Pengalaman dan Tantangan Pengawasan TENORM Yus Rusdian Akhmad	273
Strategi Pengawasan Sumber Radioaktif <i>Orphan Source</i> Aris Sanyoto	282
Formulasi Penentuan Faktor Eksposi pada Pembuatan Radiografi Kesehatan dalam Rangka Ekoradiasi Djoko Sukwono	291
Kajian Penerapan Regulasi Keamanan dalam Kegiatan Pengangkutan Zat Radioaktif di India Nanang Triagung Edi Hermawan	306
LAMPIRAN	319

KATA PENGANTAR

Puji syukur kami panjatkan kepada Allah SWT, atas karuniaNya, prosiding Seminar Keselamatan Nuklir (SKN) 2012, yang telah terselenggara dengan baik pada tanggal 4 Juli 2012 di Hotel RedTop Jakarta dapat diterbitkan. Semoga prosiding ini dapat memberikan manfaat bagi semua pihak baik yang terlibat dan berkontribusi, maupun pihak lain yang berkepentingan terhadap keberadaan prosiding ini sebagai sumber informasi ilmiah.

Seminar Keselamatan Nuklir (SKN) merupakan kegiatan rutin yang diselenggarakan oleh BAPETEN dalam upaya menyediakan forum bertukar informasi dengan pihak terkait. Forum ini juga wujud peran serta BAPETEN dalam menyongsong pembangunan PLTN di Indonesia. Sesuai dengan perkembangan dan isu ketenaganukliran, SKN 2012 mengusung tema “**Penguatan Efektivitas Pengawasan Pemanfaatan Tenaga Nuklir di Indonesia**”. Kecelakaan nuklir di Fukushima yang dipicu oleh gempa dan tsunami masih relevan untuk dijadikan pembelajaran guna meningkatkan sistem pengawasan fasilitas nuklir di Indonesia. Untuk itu, panitia mengundang pembicara tamu dari Jepang, Dr. Saito Shinzo yang mempresentasikan judul “*Lessons Learned from Fukushima Accident from the View of Safety Regulation*”, dan Mr. Sujit Samaddar dari IAEA yang membawakan topic “*Lesson Learned from Fukushima for Enhancing Nuclear Safety in its Member States*”. Pembicara tamu luar negeri lainnya adalah dari Chalmers University of Technology-Sweden dan dua pembicara dalam negeri, dari RSCM dan BSN.

Prosiding ini memuat 27 makalah yang telah terseleksi dan dipresentasikan pada sesi poster dengan rincian sebagai berikut: BAPETEN 16 makalah, BATAN 8 makalah, ITB 1 makalah, Chalmers University of Technology-Sweden 1 makalah dan RSUP Dr. Sardjito 1 makalah. Makalah-makalah dalam prosiding ini telah melalui proses seleksi dan editing oleh tim penilai makalah dan dilengkapi dengan diskusi dan tanya jawab selama seminar berlangsung.

Semoga penerbitan prosiding ini dapat memberi manfaat dan dapat dijadikan acuan untuk lebih memacu penelitian, pengembangan dan pengawasan fasilitas nuklir dan radiasi di Indonesia. Kami mengucapkan terima kasih kepada semua pihak yang terlibat dalam penyelenggaraan seminar dan penerbitan prosiding ini.

Jakarta, Desember 2012
Ketua Panitia SKN 2012

Dr. Azizul Khakim, M.Eng

Susunan Panitia
Seminar Keselamatan Nuklir Tahun 2012
BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR

PENGARAH	:	Kepala BAPETEN Deputi Bidang Pengkajian keselamatan Nuklir
PENANGGUNG JAWAB	:	Ir. Dedi Sunaryadi
ASISTEN PENANGGUNG JAWAB (Tim Asistensi)	:	1. Dra. Liliana Yetta Pandi 2. Dra. Sri Budi Utami, MT
PENYELENGGARA	:	
Ketua	:	Dr. Azizul Khakim, ST, M.Eng
Wakil Ketua	:	Agus Waluyo, ST, MT
Sekretaris	:	Dwi Cahyadi, ST, M.Eng
Bendahara	:	1. Aderini Ismailiah, SE 2. Emy Triharjiyati, ST
Sie. Penyelenggara	:	
Sekretariat	:	1. Diah Hidayanti Sukarno, ST, MT 2. Dewi Ariani 3. Sulistiyoningsih, ST
Sie Prosiding	:	1. Ir. Budi Rohman, M.Sc 2. Helen Raflis, S.Si, M.Eng 3. Dedi Hermawan, ST
Sie Persidangan	:	1. Daddy Setyawan, S.Si.,MT 2. Ir. Marsono Djoko Soebagijo 3. Pandu Dewanto, ST 4. Midiana Ariethia, SH 5. Devi Susanti, SE, MM
Sie Kehumasan	:	1. Syamsurizal, SH 2. Suparjo 3. Sutiono Purwosunu, S.Sos
Sie Perlengkapan/Umum	:	1. Akhmad Khusyairi, ST, MT 2. Nur Siwhan, ST 3. Anurdi, SE
Tim Editor	:	
Ketua	:	Dr. Ismail
Anggota	:	Dr. Dhandang Purwadi (PTRKN BATAN) Dr. Susilo Widodo (PTKMR BATAN) Dr. Santoso (FMIPA UI) Prof. Dr. Zaki Su'ud (FMIPA ITB) Dr. Ing. Sihana (FT UGM) Dr.Eng. Yus Rusdian Drs. Heryudo K. M.S. Yusri Heni, M.Eng Amin S.Zarkasi, Ph.D Zainal Arifin, MT



**SAMBUTAN KEPALA BAPETEN
PADA
PEMBUKAAN SEMINAR KESELAMATAN NUKLIR TA 2012**

Jakarta, 04 Juli 2012

Yth. Bapak Menteri Negara Riset dan Teknologi, atau yang mewakili

Yth. Para Kepala LPNK KRT atau yang mewakili

Distinguished guests from abroad: Dr. Sujit Samaddar- from the IAEA, and Dr. Saito Shinzo from Japan,

Yang saya hormati para Pembicara, dan

Para Undangan yang saya hormati,

Selamat pagi, Assalamu'alaikum ww,

Puji syukur kita panjatkan kepada Allah SWT, Tuhan Yang Maha Kuasa, karena telah memberikan rahmat kesehatan, telah memberikan kesempatan untuk hadir dalam acara Seminar Keselamatan Nuklir tahun 2012 ini. Seminar ini merupakan seminar tahunan yang secara rutin diselenggarakan sekaligus menyemarakkan rangkaian kegiatan dalam peringatan Hari Kebangkitan Nasional yang ke-17. Peringatan puncak Hakteknas ke-17 tersebut akan diselenggarakan pada tanggal 10 Agustus 2012 di Bandung.

Pada kesempatan ini kami mengucapkan terimakasih kepada para Pembicara Tamu, yakni Prof. Zakaria dari RSCM, Dr. Saito Shinzo dari Jepang, dan Dr. Sujit Samaddar - expert dari IAEA, Bapak Kukuh Syaefudin dari BSN, dan Bapak Alexander Agung dari FT UGM yang saat ini sedang bertugas di Swedia, yang telah berkenan hadir pada Seminar ini.

Hadirin yang berbahagia,

Tema Seminar Keselamatan Nuklir yang diambil pada saat ini adalah: **Peningkatan Efektivitas Pengawasan Pemanfaatan Tenaga Nuklir di Indonesia.** Sebagaimana kita ketahui bersama, bahwa sesuai dengan definisi yang ada pada UU Nomor 10 Tahun 1997, bahwa tenaga nuklir adalah tenaga dalam

bentuk apapun yang dibebaskan dalam proses transformasi inti, termasuk tenaga yang berasal dari sumber radiasi pengion.

Dengan demikian pengawasan tenaga nuklir yang dilakukan oleh BAPETEN tentunya akan mencakup berbagai kegiatan, baik dalam bidang energi maupun dalam bidang non-energi. Karenanya, dalam kesempatan Seminar ini kita melihat kehadiran para pakar dan pemerhati, baik dalam lingkup energi maupun non-energi.

Hadirin yang berbahagia,

Di dalam lingkup ketenaganukliran, kita mengenal istilah 3S, yakni *safety*, *security*, dan *safeguards*. Pengawasan yang dilakukan melalui peraturan, perijinan, dan inspeksi, adalah antara lain untuk menjamin keselamatan dan kesehatan pekerja dan anggota masyarakat serta perlindungan terhadap lingkungan hidup. Dalam kaitan ini tentu BAPETEN akan terus berusaha agar Pengawasan yang dilaksanakan senantiasa dapat ditingkatkan efektivitasnya. Hal ini tentu saja akan menuntut pengetahuan dan kompetensi SDM yang memadai, peralatan yang handal dan mencukupi, pemanfaatan IT secara optimal, termasuk dengan berbagai hal pelayanan kepada masyarakat.

Sejak kejadian kecelakaan nuklir di Fukushima Daiichi yang terjadi pada 11 Maret 2011, berbagai kegiatan telah dilaksanakan, terutama oleh negara-negara anggota IAEA, untuk melakukan *stress test*, untuk melihat sejauh mana sistem keselamatan reaktor nuklir tetap bekerja dengan baik meskipun ada dampak negatif yang dapat dipicu atau diakibatkan oleh faktor internal maupun eksternal dari instalasi nuklir tersebut.

Pada intinya harus dapat diusahakan bahwa *safety system* harus dapat mengantisipasi hal-hal terburuk yang mungkin dapat terjadi, dan reaktor tetap dalam kondisi aman.

Dalam kesempatan ini perlu kami sampaikan bahwa pasca kecelakaan nuklir di Fukushima Daiichi beberapa kegiatan yang telah dilaksanakan oleh BAPETEN antara lain:

- Melaksanakan *scanning* di Bandara Soekarno Hatta dan Ngurah Rai selama 2 minggu terhadap para penumpang yang datang dari Jepang, khususnya yang datang dari wilayah hingga radius 30 km dari PLTN di

Fukushima Daiichi. Ditemukan 4 orang WNI yang terkontaminasi. Tindaklanjut terhadap para penumpang tersebut dilakukan oleh Kementerian Kesehatan bekerjasama dengan BATAN.

- Memantau secara periodik radioaktivitas lingkungan pada perairan Indonesia di sebelah utara khatulistiwa, khususnya di Bontang dan Menado. Tidak terdapat penambahan radioaktivitas lingkungan.
- IAEA membentuk *Fact Finding Mission Team*, beranggotakan 20 orang yang berasal dari 12 negara. Satu orang anggota tim tersebut berasal dari BAPETEN. Satu-satunya anggota tim dari ASEAN. Negara-negara yang turut dalam Tim IAEA tersebut adalah: Argentina, China, Perancis, Hongaria, India, Indonesia, Rusia, Korea Selatan, Spanyol, Turki, Inggris, dan Amerika Serikat.
- Mereviu kembali sistem keselamatan ketiga buah reaktor riset yang berada di Yogyakarta, Bandung, dan Serpong.

Dalam bidang non-energi, khususnya dalam bidang kesehatan, sejak 8 Juni 2012 telah diberlakukan adanya uji kelayakan terhadap pesawat sinar-X. Dalam kaitan ini telah ditetapkan BPFK Kementerian Kesehatan di Jakarta, Surabaya, dan Makassar sebagai Penguji. Hasil dari pengujiannya tersebut kemudian disampaikan kepada Tim Ahli yang telah ditetapkan dan diketuai oleh Prof. Djarwani dan beranggotakan 6 orang ahli lainnya. Dengan ditetapkannya Penguji dan Tim Ahli tersebut diharapkan, bahwa X-ray yang dimanfaatkan dalam bidang radiologi dapat semakin berkualitas, dan disamping itu membuka peluang tumbuhnya industri X-ray di tanah air.

Hadirin yang berbahagia,

Selain tentang safety, S berikutnya adalah tentang *security*. Dalam kaitan ini, pada tanggal 26-27 Maret 2012 yang lalu telah diselenggarakan KTT Keamanan Nuklir (NSS, *nuclear security summit*) ke-2 di Seoul. 54 negara dan 4 organisasi internasional hadir pada acara tersebut. Pada kesempatan tersebut Delegasi RI dipimpin langsung oleh Presiden RI. Kehadiran para pimpinan negara-negara tersebut mengindikasikan komitmen politik untuk mewujudkan bersama-sama keamanan nuklir dunia, dengan cara antara lain mengamankan bahan-bahan nuklir

dan mencegah perdagangan bahan nuklir secara illegal. Ke depan, *nuclear forensic* menjadi sangat penting dalam bagian keamanan nuklir.

Hadirin yang berbahagia,

Selanjutnya S ketiga adalah *safeguards*. Secara internasional tentang *safeguards* ini dipermasalahkan untuk beberapa negara seperti Korea Utara, Iran, Syria, dan juga Israel. Terkait *safeguards* ini dikawasan Asia Pacific ini telah dibuat APSN (*the Asia Pacific Safeguards Network*). Jejaring kerja ini diinisiasi oleh 4 negara, yaitu: Australia, Indonesia, Korea Selatan, dan Jepang. Tujuannya adalah memperkuat *safeguards* melalui pertukaran pengalaman pelaksanaan *safeguards* di masing-masing negara. Negara-negara ASEAN juga masuk dalam jejaring kerja ini. Tujuannya *safeguards* ditaati, dan pemanfaatan tenaga nuklir untuk kemaslahatan kehidupan dapat dioptimalkan.

Perlu kami sampaikan di sini, bahwa sejak September 2011, Indonesia masuk dalam Dewan Gubernur IAEA. Dewan Gubernur ini beranggotakan 35 negara. Sebagai Gubernur Indonesia untuk IAEA adalah Dutabesar RI di Wina, dan sebagai Wakil Gubernurnya adalah Kepala BATAN dan Kepala BAPETEN.

Hadirin yang berbahagia,

Demikian Sambutan ini kami sampaikan, dengan harapan bahwa apa yang dipresentasikan nanti, apa yang didiskusikan nanti, baik dalam bidang energi maupun non-energi, benar-benar dapat dimanfaatkan untuk menunjang bidang kerja kita masing-masing dan terutama demi kemajuan pemanfaatan tenaga nuklir di Indonesia dengan memperhatikan aspek *safety*, *security*, dan *safeguards*.

Selanjutnya sesuai dengan permintaan Panitia maka kami akan membuka Seminar Keselamatan Nuklir ini dengan sebuah pantun:

Pada lontar dan dahan terukir janji
Dahan bercabang daun mewangi
Seminar Keselamatan Nuklir ini
Dengan rahmat-Nya dibuka resmi

Terimakasih,

Billahit taufiq walhidaayah, Wassalamu'alaikum ww

Kepala,

As Natio Lasman

THE ROLE OF SWEDISH UNIVERSITIES IN SUPPORTING SSM ACTIVITIES IN THE FIELD OF DETERMINISTIC SAFETY ANALYSIS

Alexander Agung¹⁾, József Bánáti¹⁾, Christophe Demazière¹⁾,
Mathias Stålek¹⁾, Ninos Garis²⁾, Oddbjörn Sandervåg²⁾

1) Nuclear Engineering Division, Department of Applied Physics, Chalmers University of Technology, SE-412 96 Gothenburg, Sweden, emails: alex@nephy.chalmers.se, joska@nephy.chalmers.se, demaz@nephy.chalmers.se, stalek@nephy.chalmers.se

2) Swedish Radiation Safety Authority, Solna Strandväg 96, SE-171 16 Stockholm, Sweden, emails: ninos.garis@ssm.se, oddbjorn.sandervag@ssm.se

ABSTRACT

THE ROLE OF SWEDISH UNIVERSITIES IN SUPPORTING SSM ACTIVITIES IN THE FIELD OF DETERMINISTIC SAFETY ANALYSIS. Research within nuclear safety and radiation protection is necessary in order to maintain the high level of competence required by an expert authority. In the field of reactor safety research, SSM's goals are to support regulation and contribute to national competence in the area of nuclear safety. A technical support organization on deterministic safety analysis (TSO-DSA) has been set up to help SSM in fulfilling these goals. The TSO-DSA function was then established by SSM at two nuclear universities, i.e. Royal Institute of Technology (KTH) in Stockholm and Chalmers University of Technology in Gothenburg. Activities related to this function have been performed, emphasizing the use of best-estimate coupled codes (i.e. PARCS/RELAP5 and PARCS/TRACE) for the analyse. The activities performed by Chalmers are reported in this paper as examples. The on-going activities give a good example on how the safety authority co-operates with universities. The use of coupled codes gives satisfactory results and in good agreements with measured data. Moreover, it may reveal some phenomena that are difficult to capture with stand-alone codes.

Keywords: deterministic safety analysis, coupled codes, PARCS, RELAP, TRACE, co-operation

1. INTRODUCTION

Nuclear energy has been widely used in many countries and the demand of electricity increases. To meet this demand, many power utilities worldwide have been implementing power uprates, i.e. increasing the power output of their reactors. Such uprates are an economical way of producing more electricity at a nuclear power plant and have attracted interest due to increased electricity prices [1].

A similar situation also applies in Sweden. The Swedish Nuclear Safety Authority/SSM (then The Swedish Nuclear Power Inspectorate/SKI) received applications for new power uprates in Sweden. It is then essential to identify the main consequences resulting from the increased power level of the reactor, and their impact on the safety of the plant. SSM has to decide whether such power uprates still fulfill the requirements for a safe operation of the plants. To help SSM in performing this task, a special organization so called Technical Support Organization on Deterministic Safety Analysis (TSO-DSA) has been set up.

This paper gives an account on the involvement of the Swedish

universities in the framework of TSO-DSA activities. The paper is organized as follows. Section 2 describes an overview of the current nuclear power situation in Sweden. The activities of the TSO-DSA are subsequently elaborated in Section 3, while in Section 4 the activities performed by Chalmers University of Technology are briefly discussed. Section 5 will finally conclude the paper.

2. OVERVIEW OF NUCLEAR POWER IN SWEDEN

The Swedish nuclear power program was initiated immediately after the Geneva Conference in 1955. Early developmental work was focused on heavy water reactors with natural uranium as fuel, leading to the development of Ågesta and Marviken projects. The Ågesta reactor was a co-generation plant, supplying 10 MW of electricity and 55 MW of thermal power for district heating. The Marviken project was a 200 MWe boiling heavy water reactor with the possibility of nuclear superheat [2].

Up to the late 1960s, there was a focus on hydro electricity to power Sweden's industrial growth. In 1965, it was decided to supplement this with

nuclear power, to avoid the uncertainties of oil prices and increase the security of supply. During the sixties the utility industry became more interested in light water reactors, partly because of the commercial breakthrough in the USA, and partly because of the possibility of securing the supply of enriched uranium through long-term contract. In 1970s, six reactors entered commercial service and six others in 1980s. The twelve reactors were at four sites around the southern coast.

As a consequence of the accident of Three Miles Island 2 in 1979, a referendum on nuclear power was held in 23 March 1980. As a result of the referendum, the Swedish parliament decided that no further nuclear power plants should be built, and that a nuclear power phase-out should be completed by 2010. In 1997 the Swedish parliament decided to shut down Barsebäck units 1 and 2 and the realization came into force in 30 November 1999 and 1 June 2005. On 5 February 2009 the Swedish coalition government announced an agreement to abolish the act of banning construction of new nuclear reactors, implying an end of the phase-

out policy. Later in June 2010, the parliament approved the decision allowing the replacement of the existing reactors with new nuclear reactors, starting effectively from 1 January 2011.

The electricity production from the ten nuclear reactors contributes to around 37% - 45% of the national production, with the total of 50-70 TWh per year in 2005 – 2010 [3]. Out of the 10 operating reactors, Ringhals nuclear power plant which is located 60 kilometers south of Gothenburg is the largest electricity producer. It has 3 PWRs and 1 BWR and generates 28 TWh of electricity annually, supplying approximately 20% of the Sweden's electricity consumption [4]. The list of Swedish nuclear power plans is shown in Table 1.

3. TSO-DSA ACTIVITIES

Research within nuclear safety and radiation protection is necessary in order to maintain the high level of competence required by an expert authority. Furthermore, fast technological progress in these areas places demands on acquiring the latest findings.

Table 1. Swedish Nuclear Power Plants [5]

Plants	Reactor Type	Electrical Power (MWe)		Thermal Power (MWt)	Start of commercial service
		Netto	Brutto		
Barsebäck 1*	BWR	600	615	1,800	1975
Barsebäck 2**	BWR	600	615	1,800	1977
Forsmark 1	BWR	978	1,016	2,928	1980
Forsmark 2	BWR	990	1,028	2,928	1981
Forsmark 3	BWR	1,170	1,212	3,300	1985
Oskarshamn 1	BWR	473	492	1,375	1972
Oskarshamn 2	BWR	638	661	1,800	1975
Oskarshamn 3	BWR	1,400	1,450	3,900	1985
Ringhals 1	BWR	859	908	2,540	1976
Ringhals 2	PWR	866	910	2,652	1975
Ringhals 3	PWR	1,051	1,066	3,144	1981
Ringhals 4	PWR	935	970	2,775	1983

* Decommissioned 1999
** Decommissioned 2005

In the field of reactor safety research, SSM's goals are to support regulation and contribute to national competence in the area of nuclear safety. This research reflects regulatory needs that are derived from the regulatory challenges that face SSM. The research should enable the use of modern methods for licensing, based on best-estimate calculations. By doing so, some important regulatory challenges such as improved understanding of occurrences in power plants, power uprates and core optimizations and reviewing of safety analysis reports, can be addressed [6]. On the other hand, there has also been the fear that national competence will degrade if not directed efforts, particularly towards universities, are

made.

To address the aforementioned issues, a technical support organization on deterministic safety analysis (TSO-DSA) has been set up. The main objectives of the TSO-DSA are:

- (i) to promote national competence within the deterministic safety analysis,
- (ii) to establish groups who can support SSM to perform review and inquiries, and
- (iii) to participate in relevant international projects and working groups.

The TSO-DSA function was then established by SSM at two nuclear universities, i.e. the Royal Institute of Technology (KTH) in Stockholm and Chalmers University of Technology in

Gothenburg.

To satisfy the aforementioned objectives, two levels of complimentary approaches are used. The first level is related to plant analysis, in which the activities include analysis of power uprate and plant modifications and analysis of past plant events. The second level covers code validation. The activities belonging to this second level comprise a contribution to CAMP (Code Application and Maintenance Program) agreement and an evaluation of international projects.

3.1. Plant Analysis

The activities with regard to plant analysis are directed to perform independent analyses of some limiting transients and accident sequences as basis for safety judgements. It is then expected that the effects of power increases would be highlighted through calculations of transients that have occurred at different power levels and core loadings. After completion of the support for PSAR-review, the universities continue to analyse plant trial runs at elevated power level.

For this purpose, KTH focuses on

Oskarshamn 2 and 3 as well as Forsmark 3 (all BWRs), while Chalmers supports review of Ringhals 3 and 4 (PWRs), as well as Forsmark 1 and 2 (BWRs). To perform independent analyses to these plants, coupled neutron kinetics and thermal hydraulics in three dimensions are employed, using the U.S. NRC codes, i.e. PARCS/RELAP5 and PARCS/TRACE, are used.

The use of best estimate analyses is also complemented with uncertainty and sensitivity analyses. Through uncertainty analysis, SSM knowledge base for judgment of risks associated with various types of transient could be improved. Moreover, the safety importance of different phenomena could also be determined through sensitivity analyses.

As the majority of the Swedish power plants are of BWR type, there has been considerable concern about the effects of oscillations due to neutronic feedback. The instability event that occurred in 1999 at Oskarshamn 2 proved that it is challenging for an assessment. To address this challenge, the methodology for analyzing the stability issue is also part of the TSO activities.

3.2. Code Validation

The second level of activities is directed to qualify the input decks of the codes and the results are validated against available experiments. These activities include: (i) an assessment against Marviken critical flow tests and Marviken level swell observed in jet impingement tests, (ii) validation of PARCS against TIP (Traversing In-core Probe) measurements in Forsmark and Ringhals, (iii) validation against FIX-II experiments (scaled from Oskarshamn 2), (iv) validation against spray cooling and CCFL experiment in GÖTA, (v) validation against void profile measurement in BFBT, (vi) involvement in the DNB benchmark of PSBT, (vii) PARCS/TRACE code assessment against ISP-50 ATLAS test, and (viii) validation of RELAP5 against SB-LOCA benchmark exercise (SBL-50) in the PWR PACTEL test facility.

4. CHALMERS CONTRIBUTION

4.1. Ringhals-3 Power Uprate

The Ringhals nuclear power plant is located at the western coast of Sweden, approximately 60 km to the south of Gothenburg. In March 2004, SSM (then the Swedish Nuclear Safety

Inspectorate/SKI) received an application for power uprate of the unit 3. The thermal power of Ringhals-3 was increased in several steps, from 2784 MWt to 3144 MWt.

Independent safety analyses of the power uprate were performed by Chalmers. For this purpose, a coupled neutron kinetics and thermalhydraulics model was developed using PARCS [7] and RELAP5 [8]. Real operational transients were chosen as a basis for validation of the model.

4.1.1. Loss of Normal Feedwater Transient

The feedwater control valves of the Ringhals-3 were retrofitted and tested during the outage in 2005. On 16 August 2005 an electrical filter in the position transducer malfunctioned and the control signal to the valve failed. The valve immediately closed and as a result, the normal feedwater flow to the steam generator became blocked. This event induced an increase in the primary system pressure. The level of the malfunctioning steam generator dropped rapidly and triggered the reactor to scram.

This event occurred before the power uprate. Moreover, the interdependence

with the neutronic feedback is not strong. Hence, this event was chosen as a basis for validation of the thermal-hydraulics model and the simulation was run as a stand-alone, not being coupled to the neutronics.

The plant model consists of 463 hydrodynamic components, 630 control components and 202 heat structures. The RPV internals retains 3-loops configuration, allowing a study of asymmetric behavior of the system. Moreover, each of the 157 fuel assemblies is modeled individually. Beyond the RPV, the current nodalization of the Ringhals-3 model includes the following major parts: (i) 3 hot-legs and 3 cold-legs, (ii) a pressurizer model with spray system and electrical heaters, (iii) 3 main circulating pumps, (iv) residual heat removal systems, (v) 3 steam generators with vertical heat exchanger tubes, (vi) feedwater, charging, and

letdown systems, (vii) 2 simplified turbine models, (viii) steam dumping lines, and (iv) safety and relief valves.

The transient began with an instant loss of FW, which was modeled with a prompt closure of valve in the code. Sinking of the level started immediately as it can be seen in Fig. 1, reaching the so-called “*Low-Low Level*” reactor trip condition at approximately 34 s.

Concerning the hotleg temperature (Fig. 2), the transient can be characterized by essentially 3 intervals: a nearly stationary period until the scram, a large temperature drop, and a slow decrease of the temperature at the final phase. The code was capable of predicting the values very well during these stages.

Detailed discussion about RELAP5 modeling and the results of analysis of the transient can be found in Ref. [9].

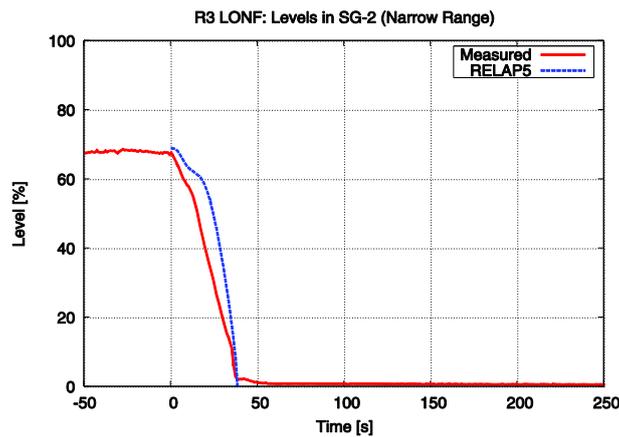


Figure 1. Narrow range level in the malfunctioning SG-2.

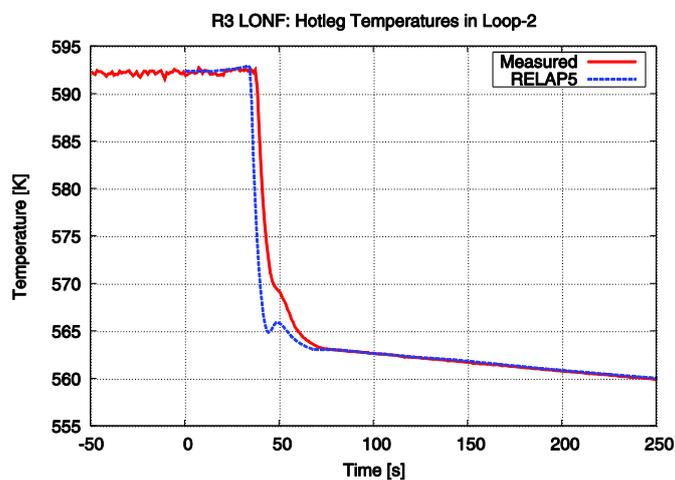


Figure 2. Hotleg temperature in the malfunctioning loop 2.

4.1.2. Load Rejection Transient

This particular transient occurred on November 28, 2010, as a scheduled, fully instrumented test. The purpose of this test is to verify the reactor transient behavior and observe the capability of the control system of preventing generator trip after the power uprating to 3144 MWt and after the modernization of the turbine control and protection system. The plant was

disconnected from the grid, but it was not fully scrammed. The dump control system activated and steam was dumped to the condensers through the by-pass lines.

The load rejection transient was chosen for validating the coupled PARCS/RELAP5 model. It is an interesting but also challenging transient for coupled calculations

because the power generated by the reactor is gradually decreased to about 60 – 70% for a house-load operation, implying a rise of important feedback effects.

The PARCS neutronic code modeled an actual core loading in 3 dimensions. 157 fuel assemblies constitute the active core, and an explicit treatment of the bottom, top, and radial reflectors was also carried out. Combining the radial and axial zoning of the core, as well as the different types of fuel and reflector assemblies, 15 different segments are necessary to completely define the core. The core is then represented by 5,746 regions (i.e. 26 axial nodes x 221 radial nodes (157 fuel assemblies and 64 reflector assemblies)). Thereafter, the spatial distributions of the exposure and of the history variables (moderator density and boron concentration) throughout the core were obtained from SIMULATE-3 [10] at a cycle exposure of 1.592 GWd/tHM and were fed into PARCS.

Figure 3 shows the nuclear power generated in the reactor. Compared to the measured data up to 100 s after the initiation of the transient, the decrease of power has the same slope, indicating

the control rods is accurately modeled in PARCS. The time-shifted behavior is mainly caused by the absence of the second power peak, as the temperature reactivity feedback is not high enough. Beyond 120 s after the initiation of the transient, the behavior of the power is determined by a complex interaction between the fuel and coolant temperatures, the insertion of the control rods and the injection of the boric acid into the coolant. In general, PARCS manages to reproduce the power during the transient rather well.

Figure 4 presents the average steam line pressure during the course of the transient. Temporary isolation of the steam generators resulted in a large jump in the pressure. During the period of the full dumping, the pressure is declining. When the turbine control valves are opening, the steam dump valves partially closes and thus repressurization occurs. The input signal for controlling the steam dump valves' opening or closing is a function of the primary side loop average temperature. RELAP5 could simulate the repressurization of the secondary side quite good. For more discussion about the transient, please refer to Ref. [11].

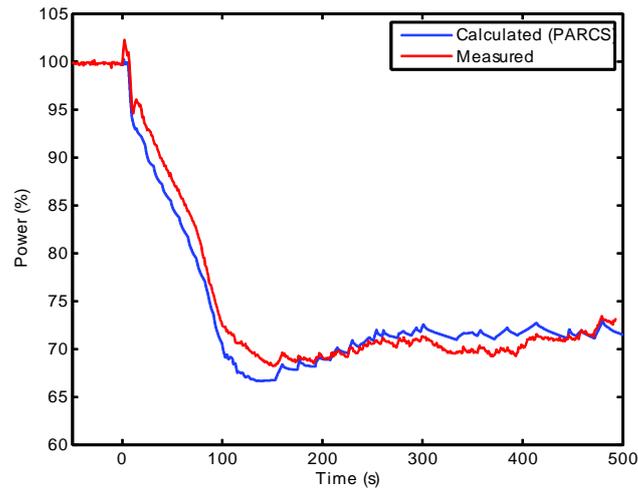


Figure 3. Nuclear power as a function of time during the transient.

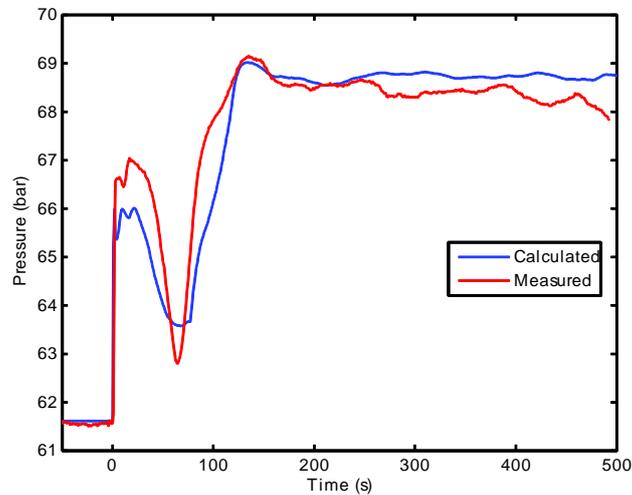


Figure 4. Average steam line pressure.

4.1.3. Hypothetical Main Steam Line Break

The coupled PARCS/RELAP5 model is applied to a hypothetical Main Steam Line Break transient. This is an important transient for PWR due to the strong positive reactivity induced by the over-cooling of the core. Since this effect is stronger when the moderator temperature coefficient (MTC) has large amplitude, a conservative result

will be obtained for a high burnup of the fuel due to the more negative MTC late in the cycle.

Figure 5 summarizes the reactivity trends of four different cases. None of the simulated cases led to a re-criticality. Figure 6 shows the assembly-wise maximum power increase for the case with one stuck control rod. The largest power increase

occurs around the position of the stuck rod. More information about the modeling and the results can be found in Ref. [12].

information is possible due to the use of three-dimensional neutronic modeling.

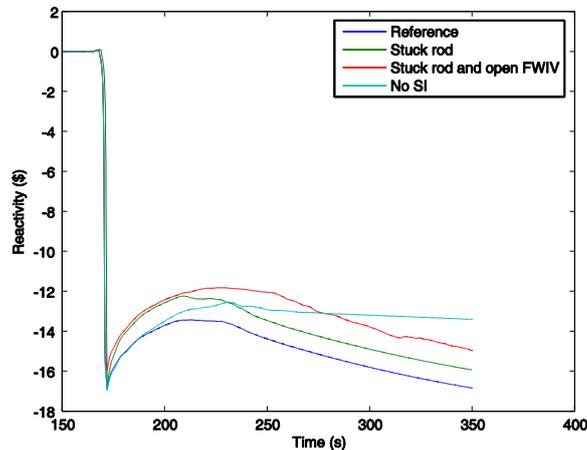


Figure 5. Reactivity for four different cases.

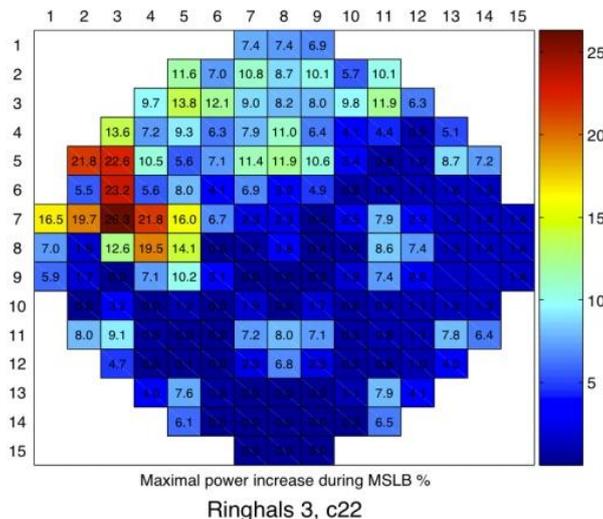


Figure 6. Assembly-wise maximum power increase for the case with one stuck rod.

4.2. Ringhals-4 SG Replacement

Upon preparing the Ringhals-4 to operate at uprated power to 3300 MWt, several projects have been deployed. One of those projects is to replace the

steam generators, in the so-called FREJ (*Ringhals Fyra – Effekthöjning och ÅG-byte*) project. The existing steam generators were replaced by new AREVA design steam generators, which

have larger heat exchange area, better pre-heating and higher recirculation ratio.

The RELAP5 model was built based on the design specifications that were obtained from an AREVA Report. Model development was performed entirely using the SNAP Model Editor, which represents the hydrodynamics and the control system components in graphical mode.

A steady state simulation was performed and comparison of several key parameters calculated by RELAP5

and the AREVA specification is given in Table 2. It can be clearly seen that the RELAP5 calculation is in very good agreement with the specified data. Figure 7 shows the SNAP representation of the distribution of temperature inside the steam generator. Hence, by using the graphical tools available in SNAP, the user may get better insight on the process during the simulation [13].

Table 2. Key Parameters of the New SG Model.

Parameter	RELAP5	AREVA Spec.
Primary Side		
Power (MW)	1104.1	1100.0
Inlet temperature (K)	597.1	597.1
Outlet temperature (K)	555.4	555.7
Inlet pressure (bar)	158.90	158.1
Outlet pressure (bar)	155.90	155.91
Secondary Side		
Power (MW)	1103.0	1100.0
Saturation pressure at U-turn (bar)	63.67	63.90
Narrow range level (m)	13.54	13.55
Circulation ratio (hot side)	1.91	1.91
Circulation ratio (cold side)	1.17	1.17
Circulation ratio (global)	3.08	3.08

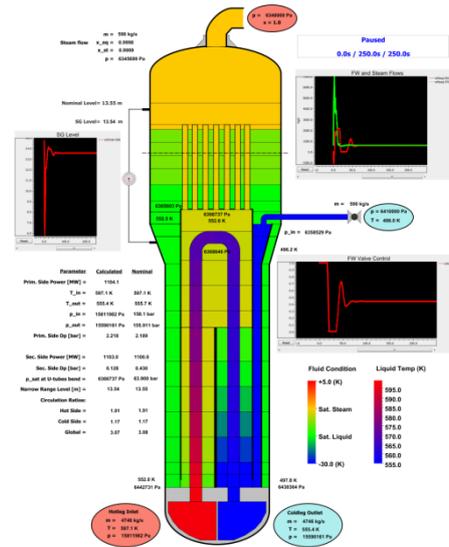


Figure 7. SNAP representation of the fluid temperature inside the steam generators.

4.3. PWR PACTEL Benchmark

Chalmers contributes the PWR PACTEL benchmark exercise as part of the international project activities. This benchmark exercise is organized by Lappeenranta University of Technology, Finland to give a unique opportunity for system code users to participate in an exercise where they can model a new facility configuration [14]. From SSM's point of view, this benchmark exercise is advantageous as

the facility uses EPR-like steam generator, which is similar to the one installed at Ringhals-4.

The chosen transient for the benchmark exercise is a small break loss-of-coolant (SB-LOCA) case. The benchmark was performed in two phases, i.e. blind calculations, and followed by post-test calculations. Figures 8 and 9 show the RELAP5 results submitted by Chalmers.

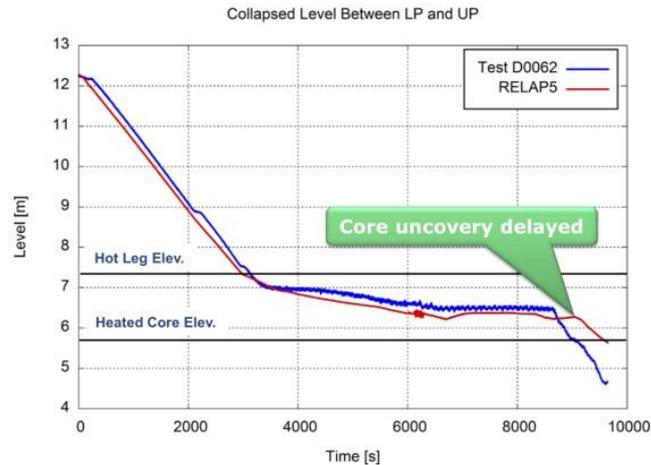


Figure 8. Collapsed level between LP and UP.

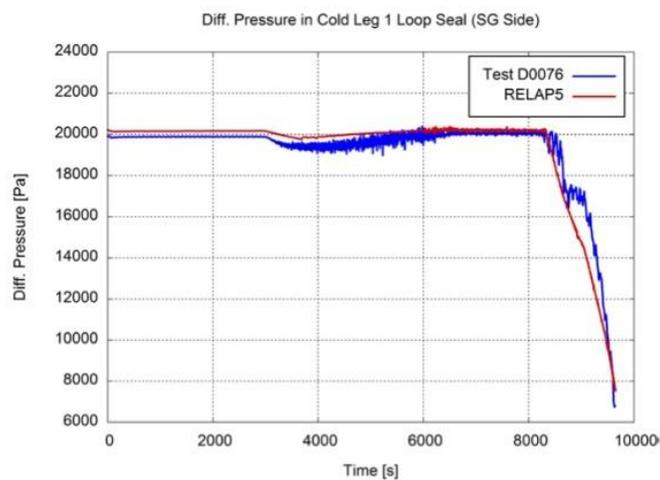


Figure 9. Differential pressure in Cold Leg 1.

5. CONCLUSIONS

Activities related to the TSO-DSA function have been described. All in all, these activities produce good and satisfactory results, implying that the organization is functioning well in supporting SSM's tasks. This gives a good example on how the safety authority co-operates with the universities.

Regarding the use of best-estimate coupled codes for safety analyses, it

has been shown that the results are satisfactory and in good agreements with the measured data to a large extent. Moreover, coupled simulations combined with three-dimensional discretization might reveal some phenomena that are difficult to capture with stand-alone code.

ACKNOWLEDGMENT

The authors would like to thank

Magnus Holmgren, Urban Sandberg and Ulrik Svensson from Ringhals AB for their co-operation.

6. REFERENCES

- [1] IAEA, *Power Uprate in Nuclear Power Plants: Guidelines and Experience*, IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-3.9, Vienna, 2011.
- [2] B. Pershagen, *Light Water Reactor Safety*, Pergamon Press, 1989.
- [3] Swedish Energy Agency, *Energy in Sweden 2011*, Eskilstuna, 2011.
- [4] Ringhals AB., *Technical Information on Ringhals*, Väröbacka, 2009.
- [5] KSU, *Erfarenheter från driften av de svenska kärnkraftverken*, Nyköping, 2010, (in Swedish).
- [6] O. Sandervåg, "Swedish CAMP-related Activities", *Spring CAMP Meeting*, Garching, June 17 – 19, 2009.
- [7] T. Downar, Y. Xu, V. Seker, *PARCS v2.7 – U.S. NRC Core Neutronics Simulator*, User Manual, School of Nuclear Engineering, Purdue University, 2008.
- [8] U.S. NRC, *RELAP5/Mod3.3 Code Manual*, Vols. 1 – 8, NUREG/CR-5535/Rev 1, 2006.
- [9] J. Bánáti, C. Demazière, M. Stålek, *Analysis of a Loss of Normal Feedwater Transient at the Ringhals-3 NPP Using RELAP5/Mod3.3*, NUREG/IA-0234, U.S. NRC, Washington D.C., 2010.
- [10] L. Covington, J. Cronin, J. Umbarger, *SIMULATE-3: Advanced Three-dimensional Two-group Reactor Analysis Code*, Studsvik/SOA-95/15 Rev 2, Studsvik Scandpower, 1995.
- [11] A. Agung, J. Bánáti, M. Stålek C. Demazière, "Validation of PARCS/RELAP5 Coupled Codes against a Load Rejection Transient at the Ringhals-3 NPP", submitted to *Nuclear Engineering and Design*, 2012.
- [12] M. Stålek, J. Bánáti, C. Demazière, "Main Steam Line Break Calculations using a Coupled RELAP5/PARCS Model for the Ringhals-3 Pressurized Water Reactor", *Proc. ICONE-16*, Orlando, Florida, May 11 – 15, 2008.
- [13] J. Bánáti, "Modeling Activities

- Related to Power Uprates of Ringhals-3 and 4”, *Spring CAMP Meeting*, Stockholm, June 9 – 11, 2010.
- [14] V. Kouhia, H. Purhonen, V. Riikonen, M. Puustinen, R. Kyrki-Rajamäki, J. Vihavainen, ”PACTEL and PWR PACTEL Test Facilities for Versatile LWR Applications”, *Science and Technology of Nuclear Installations*, Vol. 2012, Article ID 548513, Hindawi Publishing Corp. doi: 10.1155/2012/548513, 2012.

PERAN PERGURUAN TINGGI SWEDIA DALAM MENDUKUNG KEGIATAN SSM DI BIDANG ANALISIS KESELAMATAN DETERMINISTIK

Alexander Agung¹⁾, József Bánáti¹⁾, Christophe Demazière¹⁾,
Mathias Stålek¹⁾, Ninos Garis²⁾, Oddbjörn Sandervåg²⁾

1) Nuclear Engineering Division, Department of Applied Physics, Chalmers University of Technology, SE-412 96 Gothenburg, Sweden, emails: alex@nephy.chalmers.se, joska@nephy.chalmers.se, demaz@nephy.chalmers.se, stalek@nephy.chalmers.se

2) Swedish Radiation Safety Authority, Solna Strandväg 96, SE-171 16 Stockholm, Sweden, emails: ninos.garis@ssm.se, oddbjorn.sandervag@ssm.se

ABSTRAK

PERAN PERGURUAN TINGGI SWEDIA DALAM MENDUKUNG KEGIATAN SSM DI BIDANG ANALISIS KESELAMATAN DETERMINISTIK. Penelitian terkait keselamatan nuklir dan proteksi radiasi sangat penting untuk menjaga kompetensi lembaga otoritas. Tujuan SSM (badan pengawas keselamatan nuklir Swedia) di bidang penelitian keselamatan reaktor nuklir adalah untuk mendukung regulasi dan memberikan sumbangan kepada kompetensi nasional di bidang keselamatan nuklir. Oleh karena itu dibentuklah organisasi pendukung teknis di bidang analisis keselamatan deterministik (TSO-DSA) untuk mendukung SSM dalam memenuhi tujuan tersebut. Fungsi TSO-DSA tersebut kemudian diserahkan kepada dua perguruan tinggi teknik yang mempunyai program nuklir, yaitu *Royal Institute of Technology (KTH)* di Stockholm dan *Chalmers University of Technology* di Gothenburg. Telah dilakukan kegiatan-kegiatan yang terkait dengan fungsi ini dengan menitikberatkan kepada penggunaan koda tergendeng (yaitu PARCS/RELAP5 dan PARCS/TRACE). Kegiatan-kegiatan yang dilakukan oleh Chalmers akan dibahas di kertas kerja ini sebagai contoh. Di samping itu kegiatan-kegiatan yang sedang berjalan ini merupakan salah satu contoh yang bagus tentang bagaimana kerjasama yang baik dilakukan oleh lembaga otoritas dengan pihak perguruan tinggi. Penggunaan kode tergendeng memberikan hasil yang memuaskan dan sesuai dengan data terukur. Di samping itu penggunaan koda tergendeng dapat menunjukkan fenomena yang sulit ditangkap apabila koda tersebut dijalankan secara terpisah.

Kata kunci: analisis keselamatan deterministik, koda tergendeng, PARCS, RELAP, TRACE, kerjasama.

ABSTRACT

THE ROLE OF SWEDISH UNIVERSITIES IN SUPPORTING SSM ACTIVITIES IN THE FIELD OF DETERMINISTIC SAFETY ANALYSIS. Research within nuclear safety and radiation protection is necessary in order to maintain the high level of competence required by an expert authority. In the field of reactor safety research, SSM's goals are to support regulation and contribute to national competence in the area of nuclear safety. A technical support organization on deterministic safety analysis (TSO-DSA) has been set up to help SSM in fulfilling these goals. The TSO-DSA function was then established by SSM at two nuclear universities, i.e. *Royal Institute of Technology (KTH)* in Stockholm and *Chalmers University of Technology* in Gothenburg. Activities related to this function have been performed, emphasizing the use of best-estimate coupled codes (i.e. PARCS/RELAP5 and PARCS/TRACE) for the analyses. The activities performed by Chalmers are reported in this paper as examples. The on-going activities give a good example on how the safety authority co-operates with universities. The use of coupled codes gives satisfactory results and in good agreements with measured data. Moreover, it may reveal some phenomena that are difficult to capture with stand-alone codes.

Keywords: deterministic safety analysis, coupled codes, PARCS, RELAP, TRACE, co-operation.

1. PENDAHULUAN

Energi nuklir telah digunakan di banyak negara dan kebutuhan akan listrik mengalami peningkatan. Untuk memenuhi kebutuhan tersebut, pihak utilitas banyak yang menerapkan *power uprate*, yaitu menaikkan daya keluaran reaktor. Upaya *uprate* ini merupakan cara yang ekonomis untuk menghasilkan lebih banyak listrik pada PLTN dan menarik untuk dilakukan karena naiknya harga listrik [1].

Situasi yang serupa juga terjadi di Swedia. *Swedish Nuclear Safety Authority/SSM* (kala itu bernama *Swedish Nuclear Power Inspectorate/SKI*) menerima permohonan *power uprate* di Swedia. Oleh karena itu identifikasi konsekuensi-konsekuensi yang dihasilkan dari kenaikan tingkat daya reaktor beserta dampaknya terhadap keselamatan pembangkit menjadi sangat penting. SSM harus memutuskan apakah tindakan *power uprate* masih memenuhi persyaratan keselamatan operasi reaktor. Untuk membantu SSM dalam melaksanakan tugas ini, dibentuklah suatu organisasi khusus yang disebut dengan *Technical Support Organization on Deterministic Safety Analysis (TSO-DSA)*.

Makalah ini memaparkan keterlibatan perguruan tinggi Swedia dalam kegiatan TSO-DSA. Susunan makalah ini adalah sebagai berikut. Bagian 2 menjelaskan secara ringkas situasi terkini energi nuklir di Swedia. Aktivitas terkait TSO-DSA akan dijabarkan di Bagian 3, sementara Bagian 4 akan menjelaskan secara ringkas kegiatan yang dilakukan oleh *Chalmers University of Technology*. Bagian 5 akan merangkum makalah ini.

2. TINJAUAN RINGKAS ENERGI NUKLIR DI SWEDIA

Program nuklir Swedia dimulai tak lama setelah Konferensi Jenewa tahun 1955. Pada awal pengembangan, program dititikberatkan kepada reaktor air berat dengan uranium alami sebagai bahan bakarnya. Hal ini selanjutnya mengarah kepada pengembangan proyek Ågesta dan Marviken. Reaktor Ågesta merupakan pembangkit kogenerasi yang menghasilkan 10 MW listrik dan 55 MW termal untuk pemanasan distrik. Proyek Marviken adalah reaktor air didih dengan daya 200 MWe dan mampu untuk menghasilkan uap panas lanjut.

Sampai dengan akhir tahun 1960,

listrik dari sumber daya air masih menjadi fokus untuk menumbuhkembangkan industri di Swedia. Pada tahun 1965 untuk menghindari ketidakpastian harga minyak dan untuk meningkatkan jaminan pasokan listrik, diputuskan untuk menambah kapasitas listrik dengan energi nuklir. Selama tahun 1960-an industri utilitas sangat tertarik dengan reaktor air ringan, dikarenakan adanya terobosan secara komersial di Amerika Serikat dan juga karena adanya kemungkinan untuk menjamin pasokan uranium diperkaya melalui kontrak jangka panjang. Pada tahun 1970-an enam reaktor telah beroperasi secara komersial dan enam reaktor yang lain beroperasi pada tahun 1980-an. Kedua belas reaktor tersebut berada di empat tapak dekat pantai di bagian selatan Swedia.

Sebagai konsekuensi dari kecelakaan Three Miles Island 2 tahun 1979, referendum tentang masa depan energi nuklir dilaksanakan pada tanggal 23 Maret 1980. Berdasarkan hasil referendum tersebut, parlemen Swedia memutuskan untuk tidak lagi membangun PLTN dan akan melakukan *phase-out* semua PLTN pada tahun 2010. Pada tahun 1997,

parlemen Swedia memutuskan untuk menutup PLTN Barsebäck unit 1 dan 2 yang pelaksanaannya baru berjalan pada tanggal 30 November 1999 dan 1 Juni 2005.

Meskipun demikian, pada tanggal 5 Februari 2009 pemerintah koalisi Swedia mengumumkan persetujuan untuk membatalkan undang-undang yang melarang pembangunan reaktor nuklir baru. Hal ini menandakan berhentinya kebijakan *phase-out*. Selanjutnya pada bulan Juni 2010, parlemen menyetujui keputusan yang mengizinkan penggantian reaktor yang sekarang beroperasi dengan reaktor nuklir baru, yang berlaku efektif mulai 1 Januari 2011.

Produksi listrik dari 10 PLTN memberikan sumbangan sekitar 37 – 45% dari produksi nasional dengan total produksi sebesar 50 – 70 TWh per tahun di tahun 2005 – 2010 [2]. Dari kesepuluh reaktor yang beroperasi tersebut, PLTN Ringhals yang terletak 60 kilometer di selatan kota Gothenburg adalah penghasil listrik terbesar. Ringhals memiliki 3 buah PWR dan 1 buah BWR serta membangkitkan 28 TWh listrik per tahun, atau memasok sekitar 20% terhadap konsumsi listrik di Swedia

[3]. Daftar dari PLTN Swedia dapat dilihat di Tabel 1.

Tabel 1. PLTN Swedia [4].

Pembangkit	Jenis Reaktor	Daya Listrik (MWe)		Daya Termal (MWt)	Awal operasi komersial
		Neto	Bruto		
Barsebäck 1*	BWR	600	615	1.800	1975
Barsebäck 2**	BWR	600	615	1.800	1977
Forsmark 1	BWR	978	1.016	2.928	1980
Forsmark 2	BWR	990	1.028	2.928	1981
Forsmark 3	BWR	1.170	1.212	3.300	1985
Oskarshamn 1	BWR	473	492	1.375	1972
Oskarshamn 2	BWR	638	661	1.800	1975
Oskarshamn 3	BWR	1.400	1.450	3.900	1985
Ringhals 1	BWR	859	908	2.540	1976
Ringhals 2	PWR	866	910	2.652	1975
Ringhals 3	PWR	1.051	1.066	3.144	1981
Ringhals 4	PWR	935	970	2.775	1983

* Dekomisioning 1999

** Dekomisioning 2005

3. KEGIATAN TSO-DSA

Penelitian terkait keselamatan nuklir dan proteksi radiasi sangat penting untuk menjaga kompetensi lembaga otoritas. Lagipula perkembangan teknologi yang cepat di bidang tersebut memberikan tuntutan untuk memperoleh hasil-hasil terkini.

Tujuan SSM di bidang penelitian keselamatan reaktor nuklir adalah untuk mendukung proses regulasi dan memberikan sumbangan kepada kompetensi nasional di bidang keselamatan nuklir. Penelitian ini mencerminkan kebutuhan regulasi yang berasal dari tantangan yang dihadapi oleh SSM. Penelitian harus

menggunakan metode-metode modern berdasarkan pada perhitungan *best-estimate* untuk proses perizinan. Dengan melakukan hal semacam ini beberapa tantangan regulasi diharapkan dapat diatasi, misalnya meningkatnya pemahaman atas kejadian-kejadian di PLTN, *power uprate* dan optimasi teras serta meninjau laporan analisis keselamatan. Di sisi lain, muncul kekuatiran akan menurunnya kompetensi nasional seandainya tidak dilakukan langkah-langkah yang terarah, terutama ke perguruan tinggi. Untuk menjawab permasalahan tersebut, dibentuklah organisasi pendukung teknis di bidang analisis keselamatan deterministik (TSO-

DSA). Tujuan utama dari TSO-DSA adalah [5]: (i) untuk meningkatkan kompetensi nasional di bidang analisis keselamatan deterministik, (ii) untuk membentuk kelompok yang dapat mendukung SSM dalam melakukan tinjauan maupun melakukan penyelidikan, dan (iii) untuk berpartisipasi dalam proyek-proyek internasional.

Fungsi TSO-DSA kemudian dibentuk oleh SSM di dua perguruan tinggi yang memiliki program nuklir, yaitu *Royal Institute of Technology (KTH)* di Stockholm dan *Chalmers University of Technology* di Gothenburg.

Untuk memenuhi tujuan tersebut, dilakukan dua pendekatan yang saling melengkapi. Pendekatan pertama terkait dengan analisis pembangkit, yang kegiatannya meliputi analisis terhadap *power uprate* dan modifikasi pembangkit serta analisis terhadap kejadian lampau. Pendekatan kedua meliputi validasi koda. Kegiatan yang termasuk di dalamnya meliputi memberikan kontribusi terhadap persetujuan CAMP (*Code Application and Maintenance Program*) serta melakukan evaluasi terhadap proyek-proyek internasional.

3.1. Analisis Pembangkit

Kegiatan yang terkait dengan analisis pembangkit diarahkan untuk melakukan analisis independen terhadap transien batasan (*limiting transient*) dan kecelakaan sebagai dasar untuk melakukan pertimbangan keselamatan. Pengaruh dari peningkatan daya reaktor diharapkan dapat semakin jelas melalui perhitungan-perhitungan transien yang dilakukan terhadap tingkat daya dan pemuatan teras yang berbeda-beda. Setelah selesai mendukung proses peninjauan PSAR, perguruan tinggi dapat melanjutkan melakukan analisis terhadap operasi uji coba pada tingkat daya yang lebih tinggi.

Untuk keperluan ini, KTH menitikberatkan analisisnya pada Oskarshamn 2 dan 3 serta Forsmark 3 (semuanya BWR), sementara itu Chalmers melakukan analisis terhadap Ringhals 3 dan 4 (PWR) serta Forsmark 1 dan 2 (BWR). Untuk melakukan analisis independen terhadap pembangkit-pembangkit ini, digunakan koda terganteng kinetika neutronika dan termohidrolika tiga dimensi dari U.S. NRC, yaitu PARCS/RELAP5 dan PARCS/TRACE.

Penggunaan analisis *best estimate* juga dilengkapi dengan analisis ketidakpastian dan sensitivitas (USM/*Uncertainty and Sensitivity Methods*). Penggunaan analisis ketidakpastian akan meningkatkan dasar pengetahuan SSM untuk melakukan pertimbangan terhadap resiko-resiko yang terkait dengan beberapa jenis transien. Di samping itu arti pentingnya keselamatan pada fenomena yang berbeda dapat ditentukan melalui analisis sensitivitas.

Dikarenakan sebagian besar PLTN di Swedia berjenis BWR, terdapat perhatian yang besar terhadap pengaruh osilasi dikarenakan umpan balik neutronik. Kejadian instabilitas yang terjadi pada tahun 1999 di Oskarshamn 2 membuktikan bahwa kejadian instabilitas sangat menantang untuk dilakukan kajian. Untuk mengatasi tantangan ini, penyusunan metodologi untuk menganalisis masalah stabilitas juga menjadi bagian dari kegiatan TSO.

3.2. Validasi Koda

Tingkat kedua dari kegiatan TSO-DISA diarahkan untuk mengkualifikasi input dari koda yang digunakan dan hasil yang diperoleh divalidasi

menggunakan hasil eksperimen. Kegiatan-kegiatan ini meliputi: (i) pengkajian terhadap *Marviken critical flow test* dan *level swell* yang teramati pada *jet impingement test*. (ii) validasi PARCS terhadap pengukuran TIP (*Traversing In-core Probe*) di Forsmark dan Ringhals, (iii) validasi terhadap eksperimen FIX-II (*scale-down* dari Oskarshamn 2), (iv) validasi terhadap *spray cooling* dan eksperimen CCFL di GÖTA, (v) validasi terhadap pengukuran profil *void* di BFBT, (vi) keterlibatan dalam *benchmark DNB* pada PSBT, (vii) pengkajian penggunaan PARCS/TRACE terhadap tes ISP-50 ATLAS, dan (viii) validasi RELAP5 terhadap *benchmark SB-LOCA* (SBL-50) pada fasilitas tes PWR PACTEL.

4. KONTRIBUSI DARI CHALMERS

4.1. Power Uprate Ringhals-3

PLTN Ringhals terletak di pantai barat Swedia, sekitar 60 km di sebelah selatan kota Gothenburg. Pada bulan Maret 2004, SSM (saat itu bernama *Swedish Nuclear Safety Inspectorate/SKI*) menerima permohonan *power uprate* untuk unit 3. Daya termal Ringhals-3 ditingkatkan dari 2784 MWt menjadi 3144 MWt dalam beberapa

tahap.

Analisis keselamatan independen untuk *power uprate* ini dilakukan oleh Chalmers. Untuk keperluan tersebut disusun model terdangeng kinetika neutron dan termohidrolika menggunakan PARCS dan RELAP5. Beberapa transien operasi yang sesungguhnya dipilih sebagai dasar untuk validasi model yang disusun.

4.1.1. Transien *Loss of Normal Feedwater*

Penggantian dan pengujian terhadap katup kendali air umpan (*feedwater control valve*) telah dilakukan selama masa henti operasi di tahun 2005. Pada tanggal 16 Agustus 2005 terjadi gagal fungsi pada transduser posisi dan menyebabkan kegagalan sinyal kendali kepada katup. Katup menutup seketika dan sebagai akibatnya aliran air umpan ke pembangkit uap menjadi terhalang. Kejadian ini menyebabkan kenaikan tekanan sistem primer. Ketinggian air pada pembangkit uap yang mengalami gagal fungsi turun dengan cepat dan memicu *scram* reaktor.

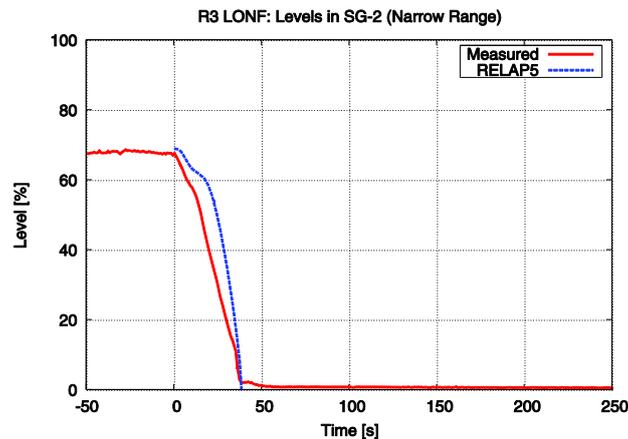
Kejadian ini berlangsung sebelum dilakukan *power uprate*. Di samping itu saling ketergantungan dengan umpan balik neutronika tidaklah kuat. Oleh

karena itu kejadian ini dipilih sebagai dasar untuk melakukan validasi terhadap model termohidrolika dan simulasi dilakukan secara terpisah, tidak terdangeng dengan koda neutronika.

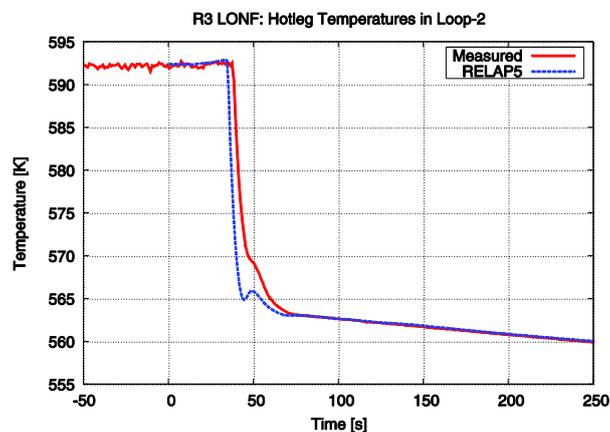
Transien diawali dengan hilangnya air umpan seketika, yang dalam RELAP5 dimodelkan dengan penutupan katup seketika. Gambar 1 menampilkan penurunan ketinggian air di pembangkit uap nomor 2 dan mencapai kondisi *trip* reaktor *Low-Low Level* sekitar 34 detik kemudian.

Terkait dengan suhu *hotleg* (Gambar 2), pada dasarnya transien dapat dicirikan dengan tiga interval: periode yang relatif ajeg sampai terjadi *scram*, penurunan suhu yang besar, dan penurunan suhu secara perlahan pada fase final. Koda mampu memprediksi besaran-besaran dengan sangat baik selama tahapan-tahapan tersebut.

Pembahasan yang lebih rinci tentang pemodelan RELAP dan hasil analisisnya dapat dibaca di [6].



Gambar 1. *Narrow range level* pada SG-2 yang gagal fungsi.



Gambar 2. Suhu *hotleg* pada kalang 2 yang gagal fungsi.

4.1.2. *Load Rejection Transient*

Transien ini terjadi pada tanggal 28 November 2010 sebagai tes yang terjadwal dan terinstrumentasi secara utuh. Tujuan dari tes ini adalah untuk memverifikasi perilaku reaktor selama transien dan mengamati kemampuan sistem kendali untuk mencegah *trip* generator setelah dilakukan *uprate* ke 3144 MWt dan setelah modernisasi sistem kendali dan proteksi turbin.

Hubungan pembangkit dengan jaringan listrik diputuskan, namun reaktor tidak sepenuhnya *scram*. Sistem kendali *dump* diaktifkan dan uap dialirkan menuju ke kondenser melalui saluran *by-pass*.

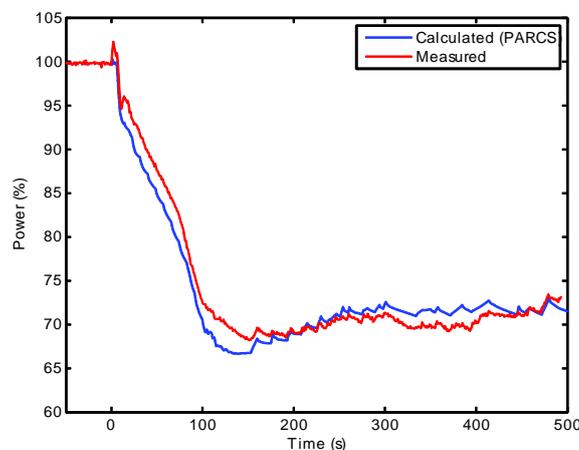
Transien *load rejection* dipilih untuk memvalidasi model gandengan PARCS/RELAP5. Transien ini sangat menarik, namun juga sangat menantang untuk perhitungan terganggu

dikarenakan daya yang dibangkitkan oleh reaktor secara perlahan berkurang mencapai sekitar 60 – 70% untuk operasi *house-load*. Hal ini berarti pengaruh proses umpan balik menjadi sangat penting.

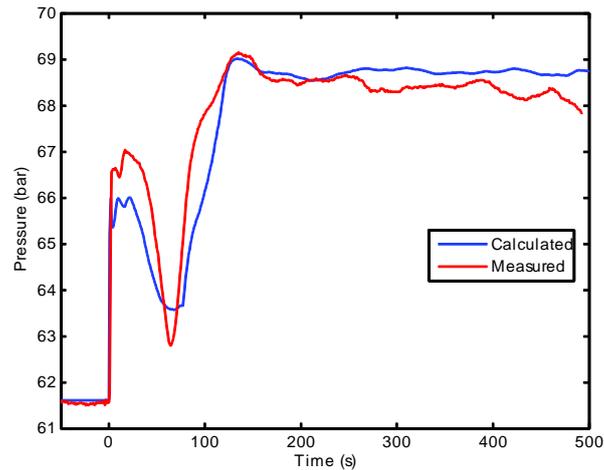
Gambar 3 menampilkan daya nuklir yang dibangkitkan di reaktor. Dibandingkan dengan data terukur sampai dengan 100 detik setelah dimulainya transien, penurunan daya mempunyai landaian yang sama. Hal ini menandakan batang kendali dimodelkan secara akurat di PARCS. Perilaku pergeseran waktu disebabkan terutama karena tidak adanya puncak daya kedua akibat umpan balik reaktivitas tidak cukup tinggi. Setelah transien berlangsung lebih dari 120 detik, perilaku daya ditentukan oleh interaksi yang kompleks antara suhu bahan bakar dan pendingin, penurunan batang kendali ke dalam teras dan

injeksi asam borat ke dalam pendingin. Secara umum, PARCS mampu mereproduksi daya selama transien dengan bagus.

Gambar 4 menampilkan tekanan rerata saluran uap selama berlangsungnya transien. Isolasi sementara pembangkit uap menghasilkan loncatan tekanan yang cukup besar. Selama periode *full dumping*, tekanan mengalami penurunan. Ketika katup kendali turbin mulai membuka, katup pembuang uap menutup sebagian dan kemudian terjadi represurisasi. Sinyal masukan untuk mengendalikan pembukaan atau penutupan katup pembuang uap merupakan fungsi dari suhu rerata kalang primer. RELAP5 dapat mensimulasikan represurisasi kalang sekunder dengan bagus. Untuk diskusi lebih lanjut mengenai transien ini, pembaca dipersilakan mengacu ke [7].



Gambar 3. Daya nuklir sebagai fungsi waktu selama transien



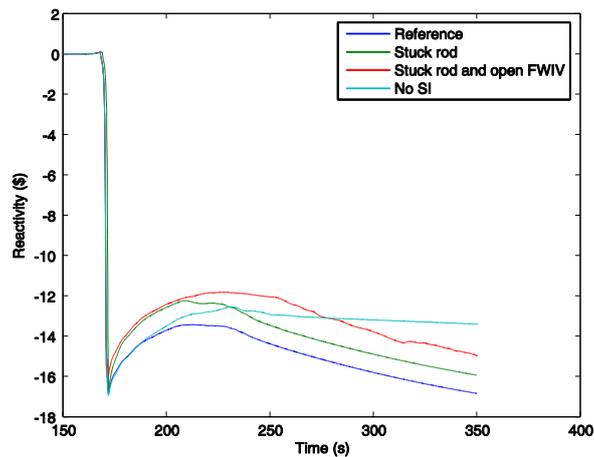
Gambar 4. Tekanan rerata saluran uap

4.1.3. *Main Steam Line Break* Hipotetis

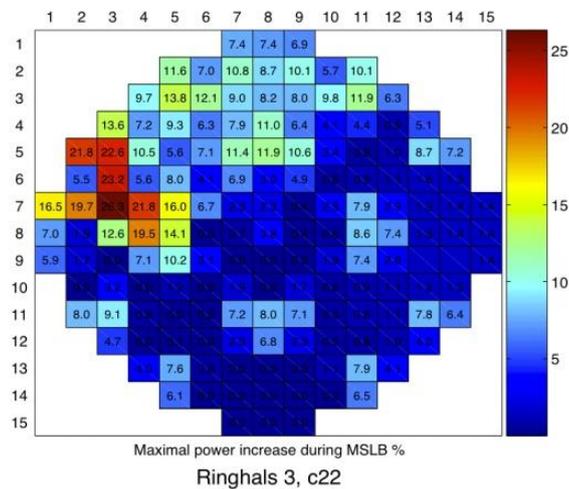
Model terdangeng PARCS/RELAP5 diaplikasikan terhadap transien *Main Steam Line Break* hipotetis. Transien ini penting untuk dianalisis pada PWR dikarenakan reaktivitas positif yang kuat akibat pendinginan yang berlebih pada teras. Karena pengaruh ini lebih kuat ketika koefisien suhu moderator (MTC) mempunyai nilai yang besar, hasil yang konservatif akan diperoleh pada derajat-bakar (*burnup*) bahan bakar yang tinggi akibat MTC yang lebih negatif di akhir siklus operasi.

Gambar 5 merangkum kecenderungan

reaktivitas untuk empat kasus yang berbeda. Tidak satu kasus pun yang menyebabkan rekritikalitas. Gambar 6 menampilkan kenaikan daya maksimum di masing-masing perangkat bahan bakar untuk kasus satu batang kendali macet. Kenaikan daya terbesar terjadi di sekitar posisi macetnya batang kendali. Perlu diperhatikan bahwa informasi semacam ini hanya mungkin diketahui dengan menggunakan pemodelan neutronika tiga dimensi. Informasi lebih lanjut mengenai pemodelan dan hasilnya dapat dilihat di [8].



Gambar 5. Reaktivitas untuk empat kasus yang berbeda.



Gambar 6. Kenaikan daya maksimum di masing-masing perangkat bahan bakar untuk kasus satu batang kendali macet.

4.2. Penggantian Pembangkit Uap *Effekthöjning* och *ÅG-byte*) pada Ringhals-4

Untuk menyiapkan Ringhals-4 agar dapat beroperasi pada daya *uprate* sebesar 3300 MWt, dilakukan beberapa proyek. Salah satu dari proyek-proyek tersebut adalah penggantian pembangkit uap yang dilaksanakan pada proyek FREJ (*Ringhals Fyra* –

Pembangkit uap yang lama diganti dengan pembangkit uap baru dari AREVA yang mempunyai luasan pertukaran kalor lebih besar, pemanasan awal yang lebih bagus dan rasio resirkulasi yang lebih tinggi. Model RELAP5 dibangun berdasarkan spesifikasi desain yang diperoleh dari

AREVA Report. Penyusunan model dilakukan sepenuhnya menggunakan SNAP Model Editor, yang menyatakan sistem hidrodinamika dan sistem kendali dalam moda grafis.

Simulasi kondisi ajeg telah dilakukan dan beberapa parameter kunci yang dihitung oleh RELAP5 kemudian dibandingkan dengan spesifikasi AREVA (lihat Tabel 2). Dapat dilihat dengan jelas bahwa perhitungan RELAP5 mempunyai kesesuaian yang sangat tinggi dengan data yang ada. Gambar 7 menampilkan tampilan SNAP untuk distribusi suhu di dalam pembangkit uap. Dengan menggunakan piranti grafis yang ada di SNAP, pengguna dapat memperoleh pemahaman yang lebih baik terhadap proses yang berlangsung selama simulasi [9].

4.3. PWR PACTEL Benchmark

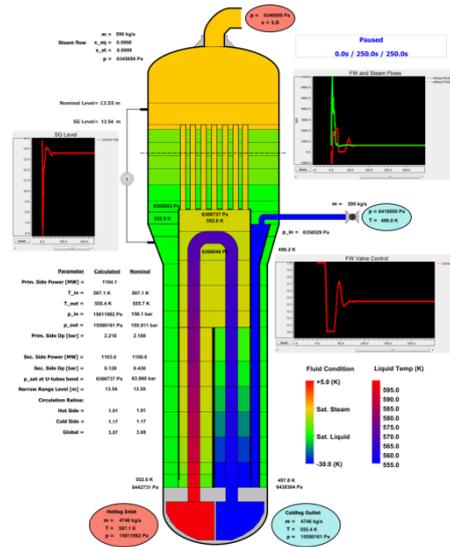
Chalmers berpartisipasi dalam PWR PACTEL benchmark exercise sebagai

bagian dari kegiatan proyek internasional. *Benchmark exercise* ini diselenggarakan oleh *Lappeenranta University of Technology* di Finlandia untuk memberikan kesempatan kepada pengguna koda sistem untuk melakukan *exercise* menggunakan model konfigurasi fasilitas yang PACTEL yang baru [10]. Dari sudut pandang SSM, *benchmark exercise* ini sangat menguntungkan karena fasilitas PWR PACTEL menggunakan pembangkit uap yang mirip dengan EPR, seperti halnya yang dipasang di Ringhals-4.

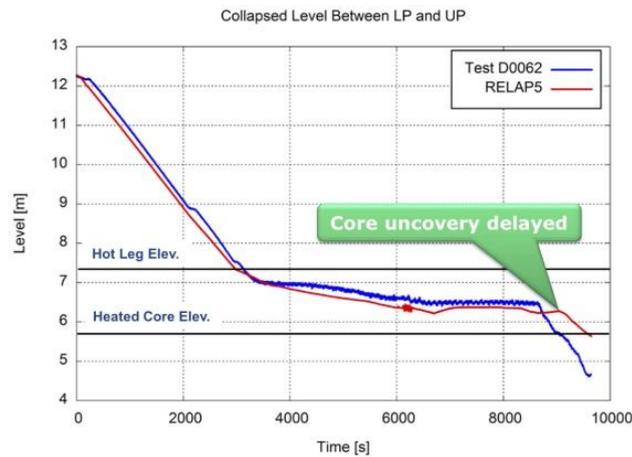
Transien yang dipilih untuk *benchmark exercise* ini adalah *small break loss-of-coolant (SB-LOCA)*. Benchmark dilakukan dalam dua tahapan, yaitu perhitungan buta (*blind calculation*) dan diikuti dengan perhitungan pasca tes. Gambar 8 dan 9 menunjukkan hasil RELAP5 yang diperoleh oleh Chalmers.

Tabel 2. Parameter Kunci Model Pembangkit Uap Baru.

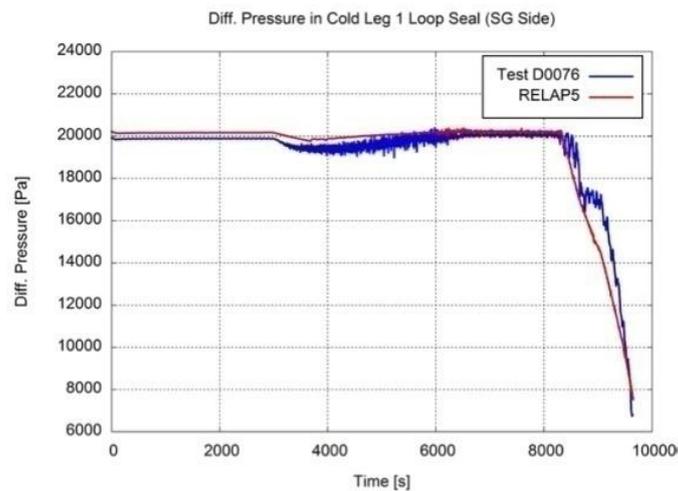
Parameter	RELAP5	Spesifikasi AREVA
Sisi Primer		
Daya (MW)	1104,1	1100,0
Suhu masukan (K)	597,1	597,1
Suhu keluaran (K)	555,4	555,7
Tekanan masukan (bar)	158,90	158,91
Tekanan keluaran (bar)	155,90	155,91
Sisi Sekunder		
Daya (MW)	1103,0	1100,0
Tekanan jenuh pada <i>U-turn</i> (bar)	63,67	63,90
<i>Narrow range level</i> (m)	13,54	13,55
Rasio sirkulasi (keseluruhan)	3,08	3,08



Gambar 7. Tampilan SNAP untuk suhu fluida di dalam pembangkit uap.



Gambar 8. Collapsed level antara LP dan UP.



Gambar 9. Tekanan diferensial pada Cold Leg 1.

5. KESIMPULAN

Telah dijabarkan kegiatan-kegiatan yang terkait dengan fungsi TSO-DSA. Secara keseluruhan kegiatan-kegiatan tersebut memberikan hasil yang bagus dan memuaskan, yang mana hal ini menunjukkan bahwa organisasi berfungsi dengan baik seperti yang diharapkan untuk mendukung tugas-tugas SSM. Hal ini menunjukkan contoh pula tentang bagaimana pihak otoritas keselamatan bekerjasama dengan perguruan tinggi.

Terkait dengan penggunaan koda tergendeng *best-estimate* untuk analisis keselamatan, telah ditunjukkan pula bahwa dapat diperoleh hasil yang memuaskan dan sesuai dengan data terukur. Lebih lanjut lagi, simulasi tergendeng dengan diskretisasi tiga dimensi dapat menunjukkan fenomena yang sulit untuk ditangkap bila dibandingkan dengan penggunaan koda secara terpisah.

UCAPAN TERIMA KASIH

Ucapan terima kasih ditujukan kepada Magnus Holmgren, Urban Sandberg dan Ulrik Svensson dari Ringhals AB atas kerjasamanya.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] IAEA, *Power Uprate in Nuclear Power Plants: Guidelines and Experience*, IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-3.9, Vienna, 2011.
- [2] Swedish Energy Agency, *Energy in Sweden 2011*, Eskilstuna, 2011.
- [3] Ringhals AB., *Technical Information on Ringhals*, Väröbacka, 2009.
- [4] KSU, *Erfarenheter från driften av de svenska kärnkraftverken*, Nyköping, 2010, (dalam bahasa Swedia).
- [5] O. Sandervåg, "Swedish CAMP-related Activities", *Spring CAMP Meeting*, Garching, June 17 – 19, 2009.
- [6] J. Bánáti, C. Demazière, M. Stålek, *Analysis of a Loss of Normal Feedwater Transient at the Ringhals-3 NPP Using RELAP5/Mod3.3*, NUREG/IA-0234, U.S. NRC, Washington D.C., 2010.
- [7] A. Agung, J. Bánáti, M. Stålek C. Demazière, "Validation of PARCS/RELAP5 Coupled Codes against a Load Rejection Transient at the Ringhals-3 NPP", diajukan ke *Nuclear Engineering*

and Design, 2012.

- [8] M. Stålek, J. Bánáti, C. Demazière, “Main Steam Line Break Calculations using a Coupled RELAP5/PARCS Model for the Ringhals-3 Pressurized Water Reactor”, *Proc. ICONE-16*, Orlando, Florida, May 11 – 15, 2008.
- [9] J. Bánáti, “Modeling Activities Related to Power Uprates of Ringhals-3 and 4”, *Spring CAMP Meeting*, Stockholm, June 9 – 11, 2010.
- [10] V. Kouhia, H. Purhonen, V. Riikonen, M. Puustinen, R. Kyrki-Rajamäki, J. Vihavainen, “PACTEL and PWR PACTEL Test Facilities for Versatile LWR Applications”, *Science and Technology of Nuclear Installations*, Vol. 2012, Article ID 548513, Hindawi Publishing Corp. doi: 10.1155/2012/548513, 2012.

TANYA JAWAB

1. Diah Hidayanti (BAPETEN)

Perkembangan riset di Chalmers University yang terkait dengan CFD dalam kasus-kasus termohidraulik di reaktor?

Apakah dalam tugas-tugas kerjasama SSM dan Chalmers University ada yang

melibatkan penggunaan CFD sebagai salah satu *tools*?

Jawaban:

Riset yang meng-*couple* CFD dengan neutronic aspect di Reaktor. Topik ini menjadi salah satu topik kerjasama SSM dan Chalmers University.

Riset-riset termohidraulik mendukung code RELAP5, misalnya menentukan *loss friction factor* di tubes.

2. Dr. Khairul Huda (BAPETEN)

- Dalam mensimulasikan aliran dalam dan luar '*U-tube bundle*' dalam steam generator, apakah perubahan sudut kemiringan di bagian atas '*tube bundle*' secara kontinu itu sudah diperhitungkan? atau diasumsikan bagian itu adalah sambungan dari '*tube bundle*' lurus yang dimiringkan dengan berbagai sudut?
- Apakah simulasi tersebut dilakukan secara 3-D?
- Apakah hasil simulasi ini (*code* ini) telah divalidasi dengan 'real data' (hasil eksperimen)?

Jawaban:

- Karena alasan nodalisasi, perubahan secara kontinu tidak dilakukan, sehingga perubahan sudut harus dilakukan secara diskret (beda dengan CFD yang bisa menggunakan *finite element*).

Meskipun demikian bisa digunakan faktor koreksi dengan menyesuaikan *loss coefficient*.

- b. Code yang digunakan adalah RELAP5/MOD 3.3 patch 4 yang menggunakan model aliran 1-D.
- c. Simulasi ini merupakan bagian dari kegiatan code benchmark SBL-50 terhadap fasilitas PWR PACTEL di Finlandia. Tujuan dari kegiatan ini adalah untuk melakukan validasi model yang dibuat oleh peserta menggunakan beberapa code yang berbeda. Steam generator yang dipasang pada fasilitas tersebut merupakan *scaled-down* dari steam generator jenis baru produksi

AREVA yang dipasang di PLTN Olkiluoto-3 (EPR). Dari sudut pandang SSM, kegiatan *benchmark* ini menarik karena steam generator tipe yang sama juga baru saja dipasang di Ringhals-4 sebagai bagian dari kegiatan *power uprate*.

PEMBELAJARAN KECELAKAAN REAKTOR NUKLIR FUKUSHIMA DAICHI TERHADAP KESIAPAN REGULASI KETENAGANUKLIRAN DI BIDANG PERTANGGUNGJAWABAN KERUGIAN NUKLIR

Bambang Riyono dan Amil Mardha

Direktorat Pengaturan Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir - BAPETEN

Jl. Gajah Mada No.8, Jakarta Pusat 10120 E-mail : b.riyono@bapeten.go.id

ABSTRAK

PEMBELAJARAN KECELAKAAN REAKTOR NUKLIR FUKUSHIMA DAICHI TERHADAP KESIAPAN REGULASI KETENAGANUKLIRAN DI BIDANG PERTANGGUNGJAWABAN KERUGIAN NUKLIR, *Salah satu pembelajaran terbaru dalam pemanfaatan energi nuklir telah didapatkan dari kecelakaan nuklir reaktor Fukushima Daichi di Jepang. Pembelajaran tersebut menunjukkan bahwa meskipun pada kondisi standar keselamatan yang paling tinggi telah terpenuhi, terjadinya kecelakaan nuklir tidak dapat diabaikan secara mutlak, yang dampaknya dapat menimbulkan risiko berupa kerugian kepada manusia, harta benda, dan lingkungan. Berdasarkan kenyataan tersebut maka diperlukan perangkat regulasi yang menjamin pertanggungjawaban kerugian nuklir terhadap adanya kecelakaan nuklir. Penentuan besarnya nilai pertanggungjawaban kerugian nuklir yang diatur dalam suatu perangkat regulasi harus mempertimbangkan faktor legal dan teknis. Pertimbangan faktor teknis dalam pengoperasian instalasi nuklir antara lain faktor pemanfaatan daya yang dihasilkan dalam MWe, karakterisasi bahan nuklir yang digunakan, dan konsekuensi adanya kecelakaan nuklir, sedangkan pertimbangan faktor teknis dalam hal pengangkutan bahan bakar nuklir meliputi probabilitas kecelakaan yang menyebabkan kerugian nuklir, keparahan atau konsekuensi dari kerugian nuklir, nilai ekonomi bahan bakar nuklir hasil fabrikasi yang diangkut, daya tarik investor untuk dapat berpartisipasi pada kegiatan ketenaganukliran, besar kebutuhan finansial dan keuntungan bagi pengusaha, dan perkiraan nilai premi yang harus dibayarkan. Berdasarkan perangkat regulasi yang ada sampai saat ini terkait dengan pertanggungjawaban kerugian nuklir dapat disimpulkan bahwa Indonesia telah memiliki perangkat regulasi yang memadai dalam kaitannya dengan pertanggungjawaban kerugian nuklir, dan telah mengikuti azas yang berlaku secara internasional dan best practice yang ada di dunia.*

Kata kunci: *pertanggungjawaban kerugian nuklir, kecelakaan nuklir, regulasi*

ABSTRACT

LESSON LEARN FROM FUKUSHIMA DAICHI NUCLEAR REACTOR ACCIDENTS ON THE PREPAREDNESS OF NUCLEAR REGULATIONS RELATED WITH NUCLEAR LIABILITY, *One of the latest learning in the utilization of nuclear energy has been obtained from a nuclear reactor accident in Japan's Fukushima Daichi. It shows that although the conditions of the highest safety standards are met, the occurrence of a nuclear accident cannot be absolutely ignored, that its impact could impose a risk of harm to humans, property, and environment. Based on the fact that it is necessary regulatory framework that ensures nuclear liability for the nuclear accident. The determination of the value of nuclear damage liability set forth in a regulation framework must consider the technical and legal factors. Consideration of technical factors in the operation of nuclear installations, among others, the utilization factor of the power generated in MWe, characterization of nuclear materials used, and the consequences of nuclear accidents, whereas consideration of technical factors in terms of transport of nuclear fuel includes the probability of nuclear accidents that cause loss, severity or consequence of nuclear damage, the economic value of nuclear fuel fabrication results are transported, the attraction of investors to participate in nuclear activities, financial demand and benefits for employers, and the estimated value of the premium to be paid. Under the existing regulations up to date which related to nuclear liability can be concluded that Indonesia has sufficient regulation framework in relation to nuclear liability, and has followed the internationally protocol principles and best practice which common use in the world.*

Key words: *nuclear liability, nuclear accident, regulation*

1. PENDAHULUAN

Penggunaan energi nuklir yang menggunakan Uranium sebagai bahan penghasil energi memiliki rata-rata efisiensi 2,5 juta kali lebih besar dibandingkan batu bara, minyak, dan gas alam, sehingga sangat menjanjikan apabila digunakan sebagai alternatif sumber energi. Hal inilah yang digunakan hampir semua negara maju yang tidak memiliki sumber daya alam yang mencukupi, termasuk salah satunya Jepang, dimana energi nuklir mensuplai hampir sepertiga kebutuhan energi nasional. Di samping keunggulan yang dimiliki, juga berpotensi menimbulkan risiko terhadap keselamatan manusia dan lingkungan, sebagai hasil dari pemanfaatannya yang berupa paparan radiasi akibat kecelakaan nuklir. Berdasarkan hal tersebut, pemanfaatan energi nuklir harus dibangun dan dikembangkan di atas sistem hukum dan prinsip khusus yang disesuaikan dengan sifat dari energi nuklir tersebut yaitu mengutamakan keselamatan dengan memperkecil resiko selama upaya pengembangan pemanfaatannya.

Pembelajaran penting dalam melihat pemanfaatan energi nuklir adalah kecelakaan nuklir Fukushima Daichi. Kecelakaan nuklir tersebut menunjukkan kenyataan bahwa meskipun pada kondisi

standar keselamatan yang paling tinggi telah terpenuhi, terjadinya kecelakaan nuklir tidak dapat diabaikan secara mutlak, yang dampaknya dapat menimbulkan risiko berupa kerugian kepada manusia, harta benda, dan lingkungan. Sehingga dalam menyongsong pembangunan PLTN pertama, kesiapan regulasi ketenaganukliran khususnya di bidang pertanggungjawaban kerugian nuklir mutlak harus disusun dalam upaya melindungi masyarakat, pekerja dan lingkungan hidup seperti juga yang diamanatkan dalam Undang-Undang Nomor 10 tahun 1997 tentang Ketenaganukliran. Sehingga diyakini sangat diperlukan regulasi yang memadai dalam mengatasi berbagai kemungkinan yang bisa saja terjadi pada saat pemanfaatan tenaga nuklir.

2. METODOLOGI

Kajian dalam makalah ini akan menggunakan metodologi kajian literatur terhadap peraturan perundang-undangan ketenaganukliran yang telah ada di Indonesia, khususnya di bidang pertanggungjawaban kerugian nuklir, dalam rangka menjawab kebutuhan adanya kepastian hukum dan perlindungan terhadap masyarakat, pekerja dan lingkungan hidup terhadap dampak yang merugikan dari

pemanfaatan tenaga nuklir terutama apabila terjadi kecelakaan nuklir.

3. HASIL DAN PEMBAHASAN

3.1. Perangkat Peraturan Perundang-undangan

Sampai dengan saat ini peraturan terkait pertanggungjawaban kerugian nuklir yang telah ada meliputi:

3.1.1. Undang-Undang Nomor 10 Tahun 1997 Tentang Ketenaganukliran

Pengaturan secara fundamental terhadap kegiatan pemanfaatan tenaga nuklir diatur dalam Undang-Undang Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran^[1]. Dalam Undang-Undang tersebut secara jelas mengatur jumlah pertanggungjawaban dan sistem hukum untuk kerugian nuklir yang tertuang dalam Bab VIII Pertanggungjawaban Kerugian Nuklir sebanyak 13 pasal. Dalam Pasal 34 dan Pasal 35 ayat (1) diamanatkan bahwa:

Pasal 34

(1) “Pertanggungjawaban pengusaha instalasi nuklir terhadap kerugian nuklir paling banyak Rp 900.000.000.000,00 (sembilan ratus miliar rupiah) untuk setiap kecelakaan nuklir, baik untuk setiap instalasi nuklir maupun untuk setiap pengangkutan bahan bakar nuklir atau bahan bakar nuklir bekas”.

(2) “Besarnya batas pertanggungjawaban sebagaimana dimaksud pada ayat (1) diatur dengan Keputusan Presiden”.

(3) “Jumlah pertanggungjawaban sebagaimana dimaksud pada ayat (1) dan ayat (2) hanya digunakan untuk pembayaran kerugian nuklir, tidak termasuk bunga dan biaya perkara”.

(4) “Batas pertanggungjawaban pengusaha instalasi nuklir sebagaimana dimaksud pada ayat (1) dapat ditinjau kembali dengan Peraturan Pemerintah”.

Pasal 35

(1) “Pengusaha instalasi nuklir wajib mempertanggungjawabkan tanggungjawabannya sebesar jumlah sebagaimana dimaksud dalam Pasal 34 ayat (1) dan ayat (2) melalui asuransi atau jaminan keuangan lainnya”.

(2) “Ketentuan tentang kewajiban sebagaimana dimaksud pada ayat (1) berlaku juga untuk pengusaha instalasi nuklir penerima atau pengusaha pengangkutan.”

Nilai Rp 900.000.000.000,00 (sembilan ratus miliar rupiah) sebenarnya merupakan nilai yang pada saat penyusunan undang-undang tersebut

setara dengan 300 juta SDRs (*Special Drawing Rights*), nilai tersebut mengacu pada *Convention On Supplementary Compensation For Nuclear Damage*^[2], yang merupakan pengembangan muatan dari *Vienna Convention on Civil for Nuclear Damage*^[3] yang semula hanya \$ 5 juta.

Dari Pasal 34 tersebut mengamanatkan perlunya dibentuk aturan yang mengimplementasi pelaksanaan sistem pertanggungjawaban kerugian nuklir dalam bentuk Peraturan Presiden (Perpres) yang bertujuan untuk menetapkan besar batas pertanggungjawaban bagi Pengusaha Instalasi Nuklir (PIN) untuk setiap instalasi nuklir dan/atau dalam hal pengangkutan bahan nuklir atau bahan nuklir bekas yang ditujukan untuk memberikan perlindungan jaminan ganti rugi bagi masyarakat dan lingkungan hidup akibat kecelakaan nuklir tetapi tidak termasuk fasilitas yang dimiliki oleh pemerintah yang bukan Badan Usaha Milik Negara. Pengecualian bagi instansi pemerintah, dibebaskan dari kewajiban mempertanggungjawabkannya melalui asuransi atau jaminan keuangan lainnya sebagaimana diamanatkan dalam Pasal 37 ayat (1) yaitu:

“ketentuan tentang pertanggungjawaban sebagaimana dimaksud dalam Pasal 35 tidak berlaku bagi instansi Pemerintah yang bukan Badan Usaha Milik Negara”. Hal ini bukan berarti jika terjadi kecelakaan nuklir yang menimpa pihak ketiga, pemerintah tidak akan memberikan ganti rugi, pemerintah tetap memenuhi kewajibannya sebagai PIN untuk memberikan kompensasi dan melindungi rakyatnya.

3.1.2. Peraturan Pemerintah Nomor 46 Tahun 2009 tentang Batas Pertanggungjawaban Kerugian Nuklir

Sebagai pelaksanaan dari Pasal 34 ayat 4 Undang-Undang Nomor 10 Tahun 1997 Tentang Ketenaganukliran maka diterbitkanlah Peraturan Pemerintah (PP) Nomor 46 Tahun 2009 tentang Batas Pertanggungjawaban Kerugian Nuklir^[4]. Berdasarkan PP tersebut maka besar pertanggungjawaban pengusaha instalasi nuklir terhadap kerugian nuklir yang semula paling banyak Rp 900.000.000.000,00 (sembilan ratus miliar rupiah) untuk setiap kecelakaan nuklir, baik untuk setiap instalasi nuklir maupun untuk setiap pengangkutan bahan bakar nuklir atau bahan bakar nuklir bekas, diubah menjadi paling banyak 4.000.000.000.000 (empat triliun rupiah).

Alasan pertimbangan secara legal dalam peninjauan kembali sebagaimana disebutkan dalam Pasal 34 ayat 4 Undang-Undang Nomor 10 Tahun 1997 adalah penyesuaian terhadap mata uang dollar Amerika terhadap rupiah. Peninjauan atau perubahan tersebut juga mengakomodasi pertimbangan teknis dalam pengoperasian instalasi nuklir antara lain faktor pemanfaatan daya yang dihasilkan dalam MWe, Faktor karakterisasi bahan nuklir yang digunakan, dan konsekuensi adanya kecelakaan nuklir, serta pertimbangan teknis dalam hal pengangkutan bahan bakar nuklir meliputi probabilitas kecelakaan yang menyebabkan kerugian nuklir, keparahan atau konsekuensi dari kerugian nuklir, nilai ekonomi bahan bakar nuklir hasil fabrikasi yang diangkut, daya tarik investor untuk dapat berpartisipasi pada kegiatan ketenaganukliran, besar kebutuhan finansial dan keuntungan bagi pengusaha, dan perkiraan nilai premi yang harus dibayarkan^{[5],[6]}.

Pertimbangan tersebut merupakan landasan yang digunakan dalam penentuan nilai pertanggungjawaban kerugian nuklir, dan telah didasarkan pada *best practice* dari negara-negara yang telah maju dalam pemanfaatan

tenaga nuklirnya seperti Jepang dan Korea.

3.1.3. Rancangan Peraturan Presiden tentang Pertanggungjawaban Kerugian Nuklir.

Untuk melengkapi amanat dari Undang-Undang Nomor 10 Tahun 1997 Tentang Ketenaganukliran terkait dengan pertanggungjawaban kerugian nuklir telah disusun Rancangan Perpres tentang Pertanggungjawaban Kerugian Nuklir^[7]. Rancangan Perpres ini mengatur tiga hal mendasar dalam kaitannya dengan pertanggungjawaban kerugian nuklir yaitu besar batas pertanggungjawaban PIN terhadap kerugian nuklir untuk setiap kecelakaan nuklir, baik yang terjadi pada instalasi nuklir maupun pada pengangkutan bahan nuklir atau bahan nuklir bekas, mekanisme pertanggung jawaban kerugian nuklir, dan penggantian kerugian nuklir oleh instansi pemerintah. Mekanisme dan tata cara yang dilakukan tetap mengacu pada prinsip-prinsip yang berlaku secara internasional yaitu melalui asuransi atau jaminan keuangan lainnya yang harus wajib tersedia terhitung sejak bahan bakar nuklir dan/atau bahan bakar nuklir bekas berada di instalasi nuklir sampai dengan seluruh bahan bakar nuklir dan/atau bahan bakar nuklir bekas dipindahkan keluar tapak dalam rangka

komisioning. Sedangkan dalam rangka kegiatan pengangkutan bahan nuklir asuransi atau jaminan keuangan lainnya yang wajib tersedia sejak pengangkutan dari lokasi pengirim sampai dengan bahan bakar nuklir atau bahan bakar nuklir bekas dinyatakan diterima oleh PIN penerima.

Khusus untuk instansi pemerintah yang bukan BUMN maka dalam hal

terjadi kecelakaan nuklir pada instalasi nuklir dan/atau selama pengangkutan bahan bakar nuklir atau bahan bakar nuklir bekas, pembayaran ganti ruginya ditanggung oleh Pemerintah melalui mekanisme dana kontijensi. Secara rinci besar nilai pertanggungjawaban kerugian nuklir disajikan dalam tabel 1.

Tabel 1. Besar Nilai Pertanggungjawaban Kerugian Nuklir berdasarkan Rancangan Perpres tentang Pertanggungjawaban Kerugian Nuklir

No.	Kategori	Besar pertanggungjawaban (Rp)
1.	Reaktor daya komersial dengan daya lebih dari 2.000 MWe	4.000.000.000.000,00
2.	Reaktor daya komersial dengan daya lebih dari 1.500MWe sampai dengan 2.000 MWe	2.000.000.000.000,00
3.	Reaktor daya komersial dengan daya lebih dari 1.000MWe sampai dengan 1.500 MWe	1.000.000.000.000,00
4.	Reaktor daya komersial dengan daya lebih dari 500MWe sampai dengan 1.000 MWe	500.000.000.000,00
5.	Reaktor daya komersial sampai dengan daya 500 MWe	250.000.000.000,00
6.	Reaktor daya nonkomersial	75.000.000.000,00
7.	Reaktor nondaya komersial	100.000.000.000,00
8.	Reaktor nondaya nonkomersial dengan daya lebih dari 30 MWt	50.000.000.000,00
9.	Reaktor nondaya nonkomersial dengan daya lebih dari 10 MWt sampai dengan 30 MWt	25.000.000.000,00
10.	Reaktor nondaya nonkomersial dengan daya lebih dari 2 MWt sampai dengan 10 MWt	10.000.000.000,00
11.	Reaktor nondaya nonkomersial dengan daya lebih dari 2 MWt	5.000.000.000,00
12.	Fasilitas Fabrikasi Bahan Bakar Nuklir	5.000.000.000,00
13.	Fasilitas Penyimpanan Bahan Bakar Nuklir Bekas	5.000.000.000,00
14.	Pengangkutan bahan bakar nuklir	1.000.000.000,00
15.	Pengangkutan bahan bakar nuklir	1.000.000.000,00

3.2. Prinsip Internasional terkait Pengaturan Ketenaganukliran

Sistem pertanggungjawaban kerugian nuklir di Indonesia pada dasarnya mengikuti sistem yang berlaku di dunia (*international practice*), meskipun lembaga tertinggi di dunia yang bergerak di bidang ketenaganukliran IAEA (*International Atomic Energy Agency*) memberikan kebebasan kepada negara anggotanya termasuk Indonesia untuk mengembangkan sistem hukum tentang pertanggungjawaban kerugian nuklir namun ada beberapa prinsip dasar yang telah digariskan dan dapat digunakan sebagai dasar pemikiran dalam pembuatan sistem hukum, yang berlaku juga untuk sistem pertanggungjawaban kerugian nuklir. Prinsip dalam penyusunan sistem hukum dinyatakan sebagai berikut^[8]:

“The body of special legal norms created to regulate the conduct of legal or natural persons engaged in activities related to fissionable materials, ionizing radiation and exposure to natural sources of radiation”.

(Sekumpulan norma-norma hukum khusus yang dibuat untuk mengatur perilaku perorangan atau subyek hukum yang terlibat dalam kegiatan yang berhubungan dengan bahan dapat belah, radiasi pengion dan paparan dari sumber-sumber radiasi alamiah)

Batasan tersebut mengandung empat elemen kunci.

1. kumpulan norma hukum khusus, hukum nuklir diakui sebagai bagian dari peraturan nasional umum, meskipun terdiri dari aturan-aturan berbeda yang diwajibkan oleh sifat khusus teknologi.
2. menggabungkan pendekatan risiko-manfaat yang memberikan bahaya dan keuntungan bagi pengembangan sosial dan ekonomi.
3. keseluruhan sistem hukum, norma hukum khusus berkaitan dengan aturan tingkah laku perseorangan, termasuk perdagangan, akademik, keilmuan dan pemerintah, dan juga individu-individu.
4. fokus pada radioaktivitas (dihasilkan melalui pemanfaatan bahan dapat belah atau radiasi

pengion) sebagai penegasan ciri yang membenarkan sistem hukum yang khusus.

Sedangkan prinsip-prinsip hukum nuklir terdiri dari :

1. Prinsip keselamatan
2. Prinsip keamanan
3. Prinsip pertanggungjawaban
4. Prinsip perizinan
5. Prinsip pengawasan yang berkelanjutan
6. Prinsip ganti rugi
7. Prinsip pengembangan yang berkelanjutan
8. Prinsip pemenuhan
9. Prinsip independen
10. Prinsip transparan/terbuka
11. Prinsip kerja sama internasional

Dalam penjelasan atas Undang-Undang Republik Indonesia Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran khususnya terkait dengan pertanggungjawaban kerugian nuklir dinyatakan bahwa berdasarkan peraturan perundang-undangan yang berlaku di Indonesia. Pengusaha instalasi nuklir (PIN) sebagai pihak yang bertanggung jawab langsung bertanggung jawab atas kerugian yang timbul, tanpa

adanya pembuktian oleh pihak ketiga tentang ada atau tidaknya kesalahan pada pengusaha instalasi nuklir, kecuali kecelakaan nuklir itu terjadi akibat langsung dari pertikaian atau konflik bersenjata internasional atau non-internasional atau bencana alam dengan tingkat yang luar biasa yang melampaui batas rancangan persyaratan keselamatan yang telah ditetapkan. Di lain pihak, dalam rangka pengembangan dan pemanfaatan industri nuklir, jaminan perlindungan perlu juga diberikan kepada pengusaha instalasi nuklir sebagai pihak yang bertanggung jawab, yaitu dalam bentuk batas pertanggungjawaban, baik batas jumlah pembayaran ganti rugi maupun jangka waktu penuntutan. Dengan mempertimbangkan kepentingan pihak ketiga dan pengusaha instalasi nuklir seperti tersebut, maka dipandang perlu menggunakan satu sistem tersendiri bagi pertanggungjawaban atas kerugian yang disebabkan oleh kecelakaan nuklir yang ditetapkan dalam undang-undang ini. Sistem tersebut memberikan perlindungan yang lebih pasti bagi pihak ketiga yang menderita kerugian nuklir,

tetapi juga tidak menghambat perkembangan industri nuklir itu sendiri sebagaimana yang telah dikembangkan, baik di negara maju maupun di negara berkembang.

Prinsip yang dianut dalam sistem tersebut adalah :

- a. tanggung jawab mutlak;
- b. pengusaha instalasi nuklir bertanggung jawab dengan mengecualikan orang lain;
- c. batas pertanggungjawaban dalam jumlah ganti rugi dan waktu;
- d. pengusaha instalasi nuklir diwajibkan mempertanggungjawabkan tanggung jawabnya dalam bentuk asuransi atau bentuk jaminan keuangan lainnya.

Ruang lingkup ketentuan pertanggungjawaban kerugian nuklir yang disebabkan oleh kecelakaan nuklir dalam undang-undang ini dibatasi hanya pada kerugian yang diderita oleh pihak ketiga akibat kecelakaan nuklir yang terjadi di instalasi nuklir tertentu atau selama pengangkutan bahan bakar nuklir atau bahan bakar nuklir bekas. Kecelakaan nuklir yang terjadi

selama pengangkutan bahan bakar nuklir atau bahan bakar nuklir bekas pada dasarnya menjadi tanggung jawab pengusaha instalasi nuklir pengirim, kecuali sebelumnya telah diperjanjikan secara tertulis. Instalasi nuklir yang dimaksud dalam undang-undang ini adalah :

- a. reaktor nuklir;
- b. fasilitas yang digunakan untuk pemurnian, konversi, pengayaan, fabrikasi bahan bakar nuklir dan/atau pengolahan ulang bahan bakar nuklir bekas; dan/ atau
- c. fasilitas yang digunakan untuk menyimpan bahan bakar nuklir dan bahan bakar nuklir bekas.

Dalam penjelasan undang-undang ini yang dimaksud dengan kerugian nuklir adalah kerugian yang ditimbulkan oleh radiasi atau gabungan radiasi dengan sifat racun, sifat mudah meledak, atau sifat bahaya lainnya sebagai akibat kecelakaan nuklir yang timbul dari kekritisan bahan bakar nuklir. Sedangkan pihak ketiga adalah orang atau badan yang menderita kerugian nuklir, tidak termasuk pengusaha instalasi nuklir, dan pekerja instalasi

nuklir yang menurut struktur organisasi berada di bawah pengusaha instalasi nuklir. Penggantian kerugian nuklir terhadap pihak ketiga dalam undang-undang ini ialah penggantian kerugian yang dialami manusia, seperti kematian, cacat, cedera atau sakit, dan penggantian kerugian atas biaya yang diperlukan sebagai akibat tindakan preventif, misalnya tindakan evakuasi yang dilakukan oleh pejabat yang berwenang di daerah lokasi instalasi nuklir yang mengalami kecelakaan nuklir. Penggantian kerugian terhadap kerusakan harta benda harus sesuai dengan nilai kerusakan yang diderita ditambah dengan biaya rehabilitasinya. Demikian juga, penggantian kerugian terhadap pencemaran dan kerusakan lingkungan harus sesuai dengan nilai kerugian kerusakan ditambah dengan besarnya biaya untuk melakukan tindakan rehabilitasi lingkungan. Kerugian yang bukan berasal dari kecelakaan nuklir tidak termasuk kategori kerugian nuklir. Pekerja yang bekerja pada instalasi lain, kemudian terkena dampak dari

kecelakaan nuklir mendapatkan penggantian kerugian nuklir.

Berdasarkan dari uraian tersebut di atas maka terlihat bahwa secara legal maupun pelaksanaan teknis, Indonesia telah mempunyai perangkat peraturan yang memadai terkait dengan pertanggungjawaban kerugian nuklir. Secara legal diterapkan dengan tetap mengedepankan azas yang berlaku secara internasional, dan secara teknis dalam pemanfaatan energi nuklir khususnya pertanggungjawaban kerugian nuklir telah sesuai dengan *best practice* di negara-negara yang telah maju dalam pemanfaatan tenaga nuklir, seperti Jepang atau Korea.

4. KESIMPULAN

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

1. Indonesia telah memiliki perangkat hukum pertanggungjawaban kerugian nuklir dari tingkat undang-undang sampai dengan peraturan pelaksanaannya, dan dalam penyusunannya telah menggunakan azas yang berlaku

- secara internasional dan telah melibatkan pertimbangan teknis.
2. Perkembangan teknologi dan sosioekonomi akan sangat berpengaruh terhadap terbitnya suatu peraturan, sebagaimana juga yang terjadi dalam peraturan di bidang ketenag nukliran yang terkait dengan pertanggungjawaban kerugian nuklir.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] Undang-Undang Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran, Sekretariat Negara, Jakarta (1997)
- [2] IAEA, Convention On Supplementary Compensation For Nuclear Damage, Information Circular, IAEA, Vienna (1997)
- [3] Vienna Convention on Civil for Nuclear Damage,
- [4] Peraturan Pemerintah Nomor 46 Tahun 2009 Tentang Batas Pertanggungjawaban Kerugian Nuklir. Sekretariat Negara, Jakarta (2009).
- [5] Nuclear Liability Act, KINS, Korea (2004).
- [6] JNES, The Law on Compensation for Nuclear Damage, Japan (1995).
- [7] BAPETEN, Rancangan Peraturan Presiden tentang Pertanggungjawaban Kerugian Nuklir, Jakarta (2010).
- [8] IAEA, Governmental, Legal and Regulatory Framework for Safety, Safety Standards Series No. GSR Part 1, IAEA, Vienna (2010)

TELAAH SISTEM INSPEKSI INSTALASI NUKLIR TERHADAP ASPEK PENUAAN

Yepi Yamani Yosa

Direktorat Inspeksi Instalasi dan Bahan Nuklir, BAPETEN.

ABSTRAK

TELAAH SISTEM INSPEKSI INSTALASI NUKLIR TERHADAP ASPEK PENUAAN.

Proses penuaan struktur, sistem dan komponen (SSK) sangat terkait dengan karakteristik material sebagai fungsi waktu dan/atau akibat pemanfaatan pada kondisi operasi normal dan kondisi transien yang menyebabkan degradasi material. Komponen-komponen vital seperti tangki dan teras reaktor tentunya telah mengalami penuaan selama operasi. Karenanya diperlukan suatu sistem inspeksi oleh Badan Pengawas untuk memeriksa integritas komponen kritis reaktor dengan metode Uji Tak Merusak (*Non Destructive Testing* - NDT). Unsur-unsur seperti metode inspeksi, objek inspeksi, peralatan yang digunakan merupakan bagian penting dalam menentukan mekanisme pelaksanaan pengawasan penuaan. Selain itu, kompetensi dan kualifikasi inspektur penuaan dalam melaksanakan pengawasan penuaan juga merupakan faktor penting yang harus diperhatikan. Sehingga diharapkan Badan Pengawas dapat memastikan bahwa program manajemen penuaan telah diimplementasikan dengan baik oleh pemegang izin.

Kata kunci: sistem inspeksi, manajemen penuaan, NDT.

ABSTRACT

REVIEW OF NUCLEAR INSTALLATION INSPECTION SYSTEM ON AGING ASPECT.

The process of structures, systems and components (SSCs) aging are related to material characteristics as a function of time and / or by use of normal and transient operating conditions that cause degradation of the material. Critical components such as the tanks and reactor core must have experience of aging during operation. Therefore we need an inspection system by the regulatory body to examine the integrity of critical components of the reactor by the method of Non Destructive Testing (NDT). The elements such as methods of inspection, the object of inspection, the equipment used is an important part in determining the mechanism of monitoring the implementation of aging. In addition, the competence and qualifications of inspectors in carrying out the supervision of aging is also an important factor to be considered. So that the regulatory body is expected to ensure that the aging management program has been implemented properly by the licensee.

Keywords: inspection system, ageing manajemen, NDT

1. Pendahuluan

Reaktor Riset dan Instalasi Nuklir Non Reaktor (INNR) yang ada di Indonesia saat ini sudah berumur cukup tua, rata-rata sudah berusia diatas 20 tahun. Bahkan Reaktor Riset di Yogyakarta dan Bandung sudah berusia diatas 40 tahun. Kondisi ini mengakibatkan penuaan merupakan aspek yang harus diberi perhatian secara khusus. Komponen-komponen kritis seperti tangki dan teras reaktor tentunya telah mengalami penuaan, selain karena faktor lingkungan juga karena faktor radiasi yang akan mempengaruhi integritas dari komponen tersebut. Tentunya hal ini akan berpengaruh terhadap fungsi keselamatan dari komponen tersebut.

Dalam rangka pengawasan, badan pengawas telah mengeluarkan perka BAPETEN No. 8 Tahun 2008 tentang Ketentuan Keselamatan Manajemen Penuaan Reaktor Nondaya. Prinsip-prinsip yang terdapat dalam perka ini juga dapat diterapkan untuk Instalasi Nuklir Non Reaktor (INNR)[1]. Namun selain itu, badan pengawas juga memerlukan suatu sistem inspeksi instalasi nuklir terhadap aspek penuaan untuk menguji dan memverifikasi integritas komponen

kritis tersebut di lapangan. Dalam makalah ini, dibahas mengenai konsep sistem inspeksi instalasi nuklir terhadap aspek penuaan dalam rangka penguatan dan pengembangan sistem inspeksi instalasi nuklir di Indonesia.

2. Metode Kajian

Kajian ini dilakukan melalui studi literatur terhadap peraturan, pedoman, atau standar ketenaganukliran yang berhubungan dengan manajemen penuaan. Referensi utama yang digunakan adalah: Perka BAPETEN No. 8 tahun 2008 tentang Ketentuan Keselamatan Manajemen Penuaan Reaktor Non Daya [2] dan Perka BAPETEN No. 5 tahun 2011 tentang Ketentuan Perawatan Reaktor Non Daya [3].

3. Pembahasan

Ageing merupakan proses perubahan karakteristik struktur, sistem, dan komponen sebagai fungsi waktu dan/atau akibat pemanfaatan pada kondisi operasi normal dan kondisi transien yang menyebabkan degradasi material. Degradasi material dapat berupa korosi, kerapuhan (*embrittlement*) termal, kerapuhan

akibat iradiasi, *creep*, kelelahan (*fatigue*), dan *wear*. Hal-hal tersebut dapat menurunkan kemampuan struktur, sistem dan komponen (SSK) untuk melaksanakan fungsi keselamatannya. Penuaan dapat disebabkan oleh kondisi lingkungan (seperti temperatur, tekanan, kelembaban), radiasi ataupun perawatan yang kurang memadai. Karena itu, perlu pengelolaan secara berkesinambungan sebab penuaan merupakan fungsi dari waktu. Hal ini biasa dikenal sebagai **manajemen penuaan** (*ageing management*). Prinsip dasar manajemen penuaan adalah upaya untuk mendeteksi dan mengevaluasi efek-efek penuaan yang terjadi selama kondisi operasi serta menentukan tindakan-tindakan yang diperlukan untuk mencegah dan memitigasi efek penuaan tersebut dalam rangka menjaga kemampuan fungsional SSK dan menjamin tercapainya keselamatan instalasi. Selain itu, manajemen penuaan juga bertujuan untuk mengetahui umur sisa suatu instalasi (*Remaining life time*) [4]. *Remaining life time* merupakan waktu yang diperlukan agar struktur, sistem dan komponen dapat terus digunakan sebelum harus

diganti/dibuang karena alasan teknis seperti usia, alasan keselamatan atau kinerja yang memburuk. Karenanya diperlukan inspeksi in-service terhadap integritas komponen kritis reaktor dengan metode Uji Tak Merusak (*Non Destructive Testing* - NDT). Pengujian ini dipilih karena pertimbangan kemudahan dalam penggunaan serta tidak mengganggu kinerja SSK [5]. Pada dasarnya, pengujian ini dilakukan untuk menjamin bahwa material yang digunakan masih aman dan belum melewati *damage tolerance*[6].

Metode inspeksi in-inservice untuk penuaan yang dapat digunakan antara lain *Visual Inspection*, *Liquid Penetrant*, *Magnetic Particle*, *Ultrasonic*, *Radiographic*, *Eddy Current*, *Acoustic Emission*, *Thermographic*, *Vibration Test* dan *Leak Test*. Metode-metode tersebut memiliki aplikasi, keunggulan dan kekurangan masing-masing. Satu metode terkadang hanya cocok diterapkan pada SSK tertentu dan tidak untuk yang lain. Selain itu, masing-masing metode memerlukan peralatan khusus yang sangat spesifik[7].

3.1. SSK Objek Inspeksi

Berdasarkan Perka BAPETEN No. 8 Tahun 2008 pasal 11, terdapat 6

SSK reaktor riset yang harus mendapat perhatian terkait penuaan, yaitu:

1. Tangki Reaktor

Tangki reaktor merupakan komponen yang berfungsi sebagai wadah untuk menampung komponen teras reaktor serta sebagai penahan radiasi agar tidak keluar dari sistem reaktor. Terbuat dari logam dengan ketebalan beberapa mm (pada reaktor riset). Daerah pada tangki reaktor merupakan daerah dengan paparan radiasi yang tinggi. Diperlukan peralatan yang mampu mengetahui ketebalan tangki reaktor, dalam hal ini yang cocok menggunakan Ultrasonik.

2. Teras Reaktor

Teras reaktor merupakan tempat berlangsungnya reaksi fisi, sehingga area ini merupakan area dengan tingkat paparan radiasi yang paling tinggi. Peralatan untuk menginspeksi daerah ini haruslah mampu menahan radiasi tingkat tinggi, tahan air, serta cukup kecil agar dapat bermanuver diantara komponen teras. Secara umum terdapat komponen di dalam teras cocok adalah Magnetik Partikel, Ultrasonik, *Eddy current* maupun

yaitu bahan bakar nuklir dan komponen teras. Dikarenakan radiasi yang tinggi, maka metode yang cocok diterapkan adalah menggunakan kamera underwater yang memiliki sifat *radiation-resistant*.

3. Sistem Instrumentasi dan Kendali (SIK)

SIK berfungsi untuk mengukur dan mengendalikan daya reaktor, baik linier maupun logaritmik. Karena itu keakuratan sinyal masuk dari sensor maupun keluaran sinyal untuk pengendalian menjadi penting. Pengujian dapat berupa kalibrasi maupun uji fungsi.

4. Penukar Panas

Sistem penukar panas merupakan sistem yang berfungsi untuk memindahkan panas dari teras reaktor. Terdiri dari komponen yang sangat banyak, namun secara umum komponen yang harus diperhatikan adalah pemipaan, pompa, katup dan *Heat Exchanger* (HE). Karena sebagian besar komponen terbuat dari logam, maka deteksi cacat dan ketebalan menjadi penting. Metoda yang cairan penetran. Khusus untuk pompa, dikarenakan merupakan

komponen bergerak, maka perlu juga dilakukan *vibration test* (uji getaran).

5. Menara Pendingin

Menara pendingin berfungsi untuk membuang panas ke lingkungan yang diambil oleh pendingin air. Terdiri dari komponen pemipaan, pompa, katup, dan kolam.

6. Struktur Beton

Struktur berfungsi untuk mengungkung serta menahan radiasi agar tidak keluar.

Diperlukan uji kebocoran (*leak test*) untuk mengetahui apabila terdapat kebocoran.

Korelasi antara objek SSK penuaan dengan metode yang cocok digunakan dapat dilihat pada tabel 1. dibawah ini.

Tabel 1. SSK dan metode inspeksi yang dapat digunakan

SSK		Jenis Inspeksi	Spesifikasi Khusus Peralatan
Tangki Reaktor		Visual, Ultrasonik.	Tahan air, tahan radiasi.
Teras Reaktor	Bahan Bakar Nuklir	Visual.	Tahan air, tahan radiasi.
	Komponen teras	Visual, Ultrasonik.	
Sistem Instrumentasi Dan Kendali (SIK)		Kalibrasi, Uji Fungsi (Pengujian sensor, pengujian kanal pengukuran, pengujian sistem logik), infrared thermography.	
Penukar Panas	Pompa	Visual, vibration, thermography.	
	Pemipaan	Ultrasonik, <i>Magnetic Particle, liquid penetrant.</i>	
	Katup	Visual, <i>Magnetic Particle.</i>	
	<i>Heat Exchanger</i>	Visual, <i>Eddy Current.</i>	
Menara Pendingin	Pompa	Visual, Uji getar.	
	Pemipaan	Ultrasonik, <i>Magnetic Particle, liquid penetrant.</i>	
	Katup	Visual, <i>Magnetic Particle.</i>	
	Kolam	Uji kebocoran.	
Struktur Beton		Uji kebocoran, uji kekerasan.	

3.2. Mekanisme Pengawasan Penuaan
BAPETEN dalam menyikapi permasalahan penuaan dari ketiga

reaktor riset yang ada di Indonesia telah mengeluarkan Peraturan Kepala BAPETEN No. 8 tahun 2008 tentang

Ketentuan Keselamatan Manajemen Penuaan Reaktor Nondaya.

Selain itu, untuk memastikan keandalan dan keselamatan SSK reaktor akibat penuaan, dalam Peraturan kepala BAPETEN No. 5 Tahun 2011 tentang Ketentuan Perawatan Reaktor Nondaya Pasal 27 disebutkan tentang perlunya melaksanakan inspeksi in-service. Dalam melakukan inspeksi in-service ini BAPETEN selain dapat dilakukan sendiri juga dapat menggunakan bantuan dari pihak lain seperti TSO atau instansi pemerintah yang berkompeten.

Bila BAPETEN menggunakan TSO (*Technical Supporting Organization*) atau instansi pemerintah yang berkompeten dalam melakukan inspeksi in-service maka konsekuensinya antara lain:

- Diperlukan biaya yang besar untuk kontrak kerja;
- Tidak/kurang diperlukan untuk membeli peralatan inspeksi in-service;
- Dikerjakan oleh para ahli di bidangnya;
- Adanya kemungkinan kesulitan mencari TSO yang bersedia bekerja di daerah medan radiasi,

dan apabila ada yang bersedia kemungkinan perhitungan biaya operasional akan lebih besar dibanding apabila TSO bekerja di industri selain nuklir;

Bila BAPETEN melakukan inspeksi in-service secara mandiri maka :

- Tidak diperlukan biaya untuk kontrak kerja;
- Harus memiliki peralatan in-service sendiri;
- Harus menyediakan SDM dengan mengikuti training-training baik peralatan yang digunakan maupun evaluasi hasilnya;

Selain itu, BAPETEN perlu untuk melakukan penguatan terhadap peraturan mengenai penuaan instalasi nuklir terutama mengenai penuaan di INNR.

3.3. Kompetensi dan kualifikasi inspektur dalam melakukan pengawasan ageing

Inspeksi dan pengujian menggunakan metoda-metoda di atas harus dilakukan oleh inspektur yang memenuhi persyaratan khusus dalam penggunaan teknik dan menafsirkan hasilnya. Oleh karena itu, Inspektur harus memiliki sertifikasi NDT.

Personel NDT biasanya disertifikasi oleh perusahaan tempat personil itu bekerja atau badan lain untuk memenuhi kualifikasi tertentu yang telah ditetapkan. Sertifikasi pada dasarnya adalah proses pemberian kesaksian tertulis bahwa seorang individu memenuhi syarat untuk melakukan pekerjaan tertentu. Kualifikasi individu didasarkan pada pendidikan, tingkat pelatihan, pengalaman kerja, dan kemampuan untuk lulus tes visi. Di bidang NDT, sertifikasi ini sangat penting karena personel NDT sering kali harus membuat keputusan kritis yang dapat memiliki konsekuensi keselamatan dan/atau keuangan yang besar. Personil NDT memiliki kualifikasi yang mencakup:

- Pelatihan untuk mendapatkan pengetahuan yang diperlukan
- Pengalaman bekerja di bawah bimbingan orang berpengalaman
- Ujian kualifikasi untuk menunjukkan kompetensi yang telah dicapai
- Sertifikasi untuk mendokumentasikan demonstrasi kompetensi.

Personil NDT biasanya disertifikat dalam beberapa tingkatan

kompetensi yang berbeda dalam setiap metode NDT mereka bekerja. Tingkatannya antara lain Level I Limited, Level I, Level II, dan Level III. Sertifikasi dapat diperoleh untuk satu atau beberapa metode NDT.

3.4. Kondisi Inspektur Instalasi Nuklir Saat Ini

Berdasarkan Keputusan Kepala BAPETEN No. 460 tahun 2010 tentang Inspektur Keselamatan Nuklir - Badan Pengawas Tenaga Nuklir Tahun 2011, jumlah inspektur bidang IN adalah 47 orang yang tersebar di unit-unit kerja BAPETEN. Namun per Juli 2011 jumlah inspektur tersebut di atas berkurang 3 orang karena pensiun, meninggal dan tugas belajar, sehingga menjadi 44 orang. Sedangkan Inspektur bidang IN yang berada di DIIBN hanya sebanyak 10 orang.

Saat ini tidak satupun inspektur IN yang ada memiliki sertifikasi NDT. Walaupun secara kompetensi semuanya mampu masuk dalam sertifikasi NDT Level I, namun belum satupun inspektur pernah menerima pelatihan/training mengenai NDT secara mendetail. Oleh karenanya diperlukan pelatihan khusus bagi inspektur terkait penggunaan alat serta interpretasi hasilnya. Pelatihan dapat bersifat internal maupun

eksternal. Tidak semua inspektur harus memiliki sertifikasi tentu saja, namun harus terdapat beberapa orang inspektur yang mengerti NDT agar dapat melakukan inspeksi ageing secara memadai.

4. Kesimpulan

Dari hasil telaah dapat disimpulkan:

1. Badan pengawas perlu melakukan in-service inspection ke pemegang izin dalam rangka memastikan ditaatinya peraturan terkait penuaan.
2. Untuk dapat melakukan in-service inspection, badan pengawas perlu memilih metode inspeksi yang ada saat ini yaitu: *Visual Inspection, Liquid Penetrant, Magnetic Particle, Ultrasonic, Radiographic, Eddy Current, Acoustic Emission, Thermographic, Vibration Test* dan *Leak Test*. Penggunaan metode-metode tersebut disesuaikan dengan objek inspeksi.
3. Inspektur perlu dilengkapi dengan peralatan yang dibutuhkan dalam inspeksi in-service.
4. Inspektur perlu dilengkapi dengan skill dan pengetahuan

yang memadai, karena itu diperlukan pelatihan dan sertifikasi bagi para inspektur agar memenuhi persyaratan khusus dalam penggunaan teknik dan menafsirkan hasil inspeksi.

5. Badan pengawas dapat memilih dua opsi mekanisme inspeksi in-service, yaitu menggunakan TSO atau dilakukan secara mandiri.

Daftar Pustaka

- [1] Diah Hidayanti S., Sulistiyoningsih, Sudarto, "Kajian Manajemen Penuaan di INNRR Mengacu pada Konsep Manajemen Penuaan di Reaktor Nuklir", *Prosiding Seminar Keselamatan Nuklir 2011*.
- [2] BAPETEN. Peraturan Kepala BAPETEN No. 8 Tahun 2008 tentang Ketentuan Keselamatan Manajemen Penuaan Reaktor Non Daya. BAPETEN. Jakarta, 2008.
- [3] BAPETEN. Peraturan Kepala BAPETEN No. 5 Tahun 2011 tentang Ketentuan Perawatan Reaktor Non Daya. BAPETEN. Jakarta, 2008.
- [4] <http://cdm.unfccc.int/methodologies/PAMethodologies/tools/a>

m-tool-10-v1.pdf

[5] [http://www.ndt-ed.org/ About-NDT/ aboutndt.htm](http://www.ndt-ed.org/About-NDT/aboutndt.htm)

[6] [http://www.asnt.org/ publica-tions/materialseval/basics/ jul03-basics/ jul03basics.htm](http://www.asnt.org/publications/materialseval/basics/jul03-basics/jul03basics.htm)

[7] *Material Plant Safety Course*, “P-4, NDT Technology”, JAEA, Tsuruga, Jepang, 2011

TANYA JAWAB

1. Reno Alamsyah (BAPETEN)

Komentar: Dalam melakukan inspeksi *inservice*, bukan badan pengawas yang harus melakukan pemeriksaan NDT, tapi pihak pemegang ijin. Hasilnya harus dievaluasi oleh Bapeten.

Jawaban:

Dalam perka 8/2008 disebutkan bahwa yang melakukan implementasi program manajemen penuaan adalah pihak pemegang ijin. Namun badan pengawas harus memastikan bahwa pemegang ijin telah melaksanakan

program manajemen penuaan dengan baik.

2. Dedi Sunaryadi (BAPETEN)

- a. Apakah bila system inspeksi IN aspek penuaan nanti dijalankan, akan memerlukan peralatan?
- b. Bagaimana dengan Kualifikasi Inspektur?

Jawaban:

- a. Tentu bila dipilih opsi untuk melakukan Inspeksi InService oleh badan pengawas, maka tentunya akan diperlukan peralatan yang memadai.
- b. Dalam penggunaan peralatan, membaca dan menganalisa hasilnya tentunya memerlukan pengetahuan dan ketrampilan yang bias didapat dengan pelatihan dan pembelajaran

PENINGKATAN EFEKTIVITAS PENGAWASAN REAKTOR DAYA MELALUI KETENTUAN PERAWATAN

Wiryono, Rahmat Edhi Harianto, Anggoro Septilarso

Direktorat Perizinan Instalasi dan Bahan Nuklir,
Badan Pengawas Tenaga Nuklir, Jl. Gajah Mada No. 8 Jakarta 10120,
email: y.wiryono@bapeten.go.id, r.harianto@bapeten.go.id,
a.septilarso@bapeten.go.id

ABSTRAK

PENINGKATAN EFEKTIVITAS PENGAWASAN REAKTOR DAYA MELALUI KETENTUAN PERAWATAN. Salah satu pemanfaatan tenaga nuklir untuk kepentingan kesejahteraan manusia adalah dengan pengoperasian reaktor daya. Pengoperasian reaktor daya akan terjamin kesinambungannya apabila seluruh struktur, sistem dan komponen (SSK) mampu melakukan fungsi yang diembannya. Untuk memastikan hal tersebut, maka harus dilakukan perawatan yang memadai terutama terhadap SSK yang penting untuk keselamatan. SSK yang penting untuk keselamatan merupakan SSK yang menjadi bagian dari sistem keselamatan dan apabila gagal atau terjadi malfungsi menyebabkan terjadinya paparan radiasi terhadap pekerja atau anggota masyarakat. Perawatan yang memadai dapat dicapai dengan menerapkan ketentuan perawatan. Ketentuan perawatan memuat informasi mengenai pemilihan dan pemantauan SSK, evaluasi berkala, pengkajian dan manajemen risiko, kualifikasi dan pelatihan, penerapan program jaminan keandalan, dan penerapan ketentuan perawatan. Untuk memastikan bahwa perawatan terhadap SSK yang penting untuk keselamatan telah memenuhi ketentuan perawatan, maka perlu dilakukan evaluasi keselamatan. Dengan melakukan evaluasi keselamatan akan meningkatkan efektivitas pengawasan dalam pengoperasian reaktor daya. Makalah ini membahas evaluasi keselamatan melalui ketentuan perawatan guna meningkatkan efektivitas pengawasan dalam pengoperasian reaktor daya.

Kata kunci: efektivitas, ketentuan perawatan, SSK yang penting untuk keselamatan, reaktor daya

ABSTRACT

ENHANCING THE OVERSIGHT EFFECTIVENESS FOR THE POWER REACTORS USING MAINTENANCE RULE. One of the utilization of nuclear energy for the benefit of human welfare is the operation of power reactors. The sustainability of the operation of power reactors will be assured if all structures, systems and components (SSCs) are capable of performing the functions to which it designed. In order to fulfil this, adequate maintenance, especially for SSCs important to safety. SSCs importance to safety is the SSCs that are part of the safety system and if the failure or malfunction occurred might cause radiation exposure to workers or members of the public. Adequate maintenance can be achieved by applying the maintenance rule. Maintenance rule includes information on the selection and monitoring of SSCs, periodic evaluation, risk assessment and management, qualification and training, reliability assurance program implementation, and implementation of the maintenance rule. To ensure that the maintenance of SSCs important to safety has complied with maintenance rule, it is necessary to evaluate safety. Conducting the safety evaluation will enhance the effectiveness of oversight in the operation of power reactors. This paper describes safety evaluations using maintenance rule in order to enhance the effectiveness of oversight in the operation of power reactors.

Keywords: effectiveness, maintenance rule, SSCs importance to safety, power reactor

1. PENDAHULUAN

1.1. Latar Belakang

Salah satu pemanfaatan tenaga nuklir untuk kepentingan kesejahteraan manusia adalah dengan pengoperasian reaktor daya. Dalam pengoperasian reaktor daya berpotensi menimbulkan dampak dan bahaya radiasi yang cukup signifikan.

Dengan adanya potensi tersebut, maka diperlukan pengawasan untuk menjamin keselamatan pekerja, anggota masyarakat, dan lingkungan hidup. Pengawasan dilakukan mulai dari pemilihan tapak, konstruksi, pengoperasian, perawatan dan perbaikan sampai dengan dekomisioning^[1].

Salah satu bentuk kegiatan pengawasan dilaksanakan melalui kegiatan perizinan. Salah satu kegiatan perizinan adalah evaluasi keselamatan.

1.2. Tujuan

Makalah ini disusun untuk mengantisipasi pembangunan dan pengoperasian PLTN, dimana kegiatan perawatan penting dilakukan untuk memastikan berfungsinya struktur, sistem dan komponen (SSK).

Makalah ini membahas evaluasi keselamatan melalui ketentuan perawatan guna meningkatkan efektivitas

pengawasan dalam pengoperasian reaktor daya.

1.3. Metode

Metode yang digunakan dalam penulisan makalah ini adalah studi literatur terhadap dokumen 10 CFR 50.65, "*Requirements for Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants*", dan NUMARC 93-01 "*Industry Guidance for Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants*" serta beberapa dokumen terkait perawatan yang lain.

2. PERAWATAN REAKTOR

DAYA

2.1. Tinjauan Pustaka

Pengoperasian reaktor daya akan terjamin kesinambungannya apabila seluruh SSK mampu melakukan fungsi yang diembannya. Untuk memastikan hal tersebut, maka harus dilakukan perawatan yang memadai terutama terhadap SSK yang penting untuk keselamatan. SSK yang penting untuk keselamatan merupakan SSK yang menjadi bagian dari sistem keselamatan dan SSK yang apabila gagal akan mempengaruhi keselamatan^[2].

Sedangkan sistem keselamatan disediakan untuk menjamin *shutdown*

dengan selamat, atau pemindahan panas sisa dari teras, atau untuk membatasi dampak kejadian operasi terantisipasi dan kecelakaan dasar desain.

Berdasarkan data statistik dari *Institute of Nuclear Power Operations* (INPO), penyebab kegagalan pada PLTN di Amerika adalah 40% akibat kesalahan manusia, 30% akibat kelemahan teknis, dan 30% akibat pekerjaan perawatan^[3].

Pada 10 Juli 1991, Ketentuan Perawatan telah dipublikasikan oleh *U.S. Nuclear Regulatory Commission* (NRC) dalam *Federal Register* sebagai 10 CFR 50.65, "*Requirements for Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants*"^[4]. Ketentuan Perawatan mensyaratkan bahwa pemegang izin harus memantau kinerja atau kondisi SSK yang penting untuk keselamatan sesuai dengan tujuan untuk memastikan bahwa SSK tersebut tetap terpelihara sehingga mampu melakukan fungsi keselamatan^[5]. Ketentuan perawatan ini disusun untuk menyediakan kerangka kerja pengawasan bagi NRC untuk mengevaluasi efektivitas program perawatan yang dilakukan oleh pemegang izin^[6].

Untuk memenuhi persyaratan dari NRC tersebut, *Nuclear Energy Institute* (NEI) melalui Kelompok Kerja Perawatan yang tergabung dalam *Nuclear Management and Resources Council* (NUMARC) telah menyediakan pedoman bagi pemegang izin dengan menerbitkan NUMARC 93-01 "*Industry Guidance for Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants*"^[7].

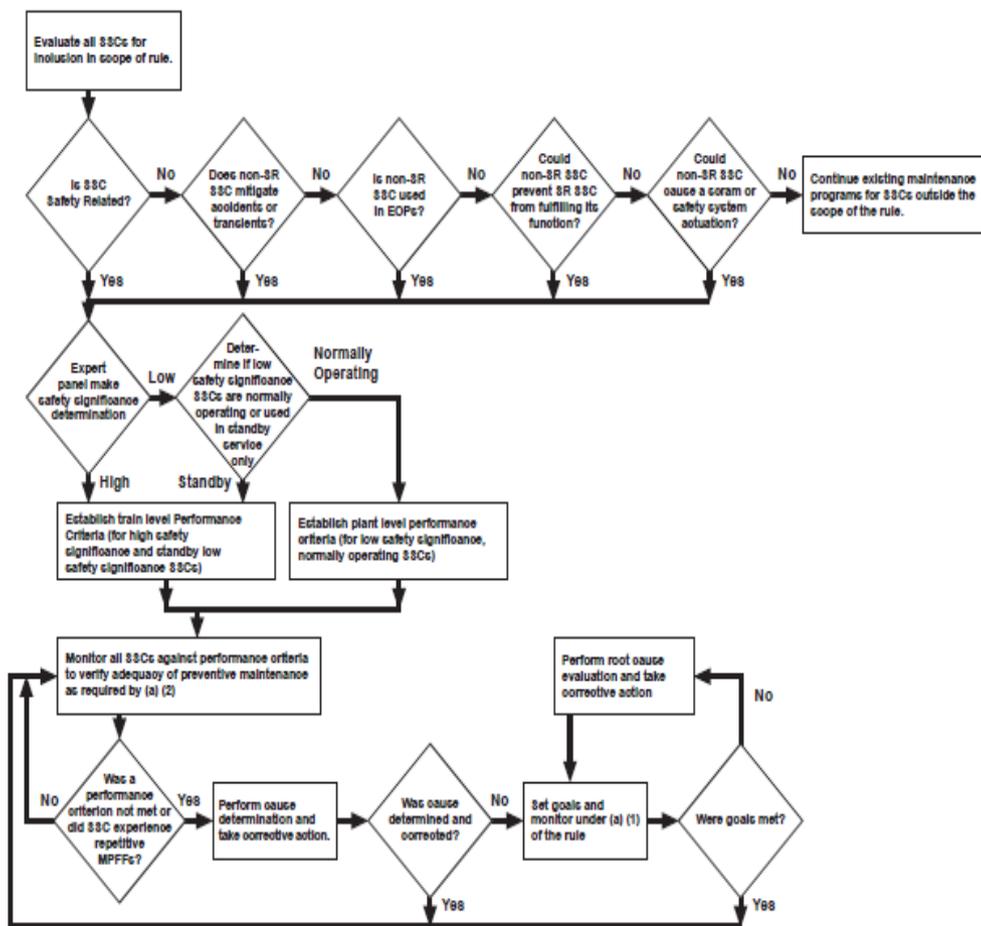
Ketentuan perawatan memuat informasi mengenai pemilihan dan pemantauan SSK, evaluasi berkala, pengkajian dan manajemen resiko, kualifikasi dan pelatihan, penerapan program jaminan keandalan, serta penerapan ketentuan perawatan.

Untuk memastikan bahwa perawatan terhadap SSK yang penting untuk keselamatan telah memenuhi ketentuan perawatan, maka perlu dilakukan evaluasi keselamatan. Dengan melakukan evaluasi keselamatan akan meningkatkan efektivitas pengawasan dalam pengoperasian reaktor daya.

2.2. Ketentuan Perawatan

Berdasarkan pedoman pemantauan efektivitas perawatan pada NUMARC 93-01, proses implementasi Ketentuan Perawatan adalah sebagai berikut:

1. Proses untuk melakukan pemilihan SSK. Uraian mengenai proses pemilihan SSK yang ditunjukkan pada Gambar 1 berisi informasi mengenai:
 - a. Identifikasi SSK
 - b. Proses untuk menentukan SSK yang penting untuk keselamatan
 - c. Kriteria sistem keselamatan
 - d. Kriteria sistem terkait-keselamatan.
 - e. Proses untuk menentukan jenis dan level pemantauan
2. Program untuk memantau kinerja atau kondisi SSK. Uraian mengenai pemantauan SSK berisi informasi mengenai:
 - a. Proses untuk menetapkan tujuan pemantauan kinerja atau kondisi SSK.
 - b. Proses untuk menetapkan tindak lanjut terhadap SSK.
 - c. Penggunaan pengalaman operasi.
3. Program untuk evaluasi berkala. Uraian mengenai evaluasi berkala berisi informasi mengenai:
 - a. Penjadwalan kegiatan evaluasi pelaksanaan Ketentuan Perawatan
 - b. Pendokumentasian, review, persetujuan dan implementasi hasil evaluasi berkala.
 - c. Penyesuaian untuk mencapai keseimbangan antara keandalan dan ketersediaan.
 - d. Penggunaan pengalaman operasi.
4. Program pengkajian risiko dan manajemen perawatan. Uraian berisi informasi mengenai:
 - a. Penetapan ruang lingkup SSK. Pengkajian dan manajemen risiko selama perencanaan kerja, mencakup sekurang-kurangnya penggunaan pendekatan kualitatif dan kuantitatif, dasar-dasar dan kategori risiko sebelum instalasi dibangun, fungsi keselamatan, tindakan pengelolaan risiko, ketentuan mengenai rencana pengelolaan risiko.
 - b. Pengkajian dan manajemen risiko terhadap perubahan situasi perawatan dan kondisi instalasi.

Gambar 1: Proses Pemilihan SSK dalam Implementasi Ketentuan Perawatan^[8]

5. Program untuk pelatihan dan kualifikasi. Uraian berisi informasi mengenai seleksi, kualifikasi dan pelatihan personil yang bertanggung jawab terkait dengan Ketentuan Perawatan.
6. Penerapan program jaminan keandalan. Uraian berisi informasi mengenai keterkaitan dan antar-muka antara Ketentuan Perawatan dan Program Jaminan Keandalan.
7. Penerapan ketentuan perawatan. Uraian berisi informasi mengenai

rencana atau proses untuk menerapkan Ketentuan Perawatan, termasuk urutan dan jadwal untuk penetapan unsur-unsur program, serta waktu dimulainya pemantauan kinerja atau kondisi SSK.

3. PEMBAHASAN

Untuk menjamin keselamatan pekerja, anggota masyarakat, dan lingkungan hidup dalam pengoperasian reaktor daya, maka harus dipastikan bahwa perawatan terhadap SSK yang

penting untuk keselamatan telah dilakukan sesuai dengan ketentuan perawatan.

Untuk memastikan bahwa pemohon telah menerapkan Ketentuan Perawatan, maka evaluator keselamatan nuklir BAPETEN harus melakukan evaluasi keselamatan terhadap setiap unsur utama Ketentuan Perawatan sebagai berikut:

1. Pada saat pemohon melakukan pemilihan SSK, maka evaluator harus memastikan bahwa pemohon telah:
 - a. menguraikan proses untuk identifikasi SSK, yang mencakup SSK terkait-keselamatan dan Sistem Keselamatan.
 - b. menguraikan proses untuk menentukan klasifikasi SSK yang signifikan terhadap keselamatan, termasuk penilaian risiko atau penentuan tingkat kepentingan, pengalaman operasi, informasi pemasok, lingkup program jaminan keandalan tahap desain dan faktor lain. Uraian harus memuat kriteria pemeringkatan risiko terhadap komponen pasif dalam desain instalasi baru.

- c. menetapkan kriteria sistem keselamatan.
- d. menetapkan kriteria sistem terkait-keselamatan.
- e. menguraikan proses untuk menentukan jenis dan level pemantauan.

2. Pada saat pemohon melakukan pemantauan SSK, maka evaluator harus memastikan bahwa pemohon telah:

- a. menguraikan proses untuk menetapkan tujuan pemantauan kinerja atau kondisi SSK, termasuk memastikan tujuan pemantauan dan berdasar pada pengalaman operasi.
- b. menguraikan proses untuk menetapkan tindak lanjut terhadap SSK yang tidak memenuhi tujuan beserta tindakan perbaikannya.

Evaluator harus memastikan bahwa pemohon telah menguraikan tindakan perbaikan secara menyeluruh dan tepat waktu dengan cara:

- (1) mengatasi penyebab utama penurunan kinerja atau kondisi,
- (2) disesuaikan dengan tingkat keparahan, dan

- (3) menetapkan upaya pencegahan, termasuk perubahan yang diperlukan dalam perawatan, prosedur dan pelatihan.

Evaluator harus memastikan bahwa pemohon telah menguraikan evaluasi mengenai kegagalan terhadap penerapan ketentuan perawatan.

Evaluator harus memastikan bahwa pemohon telah menguraikan proses untuk menyusun kriteria kinerja atau kondisi yang digunakan untuk menunjukkan bahwa SSK secara efektif dikendalikan melalui kinerja perawatan pencegahan yang memadai.

Evaluator harus memastikan bahwa pemohon telah menguraikan bahwa kriteria kinerja:

- (1) selaras dengan keselamatan dan praktik rekayasa,
- (2) mempertimbangkan pengalaman operasi, serta
- (3) dapat dicapai dan cukup sensitif terhadap penurunan kinerja SSK

sehingga pemenuhan terhadap kriteria kinerja tersebut menunjukkan kendali efektif ter-

hadap kinerja SSK melalui perawatan pencegahan sehingga SSK tetap mampu melakukan fungsinya.

Evaluator harus memastikan bahwa pemohon telah menguraikan efektivitas pengendalian kinerja SSK, termasuk pemantauan kondisi SSK pasif dan SSK yang tidak boleh gagal.

Untuk kriteria kinerja keandalan, evaluator harus memastikan bahwa pemohon telah menguraikan proses untuk menetapkan dan menentukan, serta menangani kegagalan fungsi.

Untuk kriteria kinerja ketersediaan, evaluator harus memastikan bahwa pemohon telah menguraikan proses untuk menetapkan dan menjajaki ketersediaan atau ketidaktersediaan, termasuk alasan pengecualiannya.

Untuk kriteria pemantauan kondisi, evaluator harus memastikan bahwa pemohon telah menguraikan proses untuk perawatan prediktif, misalnya pemantauan dengan menggunakan

sensor, surveilan, penelusuran dan penentuan kecenderungan, tingkat tindakan yang akan dilakukan.

Evaluator harus memastikan bahwa pemohon telah menguraikan proses untuk tindak lanjut terhadap SSK yang efektivitas kendali kinerja atau kondisinya tidak ditunjukkan (termasuk yang tidak memenuhi kriteria kinerja atau kriteria pemantauan kondisi).

Evaluator harus memastikan bahwa pemohon telah menguraikan proses untuk mengidentifikasi dan perlakukan SSK yang dikategorikan dalam status “*run to failure*”.

- c. mempertimbangkan pengalaman operasi dan praktik rekayasa untuk memperbaiki kinerja atau kondisi SSK.
3. Pada saat pemohon melakukan evaluasi berkala, maka evaluator harus memastikan bahwa pemohon telah:
 - a. menjadwalkan evaluasi berkala terhadap kegiatan pemantauan kinerja atau kondisi SSK dan kegiatan perawatan perbaikan sekurang-kurangnya setiap per-
 - gantian bahan bakar dengan interval waktu evaluasi tidak melebihi 24 bulan.
- b. Menguraikan pendokumentasian, review, persetujuan dan implementasi hasil evaluasi berkala.
- c. menguraikan upaya untuk memastikan bahwa tujuan dari pencegahan kegagalan SSK melalui perawatan seimbang dengan tujuan untuk minimalisasi waktu ketidakterseediaan SSK yang disebabkan oleh pemantauan atau perawatan pencegahan.
- d. mempertimbangkan pengalaman operasi dan praktek rekayasa untuk memperbaiki kinerja atau kondisi SSK.
4. Pada saat pemohon melakukan pengkajian dan manajemen risiko, maka evaluator harus memastikan bahwa pemohon telah:
 - a. menetapkan ruang lingkup SSK yang akan dicakup dalam pengkajian risiko.
 - b. menguraikan sekurang-kurangnya penggunaan pendekatan kualitatif dan kuantitatif, dasar-dasar dan kategori risiko sebelum instalasi dibangun,

- fungsi keselamatan, tindakan pengelolaan risiko, ketentuan mengenai rencana pengelolaan risiko.
- c. melakukan pengkajian dan manajemen risiko terhadap kondisi akibat perubahan situasi perawatan dan kondisi instalasi.
5. Pada saat pemohon menetapkan kualifikasi dan pelatihan, maka evaluator harus memastikan bahwa pemohon telah menjelaskan tentang seleksi, kualifikasi dan pelatihan personil yang bertanggung jawab dalam perawatan. Evaluator harus memastikan bahwa pemohon telah menetapkan pelatihan selaras dengan tanggung jawab ketentuan perawatan, proses yang dilakukan oleh panel ahli, operasi, rekayasa, perawatan, perizinan dan manajemen instalasi.
6. Pada saat pemohon menetapkan penerapan program jaminan keandalan, maka evaluator harus memastikan bahwa pemohon telah menguraikan hubungan dan antarmuka antara ketentuan perawatan dan program jaminan keandalan. Apabila ketentuan perawatan akan digunakan dalam rangka menerapkan jaminan keandalan, bersamaan dengan program jaminan kualitas dan program perawatan serta surveilans, maka evaluator harus memastikan bahwa pemohon telah menguraikan bahwa seluruh SSK di dalam program jaminan keandalan tercakup dalam kategori *high safety significant* dari ketentuan perawatan.
7. Pada saat pemohon menerapkan ketentuan perawatan, maka evaluator harus memastikan bahwa pemohon telah menetapkan rencana atau proses untuk menerapkan ketentuan perawatan, termasuk urutan dan jadwal untuk penetapan unsur-unsur dalam program, serta waktu dimulainya pemantauan kinerja atau kondisi SSK. Evaluator juga harus memastikan bahwa pemohon telah menjamin bahwa ketentuan perawatan dilaksanakan sebelum pemuatan bahan bakar.
- Dengan melakukan evaluasi keselamatan terhadap setiap unsur utama dalam Ketentuan Perawatan tersebut, maka dapat dipastikan bahwa perawatan terhadap SSK yang penting untuk keselamatan telah dilakukan sesuai dengan Ketentuan Perawatan, sehingga dapat meningkatkan efek-

tivitas pengawasan dalam pengoperasian reaktor daya.

4. KESIMPULAN

1. Perawatan yang efektif dicapai melalui penerapan ketentuan perawatan.
2. Ketentuan perawatan digunakan untuk memantau keandalan dan ketersediaan SSK yang penting untuk keselamatan.
3. Ketentuan perawatan digunakan untuk menilai dan mengelola risiko dari kegiatan perawatan.
4. Evaluasi keselamatan dilakukan untuk memastikan perawatan SSK yang penting untuk keselamatan memenuhi ketentuan perawatan.
5. Evaluasi keselamatan berguna untuk meningkatkan efektivitas pengawasan dalam pengoperasian reaktor daya.

DAFTAR PUSTAKA

- [1]. Peraturan Pemerintah Republik Indonesia Nomor 43 Tahun 2006 tentang Perizinan Reaktor Nuklir, Jakarta, 2006.
- [2]. IAEA Safety Standards, No. NS-R-4, "Safety of Research Reactors", Vienna, 2005.
- [3]. Manna, Giustino, "Human and

Organisational Factors in Maintenance of NPPs, JRC Scientific and Technical Reports, 2008.

- [4]. USNRC RG 1.206, "Combined License Applications for Nuclear Power Plants (LWR Edition)", The U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2007.
- [5]. Federal Register, Rules and Regulations, 10 CFR 50.65, "Requirements for monitoring the effectiveness of maintenance at nuclear power plants", Vol. 53, No. 56, p. 9340.
- [6]. USNRC NUREG-0800, "Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants (LWR Edition)", The U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1996.
- [7]. NUMARC 93-01 Revision 2, "Industry Guideline for Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants", The Nuclear Energy Institute, 1996.
- [8]. <http://www.nrc.gov/reactors/operating/experience/maintenane/effectiveness-files/-mrchart.pdf>

TANYA JAWAB

1. As Natio Lasman (BAPETEN)

Bagaimana dengan MPFF yang terjadi?

Jawaban:

Kejadian keberulangan MPFF merupakan indikasi yang digunakan melihat bahwa SSR yang telah ditetapkan masuk dalam perawatan pencegahan, tetapi pada saat beroperasi sering terjadi kegagalan sehingga tidak memenuhi criteria lagi dan diperlukan tindakan perbaikan. Apabila telah dilakukan perbaikan kemudian dilakukan pemantauan SSK dalam perawatan pencegah untuk memastikan terpenuhi criteria kinerja (keandalan dan ketersediaan)

2. Khoirul Huda (BAPETEN)

Apakah dalam melakukan perawatan SSK mempertimbangkan waktu pengoperasian?

Jawaban:

Penagalaman Operasi Instalasi termasuk waktu operasi selalu dipertimbangkan baik dalam pemantauan kinerja atau kondisi SSK, maupun dalam evaluasi berkala dalam penerapan ketentuan/perawatan terhadap perawatan SSK yang penting untuk keselamatan.

3. Dedi Sunaryadi (BAPETEN)

Proses pemilihan SSK digunakan untuk apa?

Jawaban:

Pemilihan SSK yang penting untuk keselamatan yang memuat SSK terkait keselamatan dan system keselamatan yang akan dimasukkan dalam “Perawatan Pencegahan” yang dapat membedakan criteria kinerja (keandalan dan ketersediaan) baik pada level instalasi maupun level komponen. Dan apabila SSK tersebut ternyata tidak mampu melakukan fungsinya maka akan dilakukan tindakan perbaikan dengan mencari penyebabnya kemudian dilakukan pemantauan terhadap SSK tersebut lalu perawatan pencegahan terhadap criteria kinerja (keandalan dan ketersediaan)

4. Nur Syamsi Syam (BAPETEN)

Harap dijelaskan proses untuk menentukan SSK yang penting untuk keselamatan, beserta criteria system keselamatan, criteria system terkait-keselamatan

Jawaban:

Proses untuk menentukan SSK yang penting untuk keselamatan dengan prinsip bahwa SSK tersebut jika terjadi kegagalan dapat menyebabkan paparan radiasi, SSK yang dapat mencegah kejadian AOO yang dapat mengarah

pada kondisi kecelakaan (DBA-BDBA) dan SSK yang memitigasi konsekuensi kegagalan SSK. Kriteria Sistem Keselamatan adalah bahwa system tersebut mampu melakukan shutdown secara selamat. Sedangkan system terkait keselamatan merupakan bagian dari system yang penting untuk keselamatan yang melakukan fungsi diluar system keselamatan

IMPLEMENTASI *BEHAVIOUR BASE SAFETY* DI INSTALASI ELEMEN BAKAR EKSPERIMENTAL - PTBN BATAN

Nudia Barenzani

PTBN-BATAN Kawasan PUSPIPTEK Serpong

e-mail: nudia@batan.go.id

ABSTRAK

IMPLEMENTASI *BEHAVIOUR BASE SAFETY* (BBS) DI INSTALASI ELEMEN BAKAR EKSPERIMENTAL - PTBN BATAN. Program *Behaviour Base Safety* (*BBS*) atau Perilaku Berbasis Keselamatan telah mulai di terapkan di Instalasi Elemen Bakar Eksperimental (IEBE) – PTBN BATAN, Penerapan program keselamatan tersebut bertujuan agar potensi kejadian dapat diturunkan bahkan mungkin dapat dihindari (*zero accident*). Pengendalian BBS dilakukan dalam litbangyasa maupun administratif di lingkungan IEBE, sehingga diharapkan dapat mengurangi bahaya yang melekat dalam setiap kegiatan. Sistem keselamatan dalam fasilitas nuklir telah direkayasa secara intensif, dievaluasi, didokumentasikan, dan dimonitor secara teratur untuk operabilitas dan kinerja. Bahaya utama yang terkait dalam instalasi nuklir adalah bahaya radiologis, kimia, fisis dan mekanik. Potensi bahaya tersebut harus terkontrol dengan baik untuk meminimalkan risiko bagi pekerja, masyarakat dan lingkungan. Dalam upaya untuk meningkatkan kesadaran keselamatan dan untuk mengurangi tingkat kejadian dan insiden, program BBS berfokus pada identifikasi dan eliminasi perilaku tidak aman. Pekerja benar-benar harus memahami potensi bahaya yang mungkin timbul dalam pekerjaan dan tempat kerja dan mengurangi resiko bahaya tersebut. Pekerja dilatih tentang bagaimana melakukan pengamatan keselamatan dan keamanan dengan cara diberikan bimbingan pada perilaku spesifik (*unsafe behavior*). Hasil dari program ini walaupun belum terwujudnya nihil kejadian, tapi dapat mengurangi jumlah kejadian yang pada tahun 2009 mencapai 8 kasus, mengalami penurunan menjadi 3 kasus pada tahun berikutnya dan terjadi 6 kasus minor pada tahun 2011. Program ini juga di perkuat dengan menjaga kontinuitas briefing pagi keselamatan, penyusunan *Job Safety Hazard Analysis* (*JHA*) dan *Work Place Hazard Analysis* (*WHA*) sebelum melakukan pekerjaan, sertifikasi bagi operator dan supervisor, kaji diri terhadap budaya keselamatan dan lain lain. Program-program ini diharapkan bersifat efektif dapat menurunkan tingkat kejadian dan akan keberlanjutan jangka panjang.

Kata kunci : *Behavior Base Safety*, IEBE, nihil kecelakaan

ABSTRACT

IMPLEMENTATION *BEHAVIOUR BASE SAFETY* (BBS) IN THE EXPERIMENTAL FUEL ELEMENT INSTALLATION-PTBN BATAN. *Behavior Base Safety Program (BBS) program has begun to be implemented in Experimental Fuel Element Installation (IEBE) - PTBN BATAN. The objectives of this program is to reduce of the potential for accidents, and even possibly to reach zero accident. Control BBS made in R & D and administrative in IEBE activities. Safety systems in nuclear facilities have been extensively engineered, evaluated, documented, and monitored regularly for operability and performance. The main potential hazards involved in nuclear installations are the radiological, chemical, physical and mechanical. The Potential hazards should be controlled properly to minimize risk to workers, communities and the environment. In an effort to increase safety awareness and to reduce accidents and incidents, BBS program focuses on the identification and elimination of unsafe behavior. Workers really need to understand the potential hazards that may arise in the work and the workplace. Workers are trained on how to conduct observations of safety and security by the guidance provided on specific behaviors (unsafe behavior) that need attention. The results of this program, although not yet the*

realization of zero accidents, but can reduce the number of incidents from 8 cases in 2009 became 3 cases fell into the following year and there were 6 cases minor in 2011. The program also strengthened by maintain continuity in the morning safety briefing, preparation of Job Safety Hazard Analysis (JHA) and the Work Place Hazard Analysis (WHA) before doing the work, certification of operators and supervisors, review of safety culture, etc. These programs are expected to be effective to reduce the incident rate and will be long-term sustainability.

Keywords: Behavior Base Safety, IEBE, zero accident

1. PENDAHULUAN

Sesuai dengan tugas pokok dan fungsinya, kegiatan prioritas BATAN yang akan dilaksanakan PTBN adalah Pengembangan Teknologi Bahan Bakar Nuklir. Instalasi Elemen Bakar Eksperimental (IEBE) adalah salah satu instalasi yang ada di PTBN mempunyai fungsi pokok untuk melakukan kegiatan penelitian dan pengembangan uranium alam menjadi berderajat nuklir dan konversi *yellow cake* menjadi UO_2 .

Bahaya utama yang terkait dengan fasilitas nuklir seperti IEBE adalah bahaya kimia dan bahan radioaktif yang harus terkontrol dengan baik untuk meminimalkan resiko di tempat kerja maupun publik. Disamping bahaya kimia dan radioaktif, potensi bahaya yang mungkin timbul adalah cedera fisik atau ergonomis di alam. Dalam upaya untuk meningkatkan kesadaran keselamatan dan untuk mengurangi kejadian dan insiden, perlu mulai diterapkan *Behaviour Base Safety*

(BBS) yaitu perilaku berbasis keselamatan yang berfokus pada identifikasi sebuah penghapusan perilaku tidak selamat (*unsafe*). Pekerja dilatih bagaimana melakukan pengamatan keselamatan dan keamanan dan memberikan panduan tentang perilaku khusus sebagai catatan. Observasi terstruktur tidak berdampak pada beban kerja dan dapat dilaksanakan oleh seluruh pekerja di IEBE pada khususnya dan PTBN pada umumnya.

Penerapan BBS bertujuan untuk menurunkan tingkat kejadian / insiden, sehingga kejadian yang serius yang diakibatkan bahan kimia dan bahan radioaktif jarang terjadi. Cedera fisik seperti luka, goresan, keseleo, dan lain lain menjadi berkurang atau bahkan mencapai nihil kejadian (*zero accident*).

Metodologi yang dilakukan yaitu melatih pekerja tentang bagaimana melakukan pengamatan keselamatan dan keamanan dengan cara diberikan bimbingan pada perilaku spesifik

(*unsafe behavior*). Dalam hal ini pekerja mampu melakukan pengamatan dan menegur rekan kerjanya agar selalu berlaku selamat. Disamping itu untuk mengurangi angka kejadian akibat pekerjaan juga dilakukan program-program lainnya yaitu menjaga kontinuitas briefing pagi keselamatan, Penyusunan *Job Hazard Analysis (JHA)* dan *Work place Hazard Analysis (WHA)* sebelum melakukan pekerjaan, sertifikasi bagi operator dan supervisor, kaji diri terhadap budaya keselamatan dan lain lain.

Penerapan program-program ini di harapkan efektif dapat menurunkan tingkat kejadian dan akan berkelanjutan pada angka panjang^[1]

2. DASAR TEORI

2.1 Filosofi Keselamatan Fasilitas nuklir

Fasilitas nuklir seperti IEBC telah dirancang untuk memberikan perlindungan yang paling efektif dari bahaya bahan radioaktif, melalui desain arsitektur dan struktural dan memberlakukan zona tekanan diferensial, *High Efficiency Particulate Air (HEPA)* filtrasi, kotak sarung tangan dan penahan radiasi dalam desain fasilitas. Prosedur administratif

dapat meningkatkan keamanan pasif fitur dengan identifikasi kontrol daerah radiologis, program pemantauan rutin, penggunaan pakaian pelindung bagi personil yang bekerja dan mematuhi instruksi kerja secara terperinci. Keselamatan ekstensif berupa kontrol dokumen keselamatan dan mengevaluasi untuk memastikan bahwa kondisi fasilitas memenuhi ketentuan batas rilis tidak terlampaui.

Semua operasi dilakukan di dalam fasilitas harus dilakukan secara aman dan selamat. Personil yang berkompeten merupakan kunci untuk keberhasilan program IEBC, dan keamanan tidak terkecuali. Rencana pelatihan individu ditetapkan berdasarkan penugasan. Personil harus mengetahui potensi bahaya dan risiko yang mereka hadapi, dan pelatihan dirancang untuk memperkuat pemahaman mereka. Operator / Teknisi berpartisipasi dalam usaha untuk evaluasi dan mengidentifikasi potensi bahaya yang melekat dalam kegiatan kerja. Hal tersebut untuk mengurangi atau bahkan untuk menghilangkan tingkat risiko yang akan diterima jika bahaya terjadi. Analisis bahaya didokumentasikan dan memberikan dasar untuk pengembangan instruksi

kerja yang digunakan dalam melakukan pekerjaan. Personil terlatih dan memenuhi syarat dalam menganalisa bahaya di tempat kerja (*WHA - Work Place Hazard Analysis*) maupun bahaya akibat pekerjaan (*JHA - Job Hazard Analysis*). Selain pelatihan kelas, personil yang baru dibimbing oleh operator yang berpengalaman sebelum diperbolehkan untuk bekerja secara independen dan kegiatan yang mempunyai resiko selalu memerlukan sedikitnya dua orang untuk melakukan. Penerapan BBS bertujuan untuk menurunkan tingkat kejadian / insiden, sehingga keadaan yang serius yang diakibatkan bahan kimia dan bahan radioaktif jarang terjadi. Cedera fisik berupa luka, goresan, keseleo, dan lain lain menjadi berkurang. Untuk mencapai dan mempertahankan rendah kejadian atau bahkan nihil kejadian (*zero incident*), menjadi jelas bahwa pendekatan baru untuk keamanan dan keselamatan harus digunakan yang akan mengubah persepsi lama terhadap keselamatan dan akan menghasilkan perubahan mendasar dalam perilaku dan sikap terhadap keselamatan.

2.2 Pelacakan kejadian dan insiden

Kecelakaan didefinisikan sebagai suatu insiden yang menimbulkan cedera atau gangguan kesehatan atau kematian pada personil / pekerja dan atau masyarakat sekitar. Sedangkan insiden yang tidak menimbulkan cedera / gangguan kesehatan/kematian/kerusakan properti di sebut kejadian nyaris celaka (*near miss*).

Sistem independen digunakan untuk melacak kejadian dan insiden di IEBE seperti bahaya radiologi yaitu exposure paparan gamma, kontaminasi radiasi dengan bahan radioaktif, eksposur bahan kimia dan cedera fisik terjadi pada pekerjaan. Database digunakan untuk mencatat informasi yang berhubungan dengan cedera dan dokumen faktual informasi mengenai insiden, analisis akar-masalah, dan melacak tindakan korektif. Tidak saling menyalahkan, mempertanyakan akar masalah dilakukan sesegera mungkin setelah kejadian untuk mendapatkan informasi yang akurat, diperlukan investigasi menyeluruh dan mengambil tindakan untuk mencegah terulangnya kejadian. Informasi ini juga ditampilkan di laboratorium IEBE sebagai

pembelajaran keselamatan fasilitas. Jika insiden itu cukup serius, pelaporan disampaikan ke tingkat yang lebih tinggi. Tingkat kejadian dihitung berdasarkan satu tahun-berjalan rata-rata.

2.3 Filosofi Perilaku Berbasis Keselamatan

Pendekatan perilaku berbasis keselamatan telah menjadi cara yang populer untuk mengelola orang-orang dari sisi keselamatan. Pendekatan pada awalnya dikembangkan seputar apa yang memotivasi dan memperkuat orang untuk berperilaku selamat.

Tujuan Perilaku Berbasis Keselamatan:

1. Untuk mendorong karyawan aktif berpartisipasi dalam program keselamatan
2. Untuk mendorong perilaku aman dan mencegah perilaku yang tidak aman pada individu karyawan dalam setiap unit kerja.

Upaya yang diperlu dilakukan dalam mencapai tujuan tersebut adalah memberikan motivasi karyawan, penghargaan dan sanksi berdasarkan audit / observasi perilaku keselamatan. Pengakuan perlu diberikan sekali per tahun di unit kerja IEBE.

Karyawan dapat dinominasikan oleh rekan kerja, petugas keselamatan, supervisor, kepala kelompok dan atasan langsung. Seorang karyawan yang paling mewakili memberikan dampak, aktif positif pada program keselamatan dipilih sebagai "Pengakuan Karyawan Keselamatan".

2.3.1 Pedoman Perilaku Berbasis Keselamatan :

a. Perilaku Keselamatan Positif mengubah cara agar para karyawan melakukan tugas sesuai prosedur kerja, mengingatkan rekan kerja untuk mengambil tindakan pencegahan apabila rekan kerja berlaku tidak selamat (*unsafe*), secara konsisten memakai peralatan pelindung diri yang sesuai dan mematuhi prosedur keselamatan, mengingatkan dan tetap memotivasi rekan kerja bahwa mereka harus mengenakan pelindung diri yang tepat dan sesuai, dan memberikan umpan balik kepada supervisor bahwa beberapa karyawan tidak mengikuti keselamatan dan keamanan kerja.

b. Perilaku Keselamatan Negatif, tidak memakai alat pelindung diri yang tepat dan sesuai atau menggunakan peralatan keselamatan umum, tidak mengikuti program/prosedur keselamatan, mengambil jalan pintas, dan lain lain.

Perilaku ini dianggap tidak dapat diterima dalam bekerja di instalasi nuklir. Mereka mencerminkan perilaku negatif pada IEBE secara keseluruhan.

2.3.2 Pengamatan *Behavior Base Safety*

Penerapan terhadap pengalaman sehari-hari seseorang yang bermanfaat dalam rangka proses pengamatan berbasis pada keselamatan dirancang untuk melibatkan pekerja dalam pelaksanaan keselamatan mereka sendiri. Proses didasarkan pada tindakan sederhana yaitu pekerja mengamati pekerja lain dan memberikan umpan balik untuk perilaku aman dan selamat. Pengamatan biasanya dilakukan selama 10 sampai 15 menit, observasi dilakukan dengan tidak mencantumkan nama. Seorang calon pengamat membutuhkan waktu setidaknya 2 hari pelatihan tentang bagaimana melakukan pengamatan:

- a. Pengamat menggunakan inventarisasi perilaku kritis dan lembar data perilaku beresiko;
- b. Mengikuti observasi, pengamat memberikan umpan balik kepada pekerja dan memungkinkan pekerja untuk mengomentari umpan balik;

c. Data pengamatan dimasukkan ke dalam database untuk analisis dan pemecahan masalah;

Asumsi bahwa untuk setiap kecelakaan pasti ada personil melakukan perilaku berisiko. Ketika para perilaku berisiko berkurang, kemungkinan cedera berkurang juga. Sebuah pendekatan yang berhasil tidak harus menyiratkan bahwa pekerja tersebut bermasalah, bahkan perlu dilakukan pendekatan dua arah untuk mendapatkan solusi yang tepat. Pekerja yang biasanya melakukan perilaku tidak aman karena hambatan kerja seringkali memaksa pekerja dalam arah yang bertentangan.

Berikut ini hambatan-hambatan yang dikategorikan sebagai berikut :

a. Respon Bahaya

Pekerja tidak memiliki keterampilan memadai atau pengetahuan yang cukup atau tidak menyadari bahwa situasi pekerjaannya mempunyai potensial risiko. Pekerja mungkin cukup terlatih dan berpengalaman namun tidak memperdulikan potensi bahaya/risiko.

b. Sistem Organisasi

Situasi yang berisiko adalah salah satu hasil dari sebuah sistem organisasi. Ketika sistem tidak efisien, maka karyawan akan menghindari atau

mereka mungkin menemukan cara sendiri.

c. Hadiah/Pengakuan

Perilaku beresiko didorong (perilaku *unsafe*) sebagai akibat dari kurangnya penghargaan dan pengakuan dari atasan. sehingga menyebabkan karyawan mengabaikan sikap kritis terhadap keselamatan.

d. Sarana dan Peralatan

Tugas dilakukan pada kondisi beresiko/sulit untuk melakukannya dengan aman karena desain peralatan, kurangnya pemeliharaan yang memadai, atau alat tersedia atau peralatan yang dibutuhkan untuk melakukan pekerjaan tidak aman.

e. Perselisihan antar pekerja.

Perilaku beresiko berasal dari tidak adanya kesepakatan tentang cara yang aman untuk melakukan pekerjaan.

f. Faktor Pribadi

Hasil perilaku beresiko dari karakteristik pribadi pekerja yang mengakibatkan karyawan sengaja mengambil risiko atau menolak untuk bekerja dengan aman sebagai akibat dari faktor-faktor seperti kelelahan, obat-obatan, stres, atau sakit.

g. Budaya perilaku beresiko adalah karyawan terlalu percaya diri, karena

telah melakukannya pekerjaannya sejak lama.

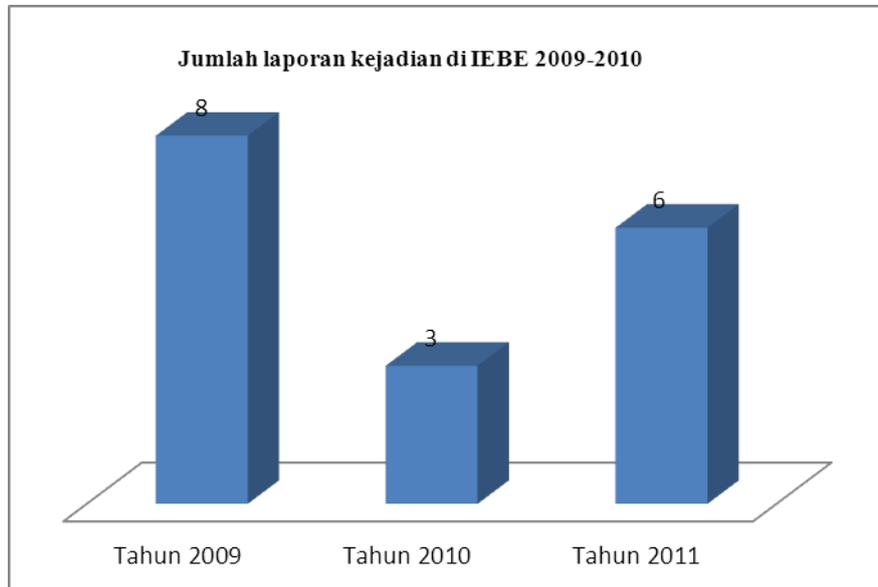
h. Pilihan Pribadi

Pekerja memiliki keterampilan yang memadai, pengetahuan, dan sumber daya tetapi memilih untuk bekerja pada risiko untuk menghemat waktu, usaha, atau yang serupa^[2, 3]

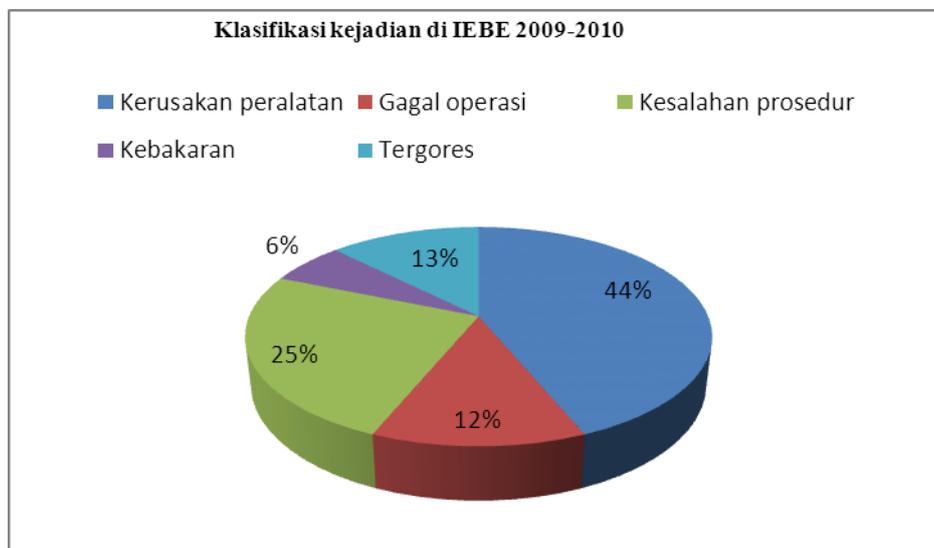
3. HASIL DAN PEMBAHASAN

Program Behavior Base Safety (BBS) atau perilaku berbasis pada keselamatan telah di terapkan di IEBE sejak tahun 2009 sampai sekarang, program tersebut diharapkan dapat mengurangi angka kejadian yang ada di IEBE. Dari gambar 1 dan 2 dapat terlihat bahwa selama kurun waktu tahun tersebut masih adanya laporan kejadian sebanyak 8 kasus dalam tahun 2009, kemudian menurun pada tahun berikutnya, dan ada sedikit peningkatan pada tahun 2011. Dari 17 laporan kejadian tersebut dapat diklasifikasikan: 44 % akibat dari kerusakan peralatan yang merupakan laporan kejadian terbanyak, 25 % akibat kesalahan prosedur sehingga menyebabkan 12% gagal operasi dan 13 % tergores benda tajam, dan terjadi satu kali korsleting listrik ringan. Pada prinsipnya program BBS yang

diterapkan di IEBE sudah berjalan mencapai nihil kejadian tapi sudah bisa dengan baik walaupun belum bisa mengurangi angka tersebut.



Gambar1. Diagram laporan kejadian di IEBE tahun 2009-2011



Gambar 2. Diagram Klasifikasi kejadian di IEBE 2010-2011

Program Perilaku Berbasis Keselamatan (*Behavior Base Safety/ BBS*) bertujuan agar terwujudnya rendah kejadian atau bahkan nihil kejadian (*zero incident*). Dalam penerapan program ini karyawan di berikan bekal dalam pengamatan perilaku tidak selamat dan membuat catatan ataupun dapat menegur rekan kerjanya untuk berlaku selamat.

Karyawan mampu melakukan teknik observasi, mengumpulkan data untuk pelacakan dan mengidentifikasi hambatan untuk perbaikan keselamatan. Upaya yang dilakukan IEBE dalam pencapaian zero incident di dukung dengan program-program lainnya yaitu memberikan bimbingan kepada setiap karyawan di IEBE untuk berlaku selamat. Bimbingan yang dilakukan dalam penerapan BBS ini diantaranya adalah memberikan pelatihan-pelatihan keselamatan seperti workshop penyusunan *Job Hazard Analysis*, *Work Place Hazard Analysis*, pelatihan 5 R (Resik, Rapi, Ringkas, Rawat dan Rajin), Pengkajian budaya keselamatan. Disamping itu dengan melibatkan setiap karyawan dalam upaya keselamatan diterapkan prinsip-prinsip perilaku investigasi insiden dan kejadian. Sehingga nilai kejadian/tingkat insiden menjadi lebih rendah, hal ini dimaksudkan oleh IEBE untuk mencapai :

VISI PTBN

PTBN unggul dan terdepan dalam inovasi litbang yasa teknologi bahan bakar nuklir

MISI PTBN

- Melaksanakan litbang yasa teknologi bahan bakar nuklir yang

bermutu, inovatif, dan berorientasi pelanggan (*demand driven dan stake holder satisfication*)

- Memperkuat pilar-pilar *Science dan Technology Base* di bidang teknologi bahan bakar nuklir yang handal, berdaya saing, dan berkelanjutan.

Dalam rangka mewujudkan VISI dan MISI itu harus dikomunikasikan dalam semua bidang di PTBN. Harus diakui oleh semua tingkat dalam organisasi bahwa dengan menerapkan *BBS* tingkat kejadian dan cedera akan menurun secara proporsional baik keparahan dan frekuensi. Motivator kuat adalah pekerja bertanggung jawab atas diri sendiri dan keselamatan rekan kerja.

4. KESIMPULAN

Dari hasil pembahasan dapat dibuat suatu kesimpulan bahwa Implementasi *Behavior Base Safety* yang diterapkan di IEBE telah berhasil dengan baik, walaupun belum tercapai nihil kejadian ataupun zero incident, tapi program tersebut sudah mempunyai dampak positif terhadap pekerja tentang kesadaran perilaku selamat di instalasi nuklir. Selanjutnya dalam program *Behavior Base Safety*

(BBS) ini adalah untuk melanjutkan pembinaan dan pengamatan terlatih, dalam meningkatkan kemampuan yang dibutuhkan untuk melakukan observasi dan umpan balik.

PTBN akan terus meningkatkan litbang-yasa berbasis keselamatan sebagai standar serta mengembangkan filosofi bahwa tidak ada tingkat cedera yang dapat diterima / *zero incident* dalam operasi di fasilitas IEBE.

DAFTAR PUSTAKA

- [1]. LAK IEBE revisi 7 tahun 2011
- [2]. Cook, S., & McEwen, T. *The Role of Supervisors in Behavioral Safety Observations. American Society of Safety Engineers*, October 2000
- [3]. Manuele, F.A. *Behavioral Safety: Looking Beyond the Worker. Occupational Hazards*, October. (2000).

TANYA JAWAB

1. Anggoro (BAPETEN)

Apakah bahaya kekritisasi sudah benar-benar di exclude dari penerapan BBS?

Jawaban:

Dalam design fasilitas sudah terpasang detector kekritisasi, sehingga dengan sendirinya program BBS juga menyangkut pencegahan bahaya kekritisasi, walaupun penerapannya lab IEBE belum mengolah Uranium diperkaya (dalam litbang yasa masih menggunakan U alam dan yellow cake).

2. Yudi Pramono (BAPETEN)

Saran: ditambahkan perubahan terkait skala keselamatan berdasarkan INES (International Nuclear Event Scale) yang menjelaskan kejadian di IEBE, masih jauh signifikansinya, IEBE masih memenuhi margin keselamatan yang besar.

Jawaban:

Saran kami terima, dan akan ditambahkan scala event berdasarkan INES.

PENGEMBANGAN METODE EVALUASI ATAS SISTEM PENGELOLAAN LIMBAH RADIOAKTIF PLTN

Anggoro Septilarso, Sinta Tri Habsari, Rahmat Edhi Harianto

Direktorat Perizinan Instalasi dan Bahan Nuklir,

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

email: a.septilarso@bapeten.go.id, s.habsari@bapeten.go.id, r.eharianto@bapeten.go.id

ABSTRAK

Pengembangan Metode Evaluasi Atas Sistem Pengelolaan Limbah Radioaktif PLTN. Telah dilakukan analisis terhadap metode evaluasi atas Sistem Pengelolaan Limbah Radioaktif PLTN untuk mengetahui kamampooterapan metode yang ada. Metode yang ada diujicobakan terhadap uraian sistem pengelolaan limbah radioaktif pada laporan analisis keselamatan reaktor. Laporan analisis keselamatan reaktor ini didapat dari sertifikasi desain yang dikeluarkan oleh NRC. Hasil analisis menunjukkan bahwa metode ini secara umum bisa diterapkan untuk mengevaluasi bagian sistem pengelolaan limbah radioaktif pada laporan analisis keselamatan PLTN. Model evaluasi yang diajukan menunjukkan aliran informasi yang harus diikuti oleh evaluator dalam mengevaluasi bagian sistem pengelolaan limbah radioaktif. Untuk itu diperlukan evaluator yang kompeten dalam melakukan evaluasi bagian ini dan BAPETEN harus menyediakan sumber daya manusianya setidak-tidaknya sebelum permohonan izin konstruksi PLTN diajukan ke BAPETEN.

Kata kunci: limbah radioaktif, sistem pengelolaan limbah, model evaluasi

ABSTRACT

The Development of Evaluation Method for Radioactive Waste Management System in Nuclear Power Plant. Analysis of evaluation methods for Nuclear Power Plant (NPP) Radioactive Waste Management System has been conducted to assess the applicability of the existing methods. The existing method are tested to the radioactive waste management systems chapter in reactor safety analysis report. This safety analysis report obtained from the design certification issued by the NRC. The analysis showed that this method can be generally applied to evaluate the radioactive waste management system chapter in the safety analysis report. The evaluation model showed the information flow must be followed by the evaluator in evaluating the radioactive waste management system chapter. So, to do the comprehensif evaluation of waste management system chapter we need qualifed evaluators and finally BAPETEN need to prepare the human resources at least before the constructin application of NPP submitted. by the aplicant.

Keywords: radiooactive waste, waste management system, evaluation model

1. PENDAHULUAN

1.1. Latar Belakang

Sepanjang umur pengoperasian suatu Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN), material radioaktif akan dihasilkan dalam reaktor secara terus menerus. Material radioaktif ini merupakan hasil produk fisi, produk aktivasi dan material non radioaktif yang terkontaminasi material radioaktif. Material radioaktif yang selanjutnya disebut limbah ini akan melalui proses pengolahan pada sistem pengelolaan limbah radioaktif untuk menurunkan tingkat radioaktifnya dan kemudian diisolasi atau dilepaskan ke lingkungan. Fungsi utama sistem pengelolaan limbah adalah untuk mengumpulkan dan mengolah limbah baik yang berupa padat, cair maupun gas. Untuk menjamin fungsi ini berjalan dengan baik, evaluator Laporan Analisis Keselamatan (LAK) PLTN harus memastikan bahwa semua informasi yang dibutuhkan telah disampaikan dalam LAK.

1.2. Tujuan

Makalah ini ditujukan untuk mengembangkan model evaluasi dalam mengevaluasi Bab 11. Sistem Pengelolaan Limbah Radioaktif LAK

PLTN yang terdiri atas lima bagian besar yaitu^[1]:

- Suku Sumber,
- Sistem Pengelolaan Limbah Cair,
- Sistem Pengelolaan Limbah Gas,
- Sistem Pengelolaan Limbah Padat, dan
- Sistem Pencuplikan dan Instrumentasi Pemantauan Radiologik Proses dan Efluen.

2. BAHAN DAN METODE

Bahan utama yang digunakan dalam penulisan makalah ini adalah Instruksi Kerja Evaluasi LAK PLTN Bab 11 Sistem Pengelolaan Limbah Radioaktif yang telah disusun oleh DPIBN-BAPETEN pada tahun 2011. Bahan-bahan lain yang digunakan sebagai bahan penguji adalah beberapa LAK Reaktor Daya yang telah tersertifikasi oleh NRC. Metode yang digunakan adalah dengan mencoba menerapkan Instruksi Kerja LAK PLTN tersebut terhadap LAK Reaktor Daya yang telah tersertifikasi oleh NRC untuk melihat keterkaitan antar bagian yang dievaluasi dan bagian lain dalam LAK yang perlu diperhatikan.

3. TINJAUAN PUSTAKA^[2,3,4]

Pada umumnya PLTN memiliki tiga

sistem pengelolaan limbah radioaktif, yaitu sistem pengelolaan limbah cair, sistem pengelolaan limbah gas dan sistem pengelolaan limbah padat. Ketiga sistem ini didesain untuk menyediakan penanganan terkendali terhadap limbah cair, gas dan padat.

Sistem Pengelolaan limbah cair radioaktif terdiri dari peralatan dan instrumentasi yang digunakan untuk mengumpulkan, memproses, memantau dan mendaur ulang atau membuang limbah cair radioaktif. Perlakuan terhadap semua limbah cair ini tidaklah sama, akan tetapi akan dipilah-pilah berdasarkan sumber, aktivitas, komposisi limbah dan ketentuan pembuangan yang disyaratkan. Secara sederhana, contoh aliran proses limbah cair pada AP 1000 bisa dilihat pada Gambar 2.1.

Sistem pengelolaan limbah gas berfungsi untuk mengendalikan lepasan efluen gas radioaktif ke lingkungan sedemikian hingga batasan dosis masyarakat umum tidak terlampaui. Sistem pengelolaan limbah gas radioaktif dan sistem ventilasi digunakan untuk mengumpulkan, menyimpan, memproses, memantau dan membuang limbah gas radioaktif yang dihasilkan selama operasi normal,

termasuk juga saat kejadian operasional terantisipasi. Sistem ini terdiri dari peralatan dan instrumentasi yang digunakan untuk mengurangi lepasan gas dan pertikulat radioaktif ke lingkungan. Proses sistem pengelolaan limbah gas pada ESBWR dapat dilihat pada Gambar 2.2.

Sistem pengelolaan limbah padat radioaktif terdiri dari peralatan dan instrumentasi yang digunakan untuk mengumpulkan, memadatkan, meng-incinerate, membungkus dan menyimpan limbah radioaktif yang dihasilkan dari sistem pembersihan air reaktor, sistem pembersih dan pendingin kolam bahan bakar, sistem pembersih kolam supresi, *condensate polishing system*, sistem pengelolaan limbah cair, sistem ventilasi gedung, SGTS, sistem *offgas* dan limbah padat lainnya (kertas, pakaian, sarung tangan, pembungkus sepatu, dan lain-lain) yang dihasilkan selama pengoperasian dan perawatan PLTN.

Selain itu sistem pengelolaan limbah padat juga berfungsi sebagai tempat penyimpanan limbah padat sebelum dikirim ke tempat lain. Skema umum sistem pengelolaan limbah padat dapat dilihat pada Gambar 2.3.

Sistem pengelolaan limbah radioaktif, dalam pelaksanaannya juga melibatkan sistem pemantau dan pencuplik untuk mendeteksi dan mengukur material radioaktif yang ada dalam proses pembangkitan daya dan aliran efluen.

Sistem tersebut didesain untuk menyediakan informasi mengenai tingkat radioaktivitas pada seluruh sistem dalam PLTN dan adanya indikasi kebocoran radioaktif antar sistem, memantau kinerja peralatan, dan memantau dan mengendalikan tingkat radioaktivitas yang dilepaskan ke lingkungan.

4. HASIL DAN PEMBAHASAN

4.1. *Source Term* (Suku Sumber)

Pada bagian ini, evaluator harus mengevaluasi perhitungan perkiraan pelepasan efluen zat radioaktif dalam bentuk gas dan cairan pada kondisi normal (termasuk kondisi kejadian operasional terantisipasi). Data-data perhitungan ini didapat dari:

1. data operasi reaktor
2. uji laboratorium dan lapangan
3. standar aktivitas pendingin rekomendasi *American Nuclear Society*
4. mekanisme transport dan lepasan material radioaktif dalam cairan

5. fitur desain PLTN yang ditujukan untuk mengurangi lepasan material radioaktif ke lingkungan.

4.2. Sistem Pengelolaan Limbah Cair

Pada bagian ini, evaluator harus memperhatikan hal-hal berikut:

1. Suku sumber termasuk pertimbangan terhadap parameter-parameter yang digunakan untuk menentukan konsentrasi tiap-tiap isotop dalam pendingin reaktor;
2. fraksi produk fisi yang dilepaskan ke pendingin;
3. konsentrasi dari isotop radioaktif selain produk fisi yang dilepaskan ke pendingin; dan
4. sumber-sumber lepasan efluen.

4.3. Sistem Pengelolaan Limbah Gas

Ruang lingkup evaluasi yang harus diperhatikan oleh evaluator pada bagian ini adalah:

1. Definisi batasan sistem pengelolaan limbah gas;
2. Kapasitas desain sistem ventilasi dan peralatan terkait, lepasan yang diharapkan, suku sumber dan konsentrasi radionuklida, faktor dekontaminasi yang diharapkan

- atau efisiensi penghilangan radionuklida, dan waktu tunda atau waktu peluruhan;
3. Perbandingan kapasitas desain sistem relatif terhadap desain dan aliran masukan yang diharapkan, periode waktu sistem yang diharuskan aktif selama proses aliran limbah normal, ketersediaan peralatan siaga, jalur proses alternatif, dan interkoneksi antar subsistem;
 4. Klasifikasi pemipaan dan peralatan, kriteria pemilihannya, suhu dan tekanan desain yang diharapkan, dan bahan yang digunakan;
 5. Ketentuan desain terkait dengan desain peralatan dan fasilitas untuk memfasilitasi operasi;
 6. Fitur desain yang akan mengurangi volume limbah gas ke sistem limbah, mengurangi tingkat radioaktivitas dan pembuangan bahan radioaktif di limbah gas, meminimalkan kontaminasi fasilitas dan lingkungan, mempermudah dekomisioning, meminimalkan pembangkitan limbah radioaktif, mengurangi kebocoran limbah gas, dan referensi dan data yang diperoleh dari pengalaman sebelumnya pada sistem sejenis;
 7. Fitur desain untuk mencegah kemungkinan ledakan campuran hidrogen-oksigen;
 8. Deskripsi dan fitur desain peralatan dan komponen (baik yang permanen atau maupun terpasang pada sistem mobile) pada PLTN multiunit yang meliputi interkoneksi proses dan subsistem perawatan;
 9. Jenis dan karakteristik filtrasi dan media adsorben, termasuk efisiensi penghilangan/faktor dekontaminasi yang diharapkan, dan waktu tunda/peluruhan;
 10. Metode dan parameter utama yang digunakan dalam perhitungan suku sumber dan lepasan bahan radioaktif (gas mulia, radioiodines, tritium, C-14, partikulat); dan
 11. Perhitungan dosis (termasuk paparan radiasi eksternal N-16 pada turbin).
- #### 4.4. Sistem Pengelolaan Limbah Padat
- Pada bagian ini, evaluator harus mengevaluasi hal-hal berikut ini:
1. Kapasitas desain yang diharapkan;

2. Deskripsi Sistem Pengelolaan Limbah Padat;
3. Fitur desain khusus dan prosedur operasi yang ditujukan untuk mencegah, mengendalikan dan mengumpulkan lepasan material radioaktif yang dihasilkan dari tumpahan tangki yang berisi cairan, lumpur, resin bekas dan sejenisnya.
4. Metode yang digunakan dalam *dewatering* atau untuk menstabilkan limbah basah, jenis media stabilisator, perkiraan faktor peningkatan volume limbah dan implementasi *PCP (Process Control Program)*. Jenis dan karakter sistem filtrasi, resin penukar ion, dan media penyerap limbah cair dan basah.
5. Metode untuk mereduksi limbah padat.
6. Proses regenerasi *charcoals* bekas dan pengelolaannya.
7. Fraksi limbah yang akan dikontrakkan pengelolaannya ke pihak ketiga.
8. Wadah limbah.
9. Ketentuan penyimpanan limbah sebelum dikirim ke tempat lain.
10. Pertimbangan desain untuk penggunaan perisai pada peralatan pengelolaan limbah.
11. Klasifikasi kelompok kualitas pipa dan peralatan lain.
12. Ketentuan desain peralatan dan fasilitas untuk operasi dan perawatan.
13. Fitur desain untuk mereduksi volume limbah cair, basah dan kering yang diolah oleh Sistem Pengelolaan Limbah Padat.
14. Peralatan *mobile* dan peralatan yang digunakan bersama oleh dua unit atau lebih reaktor.

4.5. Sistem Pencuplikan dan Instrumentasi Pemantauan Radiologik Proses dan Efluen

Ruang lingkup evaluasi bagian ini adalah:

1. Dasar desain, berisi informasi :
 - a. Tujuan dan kriteria desain.
 - b. Aspek spesifik tapak dan program.
2. Uraian sistem, meliputi :
 - a. Uraian sistem pendeteksian, pemantauan dan pengendalian.
 - b. Uraian identifikasi aliran efluen dan proses, tujuan fungsi pencuplikan dan pemantauan,

- dan parameter-parameter yang dipantau atau dicuplik.
- c. Informasi pada monitor radiasi efluen dan proses kontinyu:
3. Uraian pencuplikan dan pemantauan efluen, yang berisi:
- a. Kondisi dimana peralatan *sampling* akan terpengaruh oleh adanya kenaikan tingkat radiasi eksternal.
 - b. Penempatan peralatan dalam kubikal tershielding
 - c. Penggunaan perisai permanen maupun sementara yang terpasang pada atau di sekitar peralatan pencuplikan.
 - d. Metode yang digunakan untuk mengendalikan dan mengurangi penyebaran kontaminasi zat radioaktif saat pengumpulan dan preparasi sampel untuk analisis
 - e. Ketentuan bagaimana ALARA akan diterapkan dalam desain dan operasi sistem
 - f. Ketentuan untuk penutupan otomatis katup isolasi pada jalur lepasan efluen cair dan gas.
4. Ketentuan pemantauan dan level radiasi pada sistem penanganan limbah radioaktif.

4.6. Keterkaitan Antar Bagian

Keterkaitan antar bagian maupun bab dalam mengevaluasi sistem pengelolaan limbah radioaktif memberikan tingkat kesulitan tersendiri, sebagai contoh yaitu adanya bagian tentang sistem pencuplikan dan instrumentasi pemantau radiologik proses dan efluen. Informasi ini sebenarnya juga terlihat pada masing-masing bagian sistem pengelolaan limbah, akan tetapi tetap harus dibahas dalam satu bagian tersendiri. Selain itu informasi ini juga harus dibahas pada Bab 7. Sistem Instrumentasi dan Kendali.

Kesulitan lain yang harus diwaspadai oleh evaluator dalam mengevaluasi Sistem Pengelolaan Limbah Radioaktif disebabkan antara lain karena sistem ini seringkali terkoneksi dengan sistem lain yang memiliki potensi bahaya yang sangat tinggi, misal sistem pengelolaan limbah gas yang terkoneksi dengan sistem pendingin primer bertekanan tinggi.

Hal lain yang harus diperhatikan oleh evaluator dalam mengevaluasi Sistem Pengelolaan Limbah Radioaktif adalah peraturan-peraturan Kepala BAPETEN yang terkait. Peraturan dari instansi lain yang diberlakukan secara nasional di

Indonesia juga harus diperhatikan disamping peraturan yang diberlakukan oleh pemerintah daerah dimana PLTN tersebut nantinya berada.

Oleh karena itu untuk melakukan evaluasi Sistem Pengelolaan Limbah Radioaktif ini diperlukan suatu Tim Evaluator yang memahami sistem pengelolaan limbah itu sendiri, sistem-sistem lain yang terkoneksi dan peraturan-peraturan yang berlaku.

Lebih dari itu, hasil evaluasi bagian ini nantinya akan menjadi informasi bagi evaluator lain dalam mengevaluasi bagian lain, misal bagian Proteksi Radiasi, Analisis Keselamatan dan BKO.

Berdasarkan uraian di atas maka dapat diuraikan hasil sebagai berikut:

1. Diperlukan evaluator yang memahami alur informasi dalam mengevaluasi Sistem Pengelolaan Limbah Radioaktif. Secara sederhana, alur informasi dan cara pandang evaluator dalam mengevaluasi Bab Sistem Pengelolaan Limbah Radioaktif PLTN dapat dimodelkan seperti pada Gambar 3.1. Model Evaluasi Sistem Pengelolaan Limbah Radioaktif PLTN.

2. BAPETEN sebagai instansi yang bertanggungjawab melakukan evaluasi, harus sudah menyiapkan sumber daya manusianya sebelum ada permohonan izin konstruksi PLTN yang diajukan ke BAPETEN.

5. KESIMPULAN

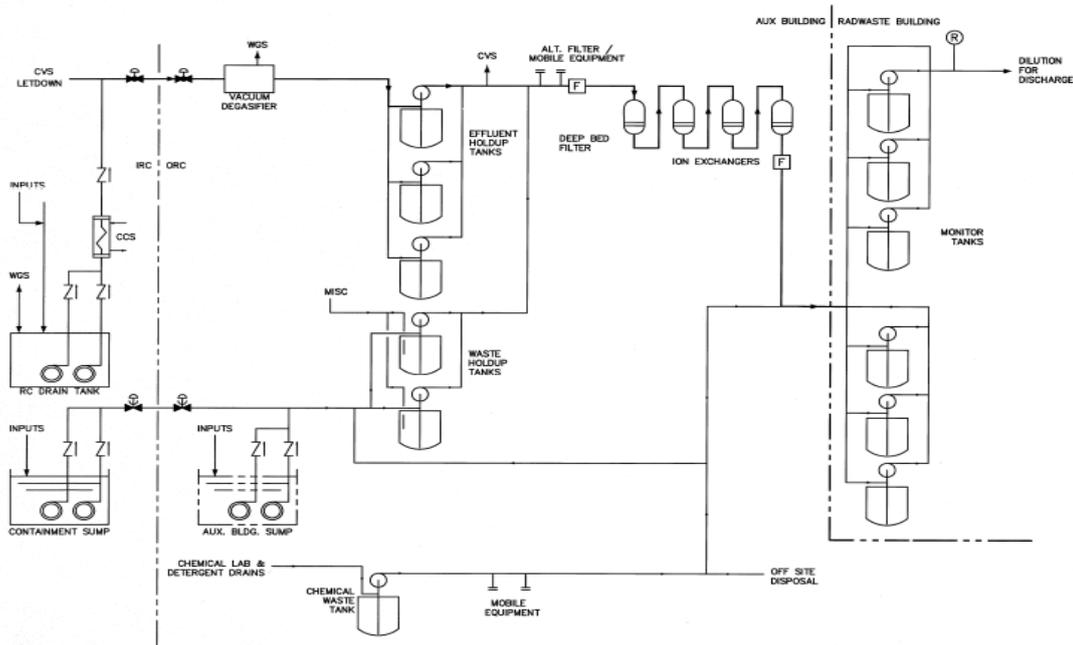
Dari hasil pembahasan di atas dapat diambil kesimpulan sebagai berikut:

1. Secara umum, metode evaluasi yang ada pada Instruksi Kerja LAK PLTN Bab 11. Sistem Pengelolaan Limbah Radioaktif bisa diterapkan dalam mengevaluasi LAK PLTN.
2. Dalam melakukan evaluasi, evaluator harus memperhatikan keterkaitan antar bagian dan bab serta peraturan Kepala BAPETEN dan peraturan lainnya yang berlaku mengenai batasan lepasan zat radioaktif dan dosis masyarakat umum.
3. Evaluasi Sistem Pengelolaan Limbah Radioaktif harus dilakukan oleh satu tim evaluator yang kompeten, yaitu yang memahami secara teknis mengenai pengelolaan limbah radioaktif dan alur evaluasi

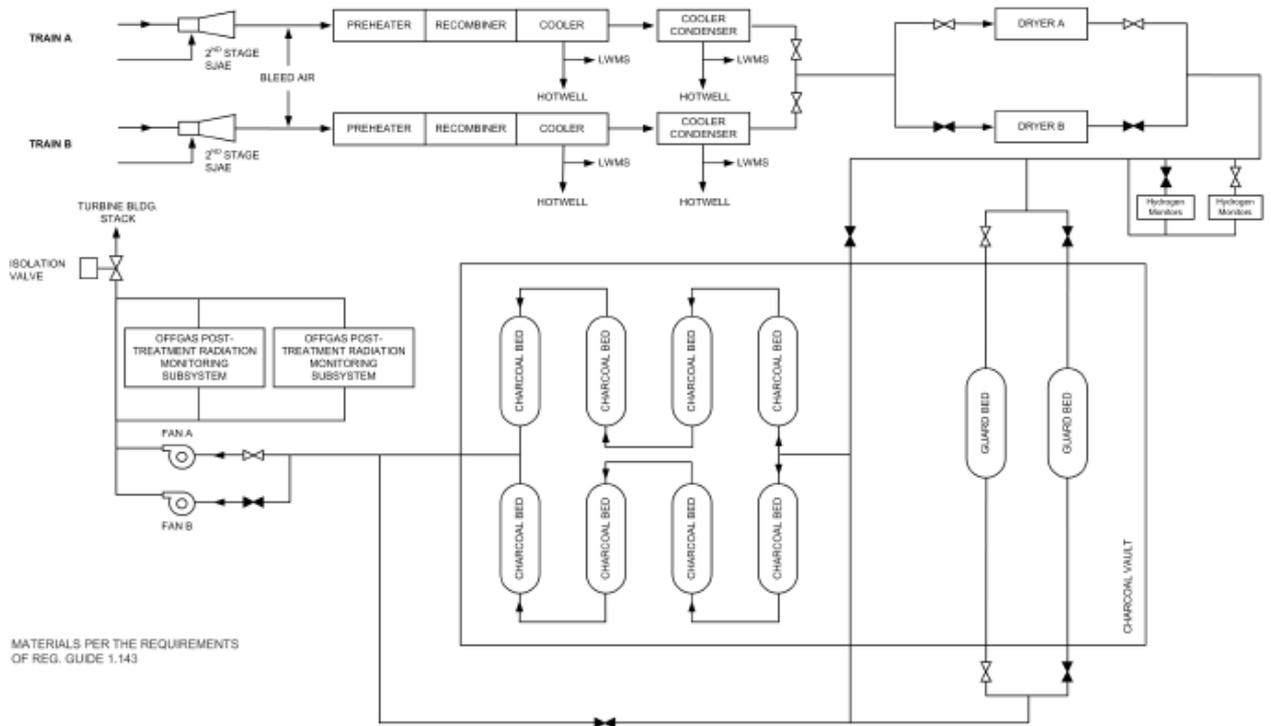
sistem pengelolaan limbah radioaktif.

DAFTAR PUSTAKA

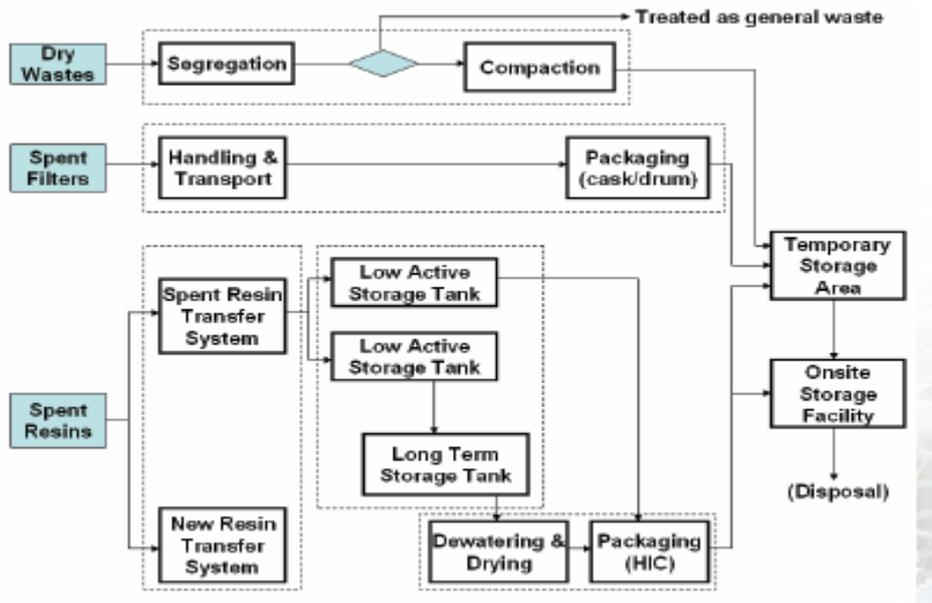
- [1] Instruksi Kerja Evaluasi Laporan Analisis Keselamatan Reaktor Daya, DPIBN-BAPETEN, Jakarta, 2011.
- [2] NUREG-1503, Final Safety Evaluation Report Related to The Certification of The Advanced Boiling Water Reactor Design, US NRC, Washington, 1994.
- [3] AP 1000 European Design Control Documents, Westinghouse, 2009
- [4] ESBWR Design Control Document Tier 2, GE-Hitachi Nuclear Energy, 2008
- [5] Park Sang Hoon, Radioactive Waste Management, Korea Institute of Nuclear Safety, 2009



Gambar 2.1. Sistem Pengelolaan Limbah Cair Pada AP 1000^[3].



Gambar 2.2. Sistem Pengelolaan Limbah Gas Pada ESBWR^[4].



Gambar 2.3. Skema Umum Sistem Pengelolaan Limbah Padat^[5].

PERSYARATAN KENDALI PROSES KHUSUS DALAM SISTEM MANAJEMEN FABRIKASI KOMPONEN KELAS 1 PLTN

Widia Lastana Istanto

BAPETEN, Jl. Gajah Mada No. 8 Jakarta 10120, email: w.lastana@bapeten.go.id

ABSTRAK

PERSYARATAN KENDALI PROSES KHUSUS DALAM SISTEM MANAJEMEN FABRIKASI KOMPONEN KELAS 1 PLTN. Proses khusus merupakan salah satu rangkaian proses yang dilakukan dalam kegiatan fabrikasi komponen kelas 1 untuk Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN). Berdasarkan ASME NQA-1-2008 tentang Persyaratan Jaminan Mutu untuk Fasilitas Nuklir, proses khusus dalam kegiatan fabrikasi komponen PLTN terdiri dari pengelasan, perlakuan panas, dan pemeriksaan tak merusak. Proses khusus sangat menentukan kualitas produk atau komponen PLTN yang dihasilkan, oleh karena itu proses tersebut harus dilaksanakan dan dikendalikan sesuai dengan persyaratan kode dan standar yang telah ditetapkan dalam Sistem Manajemen fabrikasi komponen kelas 1 PLTN. Persyaratan mengenai kendali proses khusus dalam kegiatan fabrikasi komponen kelas 1 PLTN mengacu pada *ASME Boiler and Pressure Vessel Code*, khususnya Bagian III, Bagian V dan Bagian IX.

Kata kunci: proses khusus, sistem manajemen, fabrikasi, komponen kelas 1

ABSTRACT

REQUIREMENTS FOR CONTROL OF SPECIAL PROCESSES IN MANAGEMENT SYSTEM FOR FABRICATION OF CLASS 1 COMPONENTS OF NPP. *Special processes is one of a series of processes conducted in fabrication of class 1 components for nuclear power plants (NPP). Based on ASME NQA-1-2008 on the Quality Assurance Requirements for Nuclear Facility Applications, special processes in the fabrication activities of NPP components consist of welding, heat treatment, and nondestructive examination. The special processes will determine the quality of products or components of NPP, therefore, these processes should be implemented and controlled in accordance with the requirements of codes and standards stipulated in the Management System for fabrication of class 1 components of NPP. Requirements regarding the control of special processes in the fabrication activities of class 1 components of NPP refer to the ASME Boiler and Pressure Vessel Code, especially in Section III, Section V and Section IX.*

Keywords: *special processes, management system, fabrication, class 1 components*

1. PENDAHULUAN

1.1. Latar Belakang

Berdasarkan Peraturan Pemerintah Nomor 43 Tahun 2006 tentang Perizinan Reaktor Nuklir, BAPETEN sebagai institusi yang memiliki otoritas dalam perizinan Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN) mulai dari tahap tapak sampai dekomisioning, memiliki kewenangan untuk mengawasi kegiatan pembangunan PLTN, tidak hanya pada saat kegiatan konstruksi namun juga termasuk kegiatan fabrikasi komponen PLTN yang dilakukan oleh pabrikan, kontraktor maupun subkontraktor [1]. Hal ini sangat penting dilakukan untuk memastikan bahwa komponen yang digunakan dalam pembangunan PLTN telah didesain dan difabrikasi sesuai dengan persyaratan dan ketentuan yang berlaku. Dalam rangka menghadapi rencana pembangunan PLTN yang pertama di Indonesia, maka diperlukan peraturan terkait sebagai salah satu instrumen untuk menunjang pengawasan terhadap kegiatan pembangunan PLTN tersebut, termasuk kegiatan fabrikasi komponen. Salah satunya adalah peraturan mengenai pedoman sistem manajemen untuk fabrikasi komponen PLTN, yang isinya memuat antara lain ketentuan tentang

kendali proses selama fabrikasi [1]. Peraturan tersebut nantinya diharapkan dapat menjadi pedoman bagi pemohon izin dan pabrikan dalam menyusun Sistem Manajemen Fabrikasi Komponen PLTN sebagai salah satu dokumen pendukung guna memenuhi persyaratan perizinan PLTN, khususnya pada tahap konstruksi.

1.2. Tujuan Makalah

Tujuan penulisan makalah ini adalah untuk mengidentifikasi persyaratan-persyaratan yang terdapat dalam Kode *American Society of Mechanical Engineers* (ASME) mengenai kendali proses khusus yang dilaksanakan dalam kegiatan fabrikasi komponen kelas 1 untuk PLTN. Persyaratan-persyaratan tersebut diharapkan dapat menjadi dasar atau acuan dalam penyusunan Pedoman Sistem Manajemen Fabrikasi Komponen Kelas 1 PLTN di Indonesia.

1.3. Metodologi

Penyusunan makalah ini dilakukan dengan cara pengumpulan dan analisa data melalui studi literatur terhadap beberapa dokumen terkait, seperti buku ilmiah, Kode ASME dan peraturan perundang-undangan yang berlaku.

2. LANDASAN TEORI

2.1. Komponen Kelas 1 PLTN

Komponen-komponen Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN) dapat dikelompokkan menjadi beberapa kelas menurut Kode ASME. Komponen PLTN yang termasuk dalam kelas keselamatan 1 dapat dikategorikan sebagai komponen kelas 1 menurut ASME. Komponen tersebut harus didesain, difabrikasi, dan dipasang sesuai dengan persyaratan dan ketentuan yang berlaku sebagaimana tercantum dalam Subbagian NB dari *ASME Boiler and Pressure Vessel Code* (selanjutnya disebut Kode ASME) Bagian III tentang Aturan untuk Konstruksi Komponen Fasilitas Nuklir. Subbagian NB ini memuat persyaratan dan ketentuan untuk komponen kelas 1. Pada umumnya komponen kelas keselamatan 1 merupakan bagian dari pembatas tekanan pendingin reaktor (*Reactor Coolant Pressure Boundary, RCPB*), yang apabila mengalami kegagalan maka dapat mengakibatkan hilangnya pendingin reaktor melebihi kemampuan penambahan normalnya. Komponen-komponen yang termasuk kelas 1 antara lain bejana tekan (termasuk *shell* dan *head*), *nozzle*, *pressurizer*, pompa pendingin primer,

pipa-pipa dan katup-katup pendingin primer. Mengingat pentingnya fungsi keselamatan yang dilakukan oleh komponen-komponen tersebut, maka kehandalan dan integritasnya harus terjamin sepanjang umur desain komponen dan PLTN dalam semua kondisi operasi, baik operasi normal, *shutdown*, maupun kejadian operasional terantisipasi, bahkan pada saat terjadi kecelakaan. Oleh karena itu, proses fabrikasi dari komponen kelas 1 untuk PLTN tersebut harus dilaksanakan sesuai dengan persyaratan kode dan standar, serta ketentuan peraturan perundang-undangan yang berlaku.

2.2. Proses Produksi Secara Umum

Proses adalah serangkaian kegiatan yang saling berinteraksi untuk mengubah masukan menjadi keluaran [1]. Di dalam industri manufaktur, proses produksi dapat dibagi menjadi beberapa tahap, yaitu tahap persiapan, tahap proses manufaktur, dan tahap penyelesaian akhir. Tahap persiapan biasanya terdiri dari pemilihan material dan proses yang akan digunakan.

Sedangkan dalam tahap proses manufaktur, terdapat banyak jenis proses yang dapat dilakukan dalam fabrikasi suatu komponen. Proses-

proses tersebut pada dasarnya dapat dibagi menjadi 2 (dua) kelompok besar yaitu: (1) pemrosesan (*processing*) dan (2) perakitan (*assembling*). Pemrosesan dapat dilakukan dengan berbagai macam metode, baik secara mekanik seperti *forming*, *cutting*, *forging*, *rolling*, dan *bending*;



Gambar 1: Diagram alir proses produksi secara umum

secara kimia melalui *carburising*, *chromizing*, *nitriding*, dan sebagainya; atau dengan perlakuan panas (*heat treatment*), misalnya *quenching*, *annealing*, *normalising*, *ageing* dan *tempering*. Sedangkan dalam proses perakitan, biasanya dilakukan dengan penyambungan menggunakan berbagai macam metode seperti pengelasan (*welding*), penyolderan (*soldering*), pematrian (*brazing*), *bolting* dan *fastening*. Definisi pengelasan menurut DIN (*Deutsche Industrie Normen*) adalah ikatan metalurgi pada sambungan logam atau logam paduan yang dilaksanakan dalam keadaan lumer atau cair. Dengan kata lain pengelasan merupakan proses

penyambungan logam menjadi satu akibat panas dengan atau tanpa pengaruh tekanan, atau dapat juga didefinisikan sebagai ikatan metalurgi yang ditimbulkan oleh gaya tarik-menarik antara atom [2]. Jenis pengelasan dalam industri manufaktur biasanya didasarkan pada sumber panas yang digunakan, antara lain:

- a) pengelasan tempa;
- b) pengelasan menggunakan gas;
- c) pengelasan menggunakan resistensi listrik; dan
- d) pengelasan busur listrik

Tahap terakhir adalah penyelesaian akhir. Pada tahap ini, umumnya dilakukan kegiatan pemeriksaan tak merusak (*Non Destructive Examination*, NDE) sebagai bagian dari jaminan mutu produk (*quality*

assurance, QA), serta perlakuan permukaan (*surface treatment*) seperti *polishing* atau *shoot-peening*.

2.3. Proses Produksi Menurut ASME

Berdasarkan Kode ASME Bagian III, pada Subbagian NB-4000 tentang Fabrikasi dan Pemasangan, dapat disimpulkan bahwa tahap proses

produksi komponen kelas 1 untuk PLTN terdiri dari [3]:

- a) tahap persiapan, yaitu pemilihan dan identifikasi material;
- b) tahap proses mekanik, antara lain *cutting*, *forming*, *fitting* dan *aligning*; dan
- c) tahap proses khusus, yaitu pengelasan, perlakuan panas (*heat treatment*, HT) atau perlakuan panas sesudah pengelasan (*postweld heat treatment*, PWHT), dan pemeriksaan tak merusak.

Dalam proses pengelasan, terdapat banyak faktor yang berpengaruh terhadap kualitas lasan yang dihasilkan, antara lain metode, prosedur, dan parameter pengelasan. Faktor-faktor tersebut harus dipertimbangkan dan dikendalikan sesuai dengan standar yang berlaku. Salah satu tujuan PWHT adalah untuk menghilangkan tegangan

sisia yang terbentuk akibat proses pengelasan. Material yang dilas akan mengalami perubahan struktur karena pengaruh pemanasan dan pendinginan yang berakibat timbulnya tegangan sisa dan menyebabkan penurunan kekuatan material. Oleh karena itu untuk mengembalikan struktur pada kondisi semula sesuai sifat-sifat yang diinginkan, maka dilakukan pemanasan pada temperatur tertentu dan dalam jangka waktu tertentu. Contoh PWHT antara lain *solution treatment* dan *ageing*. NDE dilaksanakan untuk mendeteksi cacat yang terdapat di dalam atau permukaan logam, lasan, atau komponen yang telah difabrikasi. Metode NDE yang sering digunakan antara lain pemeriksaan radiografi, ultrasonik, partikel magnetik, penetrasi cair dan *eddy current*.



Gambar 2. Diagram alir proses produksi menurut Kode ASME

3. HASIL DAN PEMBAHASAN

Proses khusus (*special processes*) adalah suatu proses yang hasilnya sangat tergantung pada pengendalian proses atau keahlian dari operator, atau keduanya [4]. Menurut ASME NQA-1-2008, proses khusus yang dilakukan dalam kegiatan fabrikasi komponen PLTN terdiri dari:

- a) pengelasan;
- b) perlakuan panas; atau
- c) pemeriksaan tak merusak (NDE).

Untuk memastikan bahwa kegiatan fabrikasi komponen kelas 1 PLTN dilaksanakan sesuai dengan persyaratan kode dan standar yang berlaku, maka diperlukan pengendalian terhadap setiap proses yang dilaksanakan, termasuk proses khusus. Proses khusus harus dikendalikan dengan menggunakan instruksi, prosedur, gambar, daftar periksa dan *travelers* atau cara lain yang tepat [5].

Mengingat proses merupakan salah satu unsur dalam Sistem Manajemen, maka persyaratan mengenai kendali

proses khusus harus ditetapkan dalam Sistem Manajemen yang disusun oleh pemohon izin, maupun pabrikan, kontraktor atau subkontraktor yang melaksanakan kegiatan fabrikasi komponen kelas 1 PLTN. Hal ini didasarkan pada ketentuan dalam Pasal 29 ayat (3) Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 4 Tahun 2006 tentang Sistem Manajemen Fasilitas dan Kegiatan dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir, yang menyatakan bahwa Pemegang Izin harus menjamin pekerjaan yang dilaksanakan dalam setiap proses dilakukan dalam kondisi terkendali dengan menggunakan dokumen terkini atau cara lain yang sesuai, yang ditinjau secara berkala untuk memastikan kecukupan dan efektivitasnya. Oleh karena itu setiap proses harus dilaksanakan oleh personil yang berkualifikasi (*qualified*) dan menggunakan prosedur yang terkualifikasi sesuai dengan persyaratan yang telah ditetapkan dalam Sistem Manajemen.

Persyaratan mengenai kendali proses mengacu pada ketentuan yang dilaksanakan dalam setiap proses tercantum dalam beberapa Kode khusus dalam kegiatan fabrikasi ASME yang berlaku secara umum komponen kelas 1 PLTN dapat sebagai berikut:

Tabel 1: Kode ASME untuk Persyaratan Kendali Proses Khusus

No.	Proses Khusus	Kode ASME
1.	Pengelasan	<ul style="list-style-type: none"> – Bagian III, Subbagian NB-4000 tentang Fabrikasi dan Pemasangan – Bagian IX tentang Kualifikasi Pengelasan dan Pematrian
2.	Perlakuan panas (HT) dan Perlakuan panas sesudah pengelasan (PWHT)	<ul style="list-style-type: none"> – Bagian III, Subbagian NB-4000, tentang Fabrikasi dan Pemasangan
3.	Pemeriksaan tak merusak (NDE)	<ul style="list-style-type: none"> – Bagian III, Subbagian NB-5000 tentang Pemeriksaan – Bagian V tentang Pemeriksaan Tak Merusak

3.1. Kendali Proses Pengelasan

Berdasarkan persyaratan yang tercantum dalam Kode ASME Bagian III, pada Subbagian NB-4000 tentang Fabrikasi dan Pemasangan, ditetapkan bahwa hanya proses pengelasan yang mampu menghasilkan lasan sesuai persyaratan kualifikasi prosedur pengelasan Kode ASME Bagian IX yang boleh digunakan. Setiap pabrikan dan kontraktor harus menyusun dan menetapkan dokumen Spesifikasi Prosedur Pengelasan (*Welding Procedure Specification, WPS*) yang merupakan prosedur tertulis yang dapat dipercaya untuk memberikan panduan bagi juru las (*welder*) dalam melaksanakan proses pengelasan sesuai persyaratan peraturan & standar yang berlaku[6]. WPS harus dilengkapi dengan Rekaman Kualifikasi Prosedur (*Procedure Qualification Record,*

PQR) yang berisi rekaman data hasil pengujian dari pengelasan yang telah dilaksanakan berdasarkan WPS. *PQR* berisi variable-variabel yang digunakan dalam pengelasan pelat uji, seperti jenis logam induk, jenis logam pengisi (*filler*), arus, polaritas, voltase, kecepatan pengelasan dan lain-lain. Pabrikan dan kontraktor juga harus melaksanakan pemeriksaan dan inspeksi dimensi baik sebelum maupun sesudah pengelasan, guna menjamin bahwa persyaratan pengelasan terpenuhi, dan bahwa pengelasan dilakukan sesuai dengan prosedur, spesifikasi, dan gambar. Ketentuan lain mengenai kualifikasi pengelasan adalah sebagai berikut:

a) Setiap pabrikan dan kontraktor harus menetapkan prosedur dan melaksanakan pengujian untuk melaksanakan kualifikasi prosedur

- dan kinerja juru las yang melaksanakan prosedur tersebut;
- b) Setiap pabrik dan kontraktor harus menetapkan persyaratan apabila pekerjaan pengelasan diserahkan kepada subkontraktor;
- c) Setiap pabrik dan kontraktor harus mempertahankan rekaman prosedur pengelasan dan juru las yang berkualifikasi. Rekaman tersebut menunjukkan tanggal, hasil pengujian dan tanda identifikasi. Rekaman tersebut juga harus dievaluasi, diverifikasi dan disertifikasi sesuai dengan program jaminan mutu;
- d) Setiap pabrik dan kontraktor harus menetapkan ketentuan mengenai kupon dan spesimen serta metode untuk pengujian impak;
- e) Setiap pabrik dan kontraktor harus menyiapkan dan menguji *weld procedure qualification impact test specimens*;
- f) Setiap pabrik dan kontraktor harus menetapkan ketentuan tentang eliminasi dan perbaikan lasan setelah dilakukannya NDE.
- Sedangkan ketentuan mengenai PQR antara lain bahwa setiap pabrik dan kontraktor harus menyiapkan dan mempertahankan PQR yang berisi rekaman variabel pengelasan dan data pengelasan lainnya, seperti kupon uji, jenis pengujian dan hasil pengujian dari pengelasan yang dilaksanakan berdasarkan WPS. PQR yang lengkap harus memuat dokumentasi semua variabel penting maupun variabel tambahan yang digunakan untuk setiap proses pengelasan.
- Di samping WPS dan PQR, pabrik dan kontraktor harus membuat dan menetapkan dokumen Kualifikasi Kinerja Pengelasan (*Welding Performance Qualification, WPQ*). Ketentuan mengenai WPQ adalah sebagai berikut:
- a) Setiap pabrik dan kontraktor harus menyusun sistem untuk memastikan bahwa juru las berkualifikasi yang tepat digunakan untuk membuat sambungan las tertentu. Sistem tersebut harus mencakup konfirmasi bahwa kualifikasi juru las adalah terkini dan valid untuk aplikasi pengelasan.
- b) Setiap pabrik dan kontraktor harus mempertahankan rekaman hasil yang diperoleh dalam WPQ. Rekaman pengujian WPQ harus mencakup variabel-variabel penting, jenis pengujian, hasil pengujian dan kualifikasi juru las.
- c) Setiap pabrik dan kontraktor harus melaksanakan kualifikasi

terhadap setiap juru las untuk melaksanakan setiap proses pengelasan.

3.2. Kendali Proses Perlakuan Panas (HT) dan Perlakuan Panas Sesudah Pengelasan (PWHT)

Dalam hal dibutuhkan pemanasan awal sebelum pengelasan (*preheating*), pabrikan harus menetapkan persyaratan pemanasan awal, metode pemanasan awal, dan mempertimbangkan pembatasan temperatur *interpass* untuk mencegah pengaruh yang merugikan terhadap sifat-sifat mekanik material. Prosedur perlakuan panas, termasuk yang digunakan untuk PWHT dan perbaikan lasan, harus disiapkan, dievaluasi dan disetujui oleh pabrikan. Ketentuan mengenai kendali proses untuk PWHT antara lain:

- a) Setiap pabrikan dan kontraktor harus menetapkan metode PWHT yang digunakan. Apabila terdapat perubahan dalam hal PWHT, misalnya waktu, suhu, siklus pemanasan, atau laju pendinginan, maka harus dilakukan uji kualifikasi terhadap prosedur yang baru (rekualifikasi).
- b) Setiap pabrikan dan kontraktor harus menyusun dan mempertahankan sistem sehingga

mampu memenuhi persyaratan PWHT untuk pemanasan, laju pendinginan, temperatur logam, keseragaman temperatur logam dan kendali temperatur.

- c) Setiap pabrikan dan kontraktor harus mempertimbangkan lokasi termokopel, pemuatan tungku (*furnace*) untuk mencegah *direct impingement* dari nyala api (*flame*) pada komponen, dan kondisi udara dalam tungku (*furnace atmosphere*) dalam penyusunan prosedur PWHT.

3.3. Kendali Proses Pemeriksaan Tak Merusak (NDE)

Berdasarkan Kode ASME Bagian III, pada Subbagian NB-5000 tentang Pemeriksaan, persyaratan umum mengenai NDE adalah bahwa NDE harus dilaksanakan sesuai dengan metode pemeriksaan yang ditentukan dalam Kode ASME Bagian V tentang Pemeriksaan Tak Merusak. Adapun ketentuan dalam kendali proses NDE antara lain sebagai berikut:

- a) Setiap pabrikan dan kontraktor harus menyusun prosedur NDE sesuai persyaratan Kode, termasuk standar keberterimaannya. Prosedur tersebut harus telah dibuktikan dengan demonstrasi yang sebenarnya kepada inspektur.

- b) Tanggung jawab terhadap komponen kelas 1 PLTN, harus penyusunan, persetujuan dan dilaksanakan dan dikendalikan sesuai penanganan revisi prosedur harus dengan kode dan standar yang berlaku ditetapkan dalam program yang ditetapkan dalam Sistem pengendalian atau jaminan mutu. Manajemen Fabrikasi Komponen Kelas 1 PLTN. Adapun persyaratan mengenai kendali proses khusus yang dilaksanakan dalam kegiatan fabrikasi komponen kelas 1 PLTN dapat mengacu pada Kode ASME Bagian III, Bagian V dan Bagian IX.
- c) Sebelum prosedur NDE untuk sambungan las tertentu disetujui, setiap pabrikan dan kontraktor harus mereviu klasifikasi komponen untuk menentukan jenis pengujian.
- d) Setiap pabrikan dan kontraktor harus menetapkan standar keberterimaan untuk setiap jenis pemeriksaan, seperti radiografi, ultrasonik, partikel magnetik, penetrasi cair dan *eddy current*.
- e) Personil yang melaksanakan NDE harus terqualifikasi sesuai dengan rekomendasi peraturan yang berlaku, misalnya SNT-TC-1A (di Amerika Serikat). Setiap pabrikan dan kontraktor harus melaksanakan verifikasi terhadap kualifikasi dan sertifikasi personil yang melaksanakan NDE [7].
- f) Setiap pabrikan dan kontraktor harus mempertahankan rekaman kualifikasi personil.

4. KESIMPULAN

Proses khusus seperti pengelasan, perlakuan panas, dan pemeriksaan tak merusak dalam kegiatan fabrikasi

UCAPAN TERIMA KASIH

Penulis mengucapkan terima kasih kepada Subdirektorat Jaminan Mutu DK2N-BAPETEN yang telah melibatkan penulis dalam kegiatan Penyusunan Pedoman Sistem Manajemen Manufaktur Komponen PLTN.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 4 Tahun 2006 tentang Sistem manajemen Fasilitas dan Kegiatan dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir
- [2] Wiryosumarto, H., Okumura, T., Teknologi Pengelasan Logam, Pradnya Paramita, Jakarta, 2000
- [3] Anonim, ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, "Rules for Construction of Nuclear

- Facility Components*”, *Division 1, Subsection NB – Class 1 Components*, 2010
- [4] Anonim, ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, “*Rules for Construction of Nuclear Facility Components*”, *Subsection NCA – General Requirements for Division 1 and Division 2*, 2010
- [5] Anonim, ASME NQA-1-2008, “*Quality Assurance Requirements for Nuclear Facility Applications*”, 2008
- [6] Anonim, ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section IX, “*Welding and Brazing Qualifications*”, 2004
- [7] Anonim, ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section V, “*Nondestructive Examination*”, 2004
- terpisah dengan PJM pada tahap konstruksi
- Jawaban:
- Menurut Perka BAPETEN no. 4 tahun 2010 tentang system manajemen fasilitas dan kegiatan pemanfaatan tenaga nuklir, kendali proses merupakan bagian dari pelaksanaan proses dalam system manajemen. Dengan demikian, kaidah proses akan disampaikan dalam dokumen program jaminan mutu (PJM) konstruksi sebagaimana dipersyaratkan dalam PP no 43 / 2006 tentang perizinan reactor nuklir. Dalam kaitannya dengan kegiatan fabrikasi komponen kelas I PLTN yang dilaksanakan oleh kontraktor/pabrikan, maka sesuai pasal 29 ayat 4 perka no 4 / 2010, pemegang ijin harus mengidentifikasi kendali proses yang dikontrakkan kepada pihak lain, dan bertanggung jawab penuh atas proses yang dikontrakkan.

TANYA JAWAB

Rahmat Edhi Herianto (BAPETEN)

Hubungan kendali proses dengan system manajemen. Apakah persyaratan kendali proses akan disampaikan

FINAS SABAGAI SARANA PEMBELAJARAN BAGI BADAN PENGAWAS DAN FASILITAS INSTALASI NUKLIR NON REAKTOR DI INDONESIA

Pandu Dewanto dan Dedi Hermawan

Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir,
BAPETEN, Jl. Gajah Mada No. 8 Jakarta 10120

ABSTRAK

FINAS (Fuel Incident Notification and Analysis System) Sabagai Sarana Pembelajaran Bagi Badan Pengawas dan Fasilitas Instalasi Nuklir Non Reaktor (INNR) di Indonesia. Masing-masing fasilitas INNR di Indonesia mempunyai fitur yang berbeda baik dalam hal design, konstruksi dan operasionalnya. Namun dalam hal pemanfaatan tenaga nuklir semua fasilitas tersebut harus tetap menjadikan keselamatan pekerja, masyarakat dan lingkungan sebagai hal yang utama. Bapeten sebagai badan pengawas yang bertanggungjawab terhadap ditegakkannya peraturan terkait ketenaganukliran belum mempunyai suatu proses yang secara formal dipergunakan untuk menindaklanjuti dan memberikan umpan balik sebagai sarana pembelajaran terhadap laporan-laporan incident yang terjadi di dalam negeri ataupun di luar negeri. Karena dengan tidak adanya proses formal dalam menindaklanjuti dan memberikan umpan balik terhadap suatu insiden maka hilanglah suatu kesempatan pembelajaran dari suatu kejadian atau incident dalam peningkatan kemampuan pengawasan dan pengambilan keputusan bagi badan pengawas. FINAS sebagai sarana untuk saling berbagi informasi merupakan alat yang cukup efektif dalam hal pertukaran pengalaman dan pembelajaran dari fasilitas INNR di Indonesia yang berhubungan dengan kejadian terkait keselamatan instalasi. Finas merupakan suatu metode berbagi yang sistematis terhadap suatu pembelajaran dari kejadian yang berpengaruh signifikan terhadap keselamatan dalam fasilitas INNR. Dengan Diterapkannya FINAS dapat diambil suatu pembelajaran dari suatu kejadian atau incident dalam peningkatan kemampuan pengawasan dan pengambilan keputusan bagi Badan Pengawas.

Kata kunci: FINAS, INNR, pembelajaran

ABSTRACT

FINAS (Fuel Incident Notification and Analysis System) as a Lesson learned tools for Regulatory Body and Nuclear Fuel Cycle Facilities (NFCF) in Indonesia. Each NFCF in Indonesia have different features in terms of design, construction and operation. But in terms of utilization of nuclear energy all these facilities must continue to make the safety of workers, communities and the environment as the main thing. Bapeten as the regulatory body responsible for the enforcement of relevant Nuclear regulations have not a formal process that was used to follow up and provide feedback as a means of learning of the incident reports that occur national or international. Due to the absence of a formal process to follow up and provide feedback on a incident then there goes the chance of learning from an event or incident in the capacity building for regulatory oversight and decision making. Finas as a means of sharing information is an effective tool in terms of exchanging experiences and learning from NFCF in Indonesia related to safety-related events in the instalation. Finas is a systematic method of sharing the learning from the events of a significant effect on the safety of the NFCF. With the implementation of Finas a lesson learn can be retrieved from an event or incident for enhancing the effectiveness and decision making from regulatory body.

Keywords: FINAS, NFCF, Lesson learn

1. PENDAHULUAN

1.1. Latar Belakang

Pemanfaatan energi nuklir di Indonesia terus berkembang ke arah yang lebih baik meskipun sampai saat ini masih dalam tahap pengembangan yang dilakukan melalui penelitian dan pengembangan teknologi. Untuk mendukung pemanfaatan energi nuklir tersebut, fasilitas-fasilitas pendukung yang termasuk dalam kelompok daur bahan bakar nuklir (*fuel cycle facilities*) atau di Indonesia lebih dikenal dengan Instalasi Nuklir Non Reaktor (INNR) terus melakukan kegiatan-kegiatan pemanfaatan tenaga nuklir untuk mendorong tercapainya kemandirian teknologi. Instalasi nuklir non reaktor di Indonesia bila mengacu pada Undang-undang No.10 tahun 1997 tentang ketenaganukliran, terdiri atas fasilitas yang digunakan untuk pemurnian, konversi, pengayaan bahan nuklir, fabrikasi bahan nuklir dan/atau pengolahan ulang bahan bakar nuklir bekas dan/atau fasilitas yang digunakan untuk menyimpan bahan bakar nuklir dan bahan bakar nuklir bekas. Dan sesuai amanat Undang-undang ini pun penelitian dan pengembangan tenaga nuklir yang dilakukan dalam rangka penguasaan iptek nuklir terkait dengan instalasi nuklir non reaktor dilakukan

oleh badan pelaksana yang dalam hal dilakukan oleh Instalasi Elemen Bakar Eksperimental (IEBE), Instalasi Produksi Elemen Bakar Reaktor Riset (IPEBRR), Instalasi Radiometalurgi (IRM) dan Instalasi Penyimpanan Sementara Bahan Bakar Nuklir Bekas (IPSB3).

Masing-masing fasilitas INNR tersebut mempunyai fitur yang berbeda baik dalam hal design, konstruksi dan operasionalnya. Namun demikian dalam hal pemanfaatan tenaga nuklir semua fasilitas tersebut harus tetap menjadikan keselamatan pekerja, masyarakat dan lingkungan sebagai hal yang utama. Suatu kejadian terkait keselamatan yang terjadi di satu fasilitas INNR dapat dijadikan sebagai suatu pembelajaran bagi fasilitas lainnya. Hal ini dilakukan agar tidak terulangnya suatu kejadian terkait keselamatan di fasilitas lain. Karena sekecil apapun peristiwa yang terjadi apabila itu berhubungan dengan ketenaganukliran, masyarakat dipastikan akan memberikan respon negatif dalam penggunaan tenaga nuklir.

Melihat hal tersebut, sehubungan dengan pembelajaran dari fasilitas lain terkait keselamatan nuklir pada fasilitas nuklir maka IAEA mengeluarkan

suatu safety standard– GSR part. 1 mengenai *Governmental, Legal and Regulatory Framework for Safety* persyaratan no.15 terkait dengan berbagi pengalaman operasi dan pengalaman pengawasan dimana dinyatakan bahwa badan pengawas diharuskan melakukan suatu cara analisa untuk mengidentifikasi suatu kejadian yang bisa dipelajari dari pengalaman pengoperasian badan pelaksana serta pengalaman badan pengawas itu sendiri, termasuk didalamnya pengalaman dari negara lain. Badan pengawas harus menyaratkan tindakan perbaikan yang tepat untuk dilakukan guna mencegah terulangnya peristiwa terkait keselamatan yang signifikan. Selain itu perlu adanya suatu desiminasi pembelajaran dan digunakan oleh badan pengawas, badan pelaksana dan pihak berwenang terkait lainnya. Dan pada persyaratan No.35 GSR part. 1 dinyatakan pula kejadian-kejadian yang berhubungan dengan pembelajaran operasional dan pengetahuan kelembagaan dapat sangat berharga dan harus digunakan secara tepat dalam merevisi peraturan dan pedoman oleh badan pengawas.

Terkait dengan pembelajaran dari kejadian pada fasilitas lain, OECD /

NEA Komite Keselamatan Instalasi Nuklir (CSNI) Kelompok Kerja Keselamatan Siklus Bahan Bakar mengusulkan melembagakan Sistem Pelaporan Insiden Siklus Bahan Bakar. Kelompok Kerja melihat pentingnya dan keefektivan bila memiliki sistem data base untuk berbagi pengalaman operasi antara negara-negara anggota. Sebuah dokumen pedoman kemudian diterbitkan dan pada tahun 1992 dimulailah kegiatan *Fuel Incident Notification and Analysis System* (FINAS)/ Sistem Analisis dan Notifikasi terhadap Insiden Bahan Bakar. Tahun 2001 Konferensi Internasional IAEA tentang Isu topikal dalam Keselamatan Nuklir menyatakan: "IAEA harus membina pertukaran peraturan informasi internasional dan keselamatan untuk fasilitas siklus bahan bakar. Disarankan bahwa IAEA membangun kegiatan pertukaran informasi dan analisis untuk siklus bahan bakar dan bekerjasama instalasi lain dari siklus bahan bakar dan bekerjasama dengan OECD / NEA di database FINAS".

1.2. Permasalahan

Bapeten sebagai badan pengawas yang bertanggungjawab terhadap ditegakkannya peraturan terkait

ketenaganukliran saat ini belum mempunyai suatu proses yang secara formal dipergunakan untuk menindaklanjuti dan memberikan umpan balik sebagai sarana pembelajaran terhadap laporan-laporan incident yang terjadi di dalam negeri ataupun di luar negeri.

Dampak dari tidak adanya suatu proses formal dalam menindaklanjuti dan memberikan umpan balik terhadap suatu incident adalah hilangnya suatu kesempatan pembelajaran dari suatu kejadian atau incident dalam peningkatan kemampuan pengawasan dan pengambilan keputusan bagi badan pengawas.

1.3. Pembatasan Masalah

Sistem pelaporan dan pembelajaran terkait tenaga nuklir yang ruang lingkupnya hanya dibatasi pada fasilitas Instalasi nuklir non reaktor (INNR) di Indonesia.

1.4. Metodologi

Metodologi yang digunakan dalam penulisan makalah ini adalah sebagai berikut:

- Melakukan kajian pustaka terkait dengan FINAS (*Fuel Incident Notification and Analysis System*) dan sistem pembelajaran yang

berguna bagi Badan Pengawas maupun fasilitas instalasi nuklir non reaktor

- Melakukan diskusi dengan fasilitas instalasi nuklir non reaktor terkait penerapan FINAS di Indonesia.
- Melakukan analisis dan pembahasan.
- Menarik kesimpulan dan rekomendasi tindak lanjut untuk mendukung efektifitas pelaksanaan pengawasan INNR.

2. LANDASAN TEORI

2.1. Dasar dan Tujuan FINAS (*Fuel Incident Notification and Analysis System*)

Fuel Incident Notification and Analysis System atau biasa disingkat dengan FINAS, merupakan sistem berbasis web (*web-based*) yang sederhana dan efisien untuk pertukaran pembelajaran penting dari pengalaman operasi yang diperoleh dalam fasilitas daur bahan bakar (*fuel cycle facilities*) dari negara anggota IAEA dan NEA. Tujuan utama dari FINAS adalah untuk memastikan umpan balik yang tepat pada kejadian penting pada keselamatan dasar di seluruh dunia untuk membantu mencegah terjadinya atau terulangnya insiden serius atau kecelakaan. Kejadian yang dilaporkan FINAS harus

signifikansi terhadap keamanan bagi masyarakat internasional dalam hal penyebab dan pelajaran. Sebagai contoh, peristiwa yang memiliki konsekuensi potensial yang serius dalam hal keselamatan sebagai pendahuluan untuk kejadian-kejadian yang lebih serius.

FINAS adalah sistem yang didasarkan pada komitmen sukarela dari negara-negara peserta, sehingga manfaat dari pertukaran informasi FINAS bergantung pada Negara Anggota, yang bertanggung jawab untuk memilih kejadian untuk dilaporkan ke FINAS. Informasi harus disediakan untuk FINAS secara sesegera mungkin, karena dapat membantu dalam menghindari masalah yang sama di negara lain.

Sebuah laporan FINAS harus memberikan informasi rinci teknis dan faktor manusia pada akar penyebab, keselamatan signifikansi, pelajaran, dan tindakan korektif. FINAS berfokus pada peristiwa yang penting bagi masyarakat internasional, tidak harus dipandang sebagai sumber untuk studi statistik maupun untuk keandalan komponen. Sistem ini dirancang untuk komunitas nuklir sebagai sumber informasi rinci tentang analisis dan pelajaran dari suatu peristiwa, berbeda

dengan deskripsi sederhana yang bertujuan umum (Misalnya: Skala Internasional Kejadian Nuklir (Ines) yang merupakan layanan informasi yang dirancang untuk media dan informasi publik.) Laporan tersebut tidak boleh mengandung setiap detail teknis atau diagram yang dapat mengungkapkan keamanan atau fitur non-proliferasi.

2.1. Tipe Fasilitas dalam FINAS

Fasilitas yang menjadi perhatian dari FINAS didefinisikan sebagai setiap jenis instalasi memiliki hubungan dengan siklus bahan bakar nuklir selain PLTN, reaktor riset atau repositori pembuangan limbah dan transportasi bahan bakar. Fasilitas-fasilitas berikut yang termasuk dalam perhatian FINAS termasuk didalamnya kegiatan yang terkait dengan fasilitas manajemen limbah radioaktif dan dekomisioning, yaitu:

- a. Pertambangan dan pengolahan uranium dan thorium
- b. Fasilitas refining
- c. Fasilitas konversi
- d. Fasilitas pengayaan
- e. Fasilitas fabrikasi bahan bakar
- f. Fasilitas radioisotop produksi
- g. Fasilitas pengolahan limbah

- h. Fasilitas penanganan dan penyimpanan bahan bakar menengah
- i. Fasilitas reprosesing
- j. Fasilitas laboratorium daur bahan bakar untuk penelitian dan pengembangan.

Aspek transportasi bahan bakar saat ini tidak dianggap sebagai bagian dari sistem pelaporan meskipun negara-negara anggota dapat membuat laporan untuk mereka sendiri.

FINAS tidak membahas kejadian atau peristiwa yang berkaitan dengan bahan bakar yang terjadi pada pembangkit listrik tenaga nuklir ataupun raktor penelitian, karena hal ini dibahas oleh IAEA / NEA IRS dan IRSRR.

2.2. Ruang lingkup FINAS

Ruang lingkup FINAS didasarkan pada:

- Kejadian itu sendiri merupakan sesuatu yang serius atau penting dari segi keamanan karena adanya penurunan yang signifikan secara aktual atau potensial dalam pertahanan berlapis fasilitas;
- Kejadian ini mengungkapkan pelajaran penting yang akan membantu masyarakat nuklir internasional untuk mencegah terulangnya sebagai peristiwa

keselamatan yang signifikan dalam kondisi yang terburuk atau untuk menghindari terjadinya suatu peristiwa yang serius atau penting dalam hal keamanan;

- Kejadian ini adalah pengulangan dari kejadian serupa yang dilaporkan sebelumnya untuk FINAS, tetapi menyoroti pelajaran baru yang penting bagi komunitas internasional

Adapun kategori yang menjadi pertimbangan dalam pelaporan adalah sebagai berikut:

1. Lepasnya secara tidak terduga atau tidak diharapkannya zat radioaktif, material kimia berbahaya atau paparan radiasi.
2. Degradasi fungsi keselamatan
3. Defisiensi dalam hal design, konstruksi, operasi (termasuk didalamnya perawatan dan survailen), Jaminan kualitas atau evaluasi keselamatan
4. Permasalahan umum terkait keselamatan
5. Akibat dari suatu tindakan
6. Kejadian yang secara signifikan terkait keselamatan
7. Efek dari kejadian eksternal yang tidak biasanya baik karena manusia ataupun alam

- Kejadian yang menarik perhatian publik

3. PEMBAHASAN

3.1. Mekanisme Pembahasan dan Pelaporan Kejadian INNR

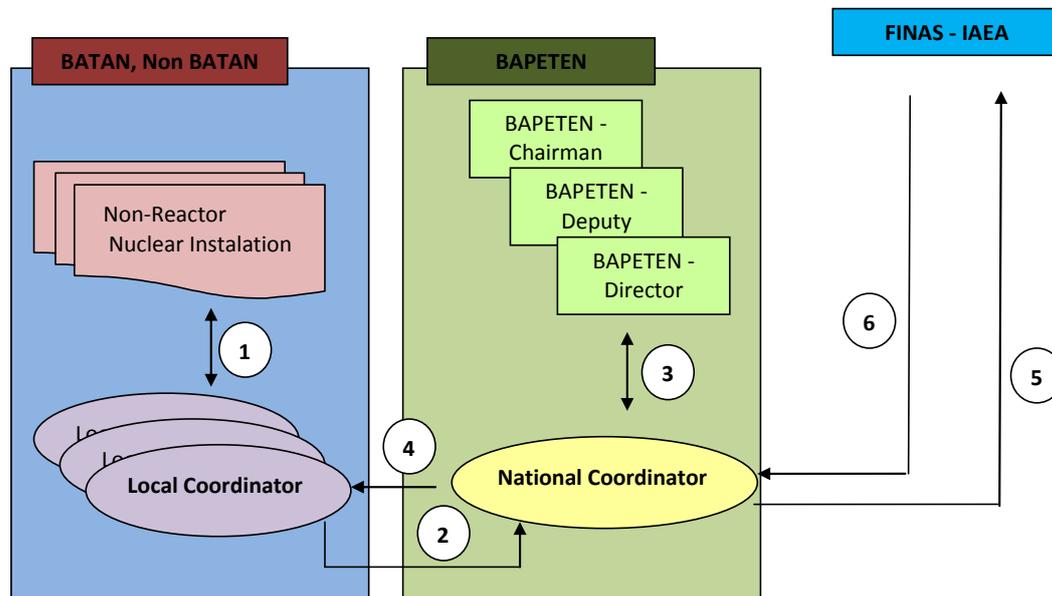
Untuk mendapatkan pelajaran penting yang akan membantu semua pihak dalam hal ini Badan Pengawas ataupun fasilitas INNR di Indonesia serta untuk mencegah terulangnya sebagai peristiwa keselamatan yang signifikan dalam kondisi yang terburuk atau untuk menghindari terjadinya suatu peristiwa yang serius atau penting dalam hal keamanan maka perlu untuk membakukan mekanisme pembahasan dan pelaporan kejadian yang ada pada INNR di Indonesia. Langkah-langkah dalam pembahasan dan pelaporan kejadian di fasilitas INNR dapat dirumuskan sebagai berikut:

- Kriteria atau kategori kejadian signifikan dalam INNR yang dilaporkan mengikuti pedoman FINAS dapat dilihat secara rinci di dalam guidelines FINAS, tetapi bisa juga tidak terbatas dalam kategori 1 sampai dengan 8 saja, dan kejadian dapat mencakup di luar skala INES (misal -0,5 atau -1 dst). Berdasarkan kriteria tersebut, koordinator lokal menyusun laporan kejadian setelah

terlebih dahulu berkoordinasi dengan Kepala Pusat masing-masing termasuk menyeleksi kejadian yang akan dilaporkan.

- Dengan format laporan sesuai pedoman FINAS dan atas persetujuan Kepala Pusat, Koordinator Lokal menyampaikan laporan kejadian ke Koordinator Nasional dalam hal ini BAPETEN sebagai badan pengawas di Indonesia.
- Laporan kejadian yang telah disampaikan oleh fasilitas dibahas di lingkungan internal BAPETEN (Koordinator Nasional, Kepala Pusat Kajian, Deputi, bersama unit terkait, dan Kepala BAPETEN jika dipandang perlu).
- Koordinator Nasional mengundang fasilitas (Koordinator Lokal/ Kepala Pusat) untuk melakukan seleksi lanjutan dan pemutakiran laporan yang meliputi judul, abstrak, narasi, pembelajaran dan rekomendasi (jika ada) sebelum dikirim ke IAEA.
- Koordinator Nasional melaporkan kejadian signifikan INNR ke IAEA dengan memformalkan informasi yang ada sesuai dengan format IAEA, setelah terlebih dahulu berkonsultasi dengan Kepala Pusat Kajian /Deputi / Kepala BAPETEN.

Gambar Mekanisme Pembahasan dan dapat dilihat pada gambar 1 dibawah Pelaporan Kejadian INNR Indonesia ini:



Gambar 1. Mekanisme pembahasan dan pelaporan kejadian signifikan pada INNR

Pada gambar diatas alur mekanisme pelaporan dapat dijelaskan sebagai berikut:

1. Pelaporan atau pembahasan kejadian signifikan di lingkungan fasilitas.
2. Pelaporan kejadian oleh Koordinator Lokal ke Koordinator Nasional.
3. Koordinasi dan diskusi di lingkungan BAPETEN.
4. Koordinasi atau diskusi dengan Fasilitas atau INNR.
5. Mengirim laporan kejadian signifikan INNR ke IAEA.
6. Notifikasi atas data kejadian INNR yang baru, pengumuman, undangan, dan lain lain.

3.1. Mekanisme Desiminasi Kejadian

Informasi terkait FINAS didesiminasikan oleh Sekretariat FINAS (IAEA) kepada Nasional Koordinator dalam hal ini Badan Pengawas yang bertanggung jawab untuk selanjutnya mendesiminasikannya kepada organisasi terkait di negaranya. Berdasarkan persyaratah hukum suatu negara yang tergabung dalam FINAS, laporan FINAS secara umum dikelompokkan dalam kategori “Terbatas” dalam rangka mendorong pertukaran informasi yang terbuka dan tepat waktu. Kategori ‘terbatas’

diterapkan pada pendistribusian laporan FINAS ditentukan berdasarkan muatan teknis dalam informasi tersebut yang ditetapkan bersama oleh badan pengawas dan badan pelaksana. Kategori terbatas tersebut dimaksudkan bahwa nasional koordinator bertanggungjawab dalam memutuskan pendistribusian laporan kejadian tersebut secara formal di negaranya.

Koordinator Nasional dalam pelaporan FINAS ini mempunyai akses langsung ke Website FINAS IAEA untuk menerima pelaporan FINAS tentang data kejadian signifikan INNR yang baru, menerima pengumuman dan undangan, atau melakukan update data/report setiap kejadian signifikan. Selain itu, nasional koordinator dapat mengusulkan generic user/lokal koordinator ke dalam database FINAS, dimana mereka dapat melihat atau mencari semua kejadian di dalam FINAS. Ketika suatu laporan dimasukkan kedalam FINAS maka semua pengguna baik itu nasional koordinator maupun lokal koordinator akan mendapatkan pemberitahuan secara otomatis.

Laporan Finas hanya dipergunakan secara resmi oleh pihak-pihak yang berkepentingan secara langsung seperti

Badan Pengawas, Badan Pelaksana, Pusat penelitian atau industri yang terkait dengan daur bahan bakar dan tidak didistribusikan secara langsung kepada publik.

4. KESIMPULAN

- Adanya suatu mekanisme atau metode sistematis yang baku terhadap pembahasan dan pelaporan kejadian pada INNR di Indonesia dapat mempermudah pelajaran penting suatu kejadian serta membantu semua pihak baik Badan Pengawas ataupun Fasilitas.
- Dengan adanya peraturan terkait ketenaganukliran menyangkut proses yang secara formal dipergunakan untuk menindaklanjuti dan memberikan umpan balik sebagai sarana pembelajaran terhadap laporan-laporan incident yang terjadi di dalam negeri ataupun di luar negeri maka dapat diambil suatu pembelajaran dari suatu kejadian atau incident dalam peningkatan kemampuan pengawasan dan pengambilan keputusan bagi badan pengawas.
- FINAS sebagai sarana untuk saling berbagi informasi merupakan alat yang cukup efektif dalam hal pertukaran pengalaman dan

pembelajaran dari fasilitas INNR di Indonesia yang berhubungan dengan kejadian terkait keselamatan instalasi.

DAFTAR PUSTAKA

1. Undang-undang No.10 tahun 1997 tentang ketenaganukliran
2. IAEA safety standard series No.GSR part. 1, *Governmental, Legal and Regulatory Framework for Safety*, IAEA, Viena, 2010
3. Laporan Kajian Teknis Evaluasi Pengawasan Instalasi Nuklir Non Reaktor tahun 2011, P2STPIBN-BAPETEN, Jakarta, 2011
4. IAEA/NEA Fuel Incident Notification and Analysis System (FINAS) Guidelines, IAEA Service Series 14, Vienna, 2006
5. Geoffrey Jones, The Fuel Incident Notification and Analysis System (FINAS) and the Associated Database, Eurosafe, 2010

PENGGUNAAN RELAP5 DAN COBRA CODE UNTUK ANALISIS KEHILANGAN TOTAL ALIRAN PENDINGIN PWR

Azizul Khakim

BAPETEN, Jl. Gajah Mada No. 8 Jakarta 10120,

email: a.khakim@bapeten.go.id

ABSTRAK

PENGGUNAAN RELAP5 DAN COBRA CODE UNTUK ANALISIS KEHILANGAN TOTAL ALIRAN PENDINGIN PWR. Analisis keselamatan untuk Pressurized Water Reactor (PWR) 4 loop telah dilakukan untuk kasus kehilangan total aliran pendingin yang mungkin terjadi selama operasi reaktor. Perhitungan dilakukan untuk analisis dasar dimana koefisien reaktivitas moderator diambil 0,0 ($\Delta k/k$)/(g/cm³) dan analisis sensitivitas dimana koefisien reaktivitas moderator diambil harga yang realistis pada awal siklus (BOC). Dalam analisis ini digunakan dua kode komputer yaitu RELAP5/MOD2 dan COBRA IV-I/JINS, dimana RELAP5/MOD2 digunakan untuk perhitungan untai sistem dan COBRA IV-I/JINS untuk evaluasi DNBR minimum. Dalam analisis ini dihasilkan bahwa DNBR minimum adalah 1,64 yang berarti selalu lebih besar dari 1,17. Sementara untuk tekanan reaktor, harga maksimumnya mencapai 164,7 kg/cm²g, lebih rendah dari 1,2 kali tekanan operasi maksimum yang diijinkan (210 kg/cm²g). Dengan demikian, integritas teras dan tekanan pendingin reaktor selalu dipertahankan pada kondisi aman selama kehilangan total aliran pendingin.

Kata kunci: analisis, kehilangan total, aliran pendingin, PWR

ABSTRACT

THE USE OF RELAP5 AND COBRA CODE FOR THE ANALYSIS OF COMPLETE LOSS OF COOLANT FLOW (CLOF) AT PWR. Safety analysis of 4-loop Pressurized Water Reactor (PWR) has been performed for complete loss of reactor coolant flow accident that might take place during reactor operation. The calculations are performed for base case where the moderator reactivity coefficient is set to be 0.0 ($\Delta k/k$)/(g/cm³), and sensitivity case where the moderator reactivity coefficient is set at the realistic value at the Beginning of Cycle (BOC). In the analyses, two codes are used i.e., RELAP5/MOD2 and COBRA IV-I/JINS, where RELAP5/MOD2 is used for loop calculation and COBRA IV-I/JINS is for minimum DNBR evaluation. As the result, the minimum DNBR is 1.64, which is always above the acceptable limit of 1.17. And as for the reactor pressure, its maximum value is 164.7 kg/cm²g, lower than 1.2 times of allowable maximum operating pressure (210 kg/cm²g). Therefore, the integrity of the reactor core and reactor coolant pressure boundary is always maintained secured during complete loss of reactor coolant flow accident.

Key words: analysis, complete loss, coolant flow, PWR.

1. PENDAHULUAN

PWR adalah reaktor air ringan yang dilengkapi dengan bejana tekan (*pressurizer/PZR*) untuk menjaga pendingin primer pada kondisi *sub-cooled* dan untuk mencegah terjadinya pendidihan di dalam teras. Reaktor berbahan bakar UO_2 , dan kelongsong bahan bakar terbuat dari Zircaloy. Panas yang dibangkitkan di dalam teras reaktor dipindahkan ke sisi pendingin sekunder oleh pendingin primer melalui pembangkit uap (*Steam Generator/SG*). Uap sekunder mengalir untuk memutar turbin dan membangkitkan listrik oleh generator. Uap dari turbin kemudian dikondensasi oleh kondenser dan pendingin diumpankan kembali ke pembangkit uap.^[3]

Berbagai analisis transien dapat dijalankan dengan RELAP5/MOD2, sedangkan untuk analisis DNBR (*Departure from Nucleate Boiling Ratio*) digunakan COBRA-IV-I/JINS. RELAP5/MOD2 menerapkan korelasi yang terbaru dan dapat diterapkan secara luas mulai dari transien hingga LOCA (*Loss of Coolant Accident*). Sedangkan COBRA-IV-I/JINS adalah kode komputer untuk analisis perilaku termohidrolika sub-kanal yang mengevaluasi DNBR kritis terkait

dengan kekuatan kelongsong bahan bakar.

Validasi terhadap RELAP5 telah banyak dilakukan untuk kasus-kasus spesifik. Alejandro et.al melakukan *benchmark* dan membandingkan RELAP5 dengan eksperimen yang mewakili sistem injeksi boron Atucha II. RELAP5 dapat memprediksi tekanan dengan akurat^[1].

Andej juga melakukan validasi beberapa versi RELAP5 terhadap eksperimen Betsky 9.1b Test. Hasilnya menyimpulkan bahwa perhitungan yang dilakukan dengan berbagai versi RELAP5 menunjukkan hasil yang sebanding^[2].

2. TUJUAN ANALISIS

Analisis ini dimaksudkan untuk mengamati integritas bahan bakar dan tekanan reaktor yang diwakili masing-masing oleh parameter DNBR minimum dan tekanan reaktor maksimum selama kecelakaan kehilangan total aliran pendingin. Kriteria penerimaan yang diterapkan adalah:

- MDNBR harus lebih dari 1,17 pada kecelakaan kehilangan total aliran pendingin.
- Tekanan pendingin reaktor maksimum harus kurang dari 1,2 kali tekanan operasi maksimum (210

kg/cm²g).

3. PROGRAM KOMPUTER

Kode komputer RELAP5/MOD2 digunakan pada analisis termohidrolika sistem pendingin secara keseluruhan, sedangkan kode komputer COBRA-IV-I/JINS digunakan untuk analisis DNBR.

3.1. Kode RELAP5/MOD2

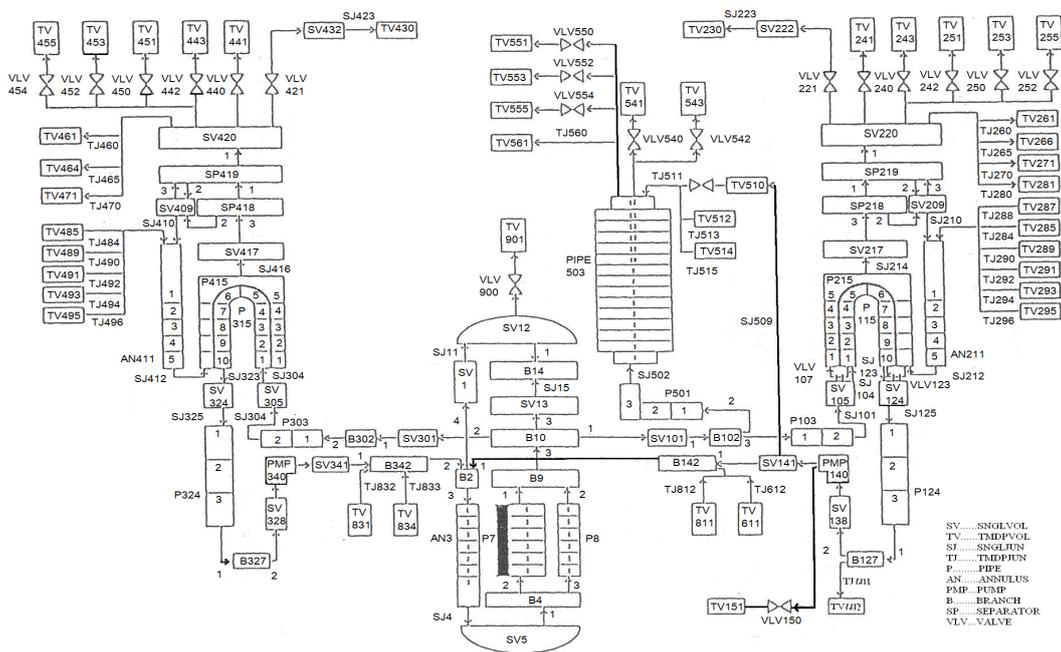
RELAP5/MOD2 bertujuan untuk menganalisis perkiraan terbaik dari analisis kecelakaan yang melibatkan cakupan termohidrolika yang luas dari reaktor air ringan. RELAP5/MOD2 adalah model yang mempostulasikan konservasi massa, momentum dan energi sebagai persamaan dasar dari masing-masing fasa gas-liquid untuk aliran dua fasa, yang memberikan perbaikan terhadap ketepatan taksiran terkait dengan aliran dua fasa pada fenomena setimbang.

Untuk analisis numeris, sistem pendingin reaktor dibagi menjadi sejumlah 'volume' dan diberi 'junction' di antara 'volume-volume' tersebut sebagai kanal pendingin reaktor, kemudian diterapkan

persamaan konservasi massa, momentum dan energi. Panas peluruhan dari hasil fisi dan aktinida dianggap sebagai sumber pembangkitan panas dalam teras. Persamaan kinetika reaktor pendekatan satu titik dengan enam grup neutron kasip diselesaikan untuk masing-masing energi fisi.

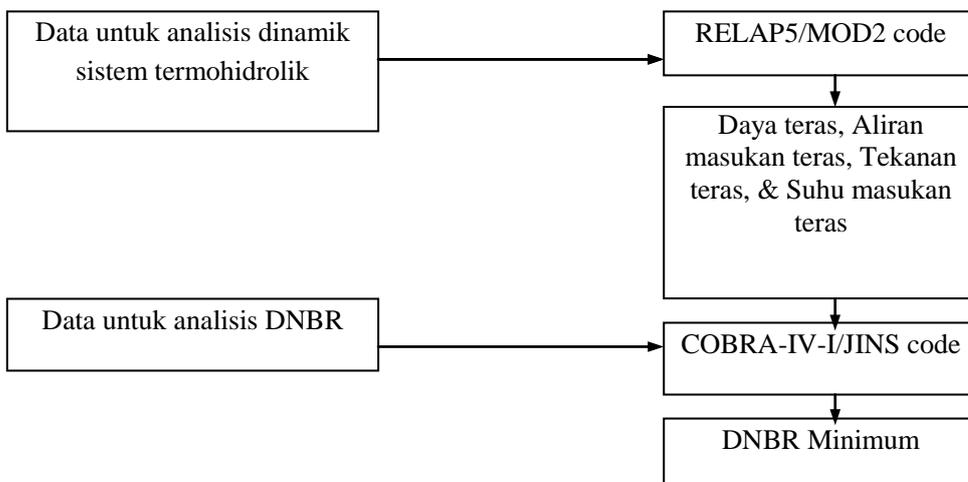
Gambar 1 menunjukkan nodalisasi sistem PWR dengan kode komputer RELAP5.

Hasil keluaran program RELAP5 digunakan oleh program COBRA sebagai data input untuk menghitung DNBR, sebagaimana dideskripsikan pada Gambar 2.



Gambar 1. Nodalisis PWR

3.2. Kode COBRA-IV-I/JINS sebagai kumpulan subkanal. Masing-masing subkanal tersusun dari beberapa dimensi yang menganalisis batang bahan bakar dan dinding masing-masing entalphi subkanal dan permukaan dari bahan lain yang distribusi aliran, dengan menganggap menyusun teras dan secara aksial teras atau perangkat bahan bakar dalam dibagi dalam beberapa 'volume'.



Gambar 2. Diagram alir data untuk analisis DNBR

Persamaan konservasi massa, momentum dan energi diselesaikan untuk masing-masing *volume*, dan dihitung distribusi dari entalpi, kecepatan aliran dan tekanan pendingin primer dalam reaktor atau perangkat bahan bakar. Distribusi temperatur dalam batang bahan bakar dapat dihitung dengan menyelesaikan persamaan konduksi panas dari daya linear; namun permukaan termohidrolika dapat juga dimasukkan sebagai kondisi batas.

4. Uraian Kejadian

Kecelakaan kehilangan total aliran pendingin primer dipicu oleh berhentinya semua pompa pendingin primer selama operasi daya nominal. Akibatnya, aliran pendingin primer turun sesuai dengan momen inerti pompa tersebut yang menyebabkan berkurangnya kemampuan pendingin untuk memindahkan panas yang dibangkitkan di dalam teras, dan

konsekuensinya temperatur pendingin dan bahan bakar naik. Pada saat yang sama, sinyal ‘daya pompa primer-low’ rendah’ aktif dan reaktor shut down.

Penyebab kecelakaan bisa berasal dari kehilangan daya sistem pendingin reaktor atau kerusakan listrik.

Kenaikan temperatur pendingin primer mengakibatkan naiknya tekanan sistem primer. Namun, setelah batang kendali masuk sepenuhnya ke dalam teras saat reaktor trip, maka tekanan dan temperatur akan turun, dan kondisi reaktor akan menuju ke kondisi aman.^[1]

4.1. Kondisi Analisis dan Data Input

Tabel 1 menyajikan kondisi analisis dan data input untuk perhitungan kehilangan total aliran pendingin.

4.1.1. Analisis Dasar (*Base case*)

Kondisi untuk analisis dasar adalah sebagai berikut:

Tabel 1. Kondisi analisis dan data input untuk kehilangan total aliran pendingin

No.	Parameter	Analisis DNBR
1.	Daya Reaktor, MWt	3423
2.	Temperatur rata-rata pendingin primer, °C	307,1
3.	Tekanan Reaktor, kg/cm ² g	157,2
4.	Koefisien reaktivitas <i>Doppler</i>	batas atas
5.	Sistem pengaturan tekanan PZR (<i>PZR spray, PZR relief valve</i>)	Aktuasi
6.	Sistem kendali Reaktor control system	Tidak aktuasi
7.	Sistem pengaturan <i>bypass</i> turbin	Tidak aktuasi
8.	Katup pelepas uap utama (<i>Main steam relief valve</i>)	Tidak aktuasi

1. Diasumsikan bahwa semua pompa pendingin primer berhenti akibat kehilangan daya listrik atau kerusakan listrik secara bersamaan. Akibatnya, aliran pendingin primer menurun (*coast down*) mengikuti karakteristik momen inerti dari roda gila (*flywheel*) yang dipasang pada pompa.
2. Reaktor shutdown akibat dari sinyal 'daya pompa primer-rendah' aktif setelah waktu tunda 1,3 detik. Sinyal trip pemicu shutdown bukan berasal dari sinyal 'aliran pendingin primer-rendah (*Primary Coolant Flow Volume-Low*)' yang teraktuasi pada 87% dari aliran nominal.
3. Koefisien reaktivitas densitas moderator diambil 0,0 ($\Delta k/k$) / (g/cm³) yang berarti tidak akan memberikan sumbangan umpan

balik reaktivitas negatif terhadap teras ketika densitas moderator menurun akibat kenaikan temperatur.

4.1.2. Analisis Sensitivitas

Dalam analisis sensitivitas, pengaruh dari koefisien densitas moderator diambil harga yang sesungguhnya yaitu -15×10^{-5} ($\Delta k/k$)/°C pada awal siklus (BOC).

Tabel 2. Data kronologis evaluasi DNBR untuk analisis dasar selama CLOF

No	Waktu setelah CLOF (s)	Item	Nilai
1.	0,0	Awal transien CLOF	-
2.	1,3	Mulai penyisipan reaktivitas trip	-
3.	2,4	Mulai aktuasi katup semprot PRZ	-
4.	Tidak tercapai	Aktuasi katup keselamatan dan pelepasan PRZ	-
5.	2,3	Min. DNBR pada sel Thimble	1,64
6.	2,3	Min. DNBR pada sel Typical	1,72
7.	3,5	Tercapainya tekanan maks. RCS, kg/cm ² g	164,7
8.	3,9	Suhu rata-rata maks. <i>Loop</i> A&B, °C	309,0
9.	4,0	Suhu maks. <i>Hot leg</i> A&B, °C	328,8
10.	4,3	Tercapainya Volume air maks. PRZ, %	61,6
11.	4,3	Perubahan arah aliran <i>surge</i> PRZ	-
12.	6,6	Akhir aktuasi katup semprot PRZ	-
13.	9,8	<i>Level</i> air SG A&B di bawah <i>Narrow Range</i>	-
14.	Tidak tercapai	Suhu maks. <i>Cold leg</i> -A, °C	293,0
15.	Tidak tercapai	Suhu maks. <i>Cold leg</i> -B, °C	293,1
16.	Tidak tercapai	Aktuasi katup keselamatan SG A&B	-

4.2. Hasil Analisis MDNBR untuk Analisis Dasar

Table 2 menguraikan sejarah waktu urutan kejadian evaluasi DNBR untuk analisis dasar selama kehilangan total aliran pendingin.

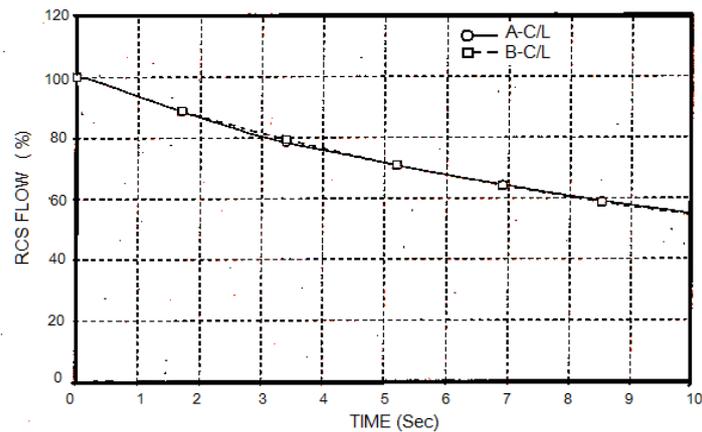
Karena matinya semua pompa pendingin primer, maka aliran pendingin teras mengalami penurunan aliran (*coast down*) pada detik ke-0. Pada waktu yang sama, sinyal trip 'voltase daya pompa primer-rendah' ditransmisikan, dan dengan mempertimbangkan waktu respon, maka penyisipan batang kendali akan terjadi pada 1,3 detik dan reaktor akan shutdown secara otomatis.

Akibat penurunan aliran pendingin teras, maka perpindahan panas teras berkurang, sehingga suhu dan tekanan

sistem primer akan naik. Namun naiknya tekanan pressurizer mengakibatkan katup semprot pressurizer teraktivasi (*pressurizer spray valve*) sehingga kenaikan tekanan pressurizer akan tertahan. Selanjutnya, ketika reaksi fisi berhenti setelah masuknya batang kendali saat shutdown, maka tekanan pendingin reaktor dan suhu pendingin primer akan menurun dan kecelakaan tersebut berakhir.

Perilaku Parameter Utama

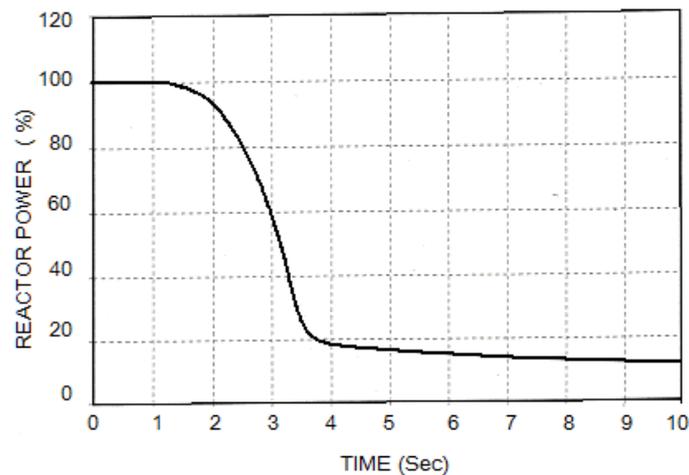
Gambar 3 menunjukkan penurunan aliran pendingin primer secara perlahan. Ketika semua pompa primer mati, maka aliran pendingin primer mulai menurun dan mengalami *coast down*. Aliran yang ditunjukkan di sini adalah aliran *cold leg*.



Gambar 3. Aliran *cold leg* ternormalisir terhadap waktu pada analisis dasar

Gambar 4 menunjukkan daya keluaran reaktor terhadap waktu. Setelah 1,3 detik, maka reaktor akan *shutdown*

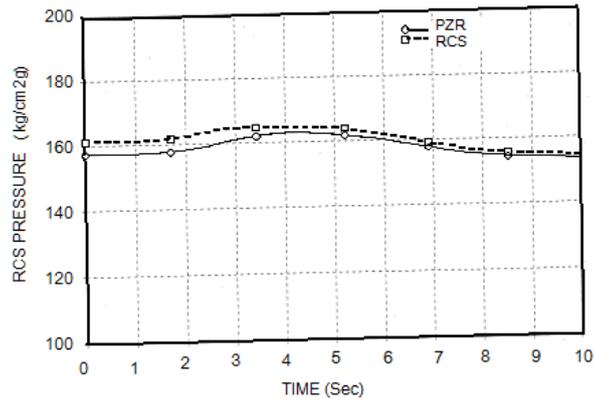
secara otomatis oleh sinyal 'daya pompa primer-rendah' dan daya reaktor akan menurun secara cepat.



Gambar 4. Daya reaktor ternormalisir terhadap waktu pada analisis dasar

Gambar 5 menunjukkan perubahan tekanan pressurizer dan tekanan reaktor. Tekanan reaktor mulai naik akibat penurunan perpindahan panas dalam teras yang disebabkan oleh penurunan aliran pendingin primer. Dan kemudian, tekanan reaktor

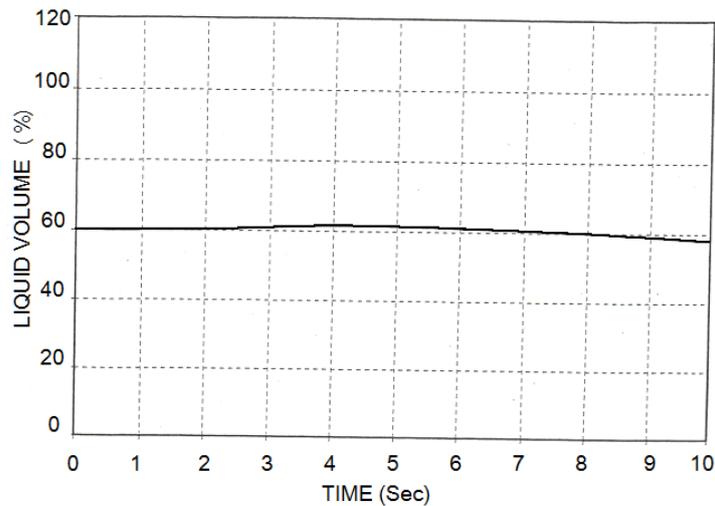
menurun setelah reaktor trip dengan sedikit waktu tunda. Tekanan reaktor mencapai nilai maksimum 164,7 kg/cm²g pada 3,5 detik setelah kejadian tersebut. Demikian juga, tekanan pressurizer naik oleh memburuknya perpindahan panas dalam teras.



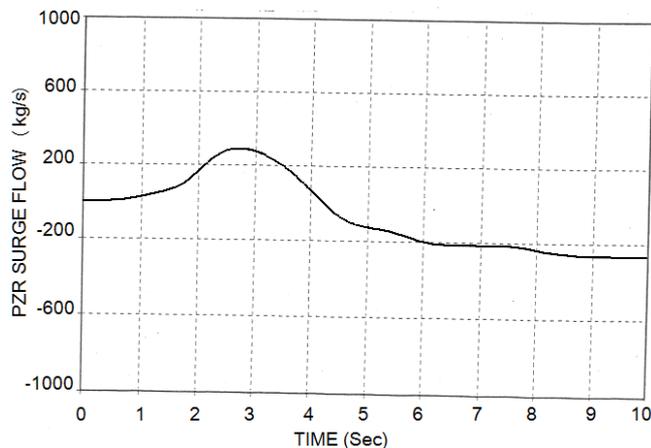
Gambar 5. Tekanan RCS terhadap waktu pada analisis dasar

Gambar 6 menunjukkan *level* air pressurizer. *Level* air pressurizer mulai naik ketika terjadi CLOF, dan akan mulai turun akibat reaktor trip setelah suatu waktu tunda. Perubahan *level* air

pressurizer disebabkan oleh perubahan densitas pendingin primer yang mengarah pada kenaikan aliran *surge* sebagaimana ditunjukkan pada Gambar 7.

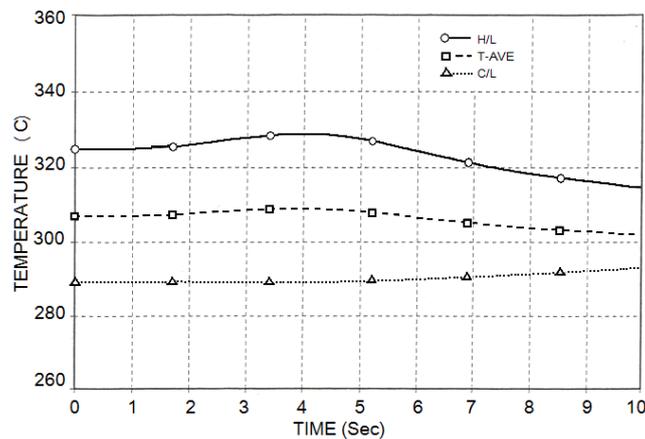


Gambar 6. Persen volume cairan PRZ terhadap waktu pada analisis dasar

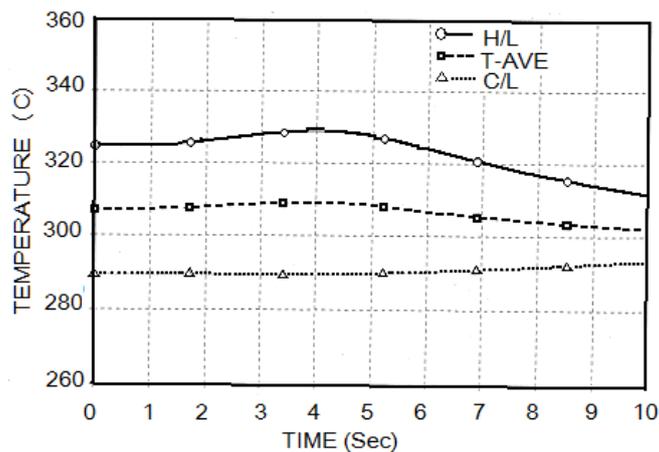


Gambar 7. Aliran surge pressurizer terhadap waktu pada analisis dasar

Gambar 8 dan Gambar 9 menunjukkan akibat memburuknya perpindahan perubahan suhu pendingin primer. panas dalam pendingin primer setelah Suhu pendingin primer akan naik penurunan aliran pendingin primer.



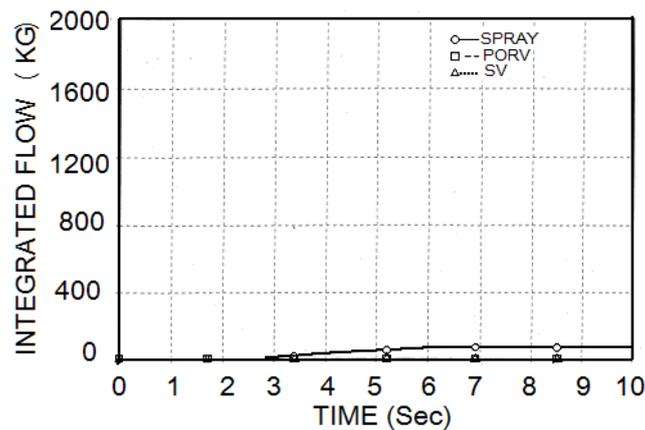
Gambar 8. Suhu Pendingin *loop-A* terhadap waktu pada analisis dasar



Gambar 9. Suhu pendingin *loop-B* terhadap waktu pada analisis dasar

Gambar 10 menunjukkan sistem pengendalian pressurizer. Katup semprot pressurizer mulai aktuasi pada

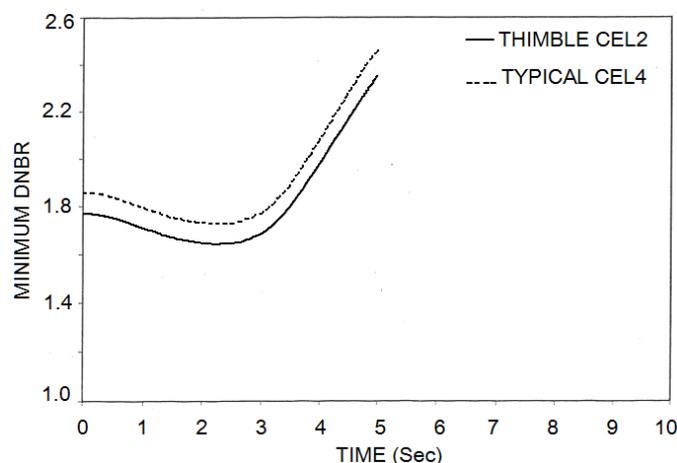
2,4 detik setelah kejadian. Namun, katup pelepas dan katup keselamatan pressurizer tidak teraktuasi.



Gambar 10. Aliran terpadu katup PZR terhadap waktu pada analisis dasar

Gambar 11 menunjukkan MDNBR terhadap waktu selama 5 detik setelah kejadian. MDNBR menurun ketika aliran teras berkurang dan mencapai nilai terendah 1,64 pada sel thimble 2,3

detik setelah transien. Kemudian nilai ini naik secara cepat ketika daya turun akibat reaktor trip. Namun, harga MDNBR masih memenuhi kriteria penerimaan 1,17.



Gambar 11. DNBR minimum terhadap waktu pada analisis dasar

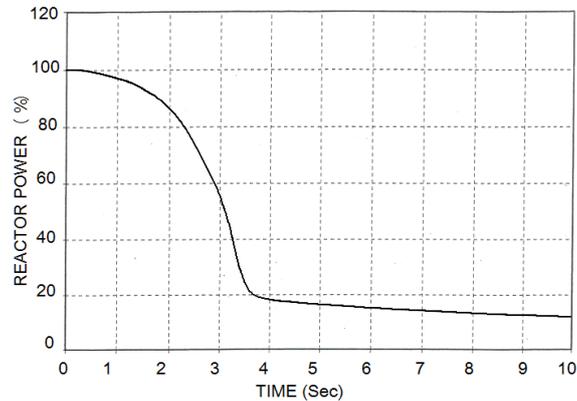
4.3. Hasil Analisis Sensitivitas untuk Evaluasi Minimum DNBR

Table 3 menguraikan urutan kejadian evaluasi DNBR untuk analisis sensitivitas selama kehilangan total aliran pendingin.

Dalam kasus analisis sensitivitas, koefisien umpan balik densitas

moderator diambil harga yang sesungguhnya pada BOC. Pada beberapa detik awal transien, ketika suhu pendingin bertambah akibat penurunan aliran pendingin teras, maka daya reaktor mulai menurun karena munculnya reaktivitas negatif dari suhu pendingin, bahkan sebelum reaktor trip,

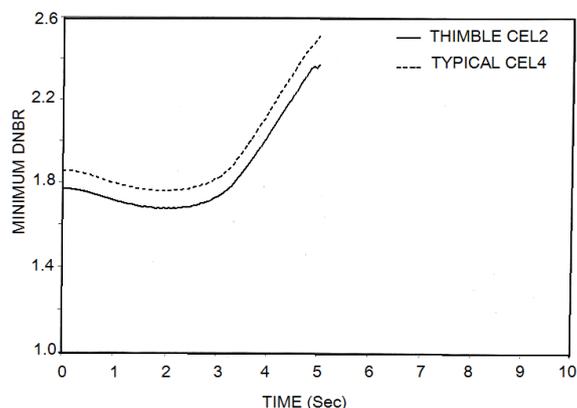
sebagaimana pada Gambar 12. Dengan pada sel thimble ketika 2,0 detik demikian, akibat penurunan daya sebagaimana ditunjukkan pada Gambar reaktor yang lebih awal, maka DNBR 13. minimum menjadi lebih rileks 1,67



Gambar 12. Daya reaktor ternormalisir terhadap waktu pada analisis sensitivitas

Tabel 3. Data kronologis evaluasi DNBR untuk analisis sensitivitas selama CLOF

No	Waktu setelah CLOF (s)	Item	Nilai
1.	0,0	Awal transien CLOF	-
2.	1,3	Mulai penyisipan reaktivitas trip	-
3.	2,5	Mulai aktuasi katup semprot PRZ	-
4.	Tidak tercapai	Aktuasi katup keselamatan dan pelepasan PRZ	-
5.	2,0	DNBR minimum pada sel Thimble	1,67
6.	2,0	DNBR minimum pada sel Typical	1,76
7.	3,5	Tercapainya tekanan maks. RCS, kg/cm ² g	163,9
8.	3,7	Suhu rata-rata maks. Loop A&B, °C	308,6
9.	3,9	Suhu maks. <i>Hot leg</i> A&B, °C	328,0
10.	4,2	Tercapainya Volume air maks. PRZ, %	61,3
11.	4,2	Perubahan arah aliran surge PRZ	-
12.	6,2	Akhir aktuasi katup semprot PRZ	-
13.	9,8	Level air SG A&B di bawah <i>Narrow Range</i>	-
14.	Tidak tercapai	Suhu maks. <i>Cold leg</i> -A, °C	293,1
15.	Tidak tercapai	Suhu maks. <i>Cold leg</i> -B, °C	293,2
16.	Tidak tercapai	aktuasi katup keselamatan SG A&B	-
17.	10,0	Akhir perhitungan	-



Gambar 13. DNBR minimum terhadap waktu pada analisis sensitivitas

Perhitungan transien hanya dilakukan sampai pada detik ke-10, karena parameter-parameter termohidrolika teras reaktor telah mengarah ke kondisi stabil.

5. KESIMPULAN

1. Selama CLOF, harga DNBR minimum adalah 1,64 untuk analisis dasar, masih di atas batas penerimaan 1,17 untuk analisis kecelakaan. Sedangkan untuk analisis sensitivitas, harga ini lebih rileks 1,67. Dengan demikian, integritas bahan bakar dalam teras tetap dipertahankan pada kondisi aman.
2. Tekanan reaktor maksimum masing-masing adalah 164,7 kg/cm²g untuk analisis dasar dan 163,9 kg/cm²g untuk analisis sensitivitas, dimana masih lebih rendah dari 1,2 kali tekanan operasi maksimum yang diijinkan (210 kg/cm²g). Dengan demikian, integritas batas tekanan reaktor tetap aman selama kecelakaan CLOF.

UCAPAN TERIMA KASIH

Terima kasih yang besar penulis sampaikan kepada staf pembimbing 'PWR Safety Analysis' pada Long-term Training Course on Safety Regulation and Safety Analysis /Inspection, yang

diselenggarakan oleh Nuclear Power Engineering Corporation – Jepang pada Agustus – November 2001.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] Alejandro I.L., William F., Martin B., *Experimental Validation of RELAP5 and TRACE5 for Licensing Studies of Boron Injection System of Atucha II*, Science and Technology of Nuclear Installations, Vol. 2011, 2011.
- [2] Andrej Prosek, *RELAP5 Calculations of Bethsy 9.1b Test*, Science and Technology of Nuclear Installations, Vol. 2012, 2012.
- [3] PWR Safety Analysis Training Text, *textbook of Long-term Training Course on Safety Regulation and Safety Analysis / Inspection*, Nuclear Power Engineering Corporation, Japan, 2001.

TANYA JAWAB

1. Rahmat Edhi Herianto (BAPETEN)
 - a. Pada detik ke berapa reactor shutdown?
 - b. Apa input untuk code COBRA?
 - c. Apa kegunaan analisis sensitivitas?

Jawaban:

- a. Reaktor shutdown akibat sinyal daya pompa primer rendah 1,3 detik dari diterimanya sinyal scram.
- b. Parameter utama input COBRA adalah daya teras, aliran masukan teras, tekanan teras, suhu masukan teras, dan lain-lain.
- c. Analisis sensitivitas berguna untuk mengidentifikasi efek koefisien reaktifitas moderator terhadap konsekuensi kecelakaan CLOF

EVALUASI KEJADIAN AWAL UNTUK DAYA RENDAH DAN PADAM PADA PWR SISTEM PASIF

D. T. Sony Tjahyani

Pusat Teknologi Reaktor dan Keselamatan Nuklir-BATAN, email: dtsony@batan.go.id

ABSTRAK

EVALUASI KEJADIAN AWAL UNTUK DAYA RENDAH DAN PADAM PADA PWR SISTEM PASIF. Sesuai dengan peraturan pemerintah nomor 43 Tahun 2006 disebutkan untuk izin konstruksi reaktor daya komersial perlu disampaikan laporan analisis keselamatan probabilistik. Dalam laporan tersebut antara lain memuat pemilihan kejadian awal yang memicu kecelakaan. Selanjutnya dalam peraturan kepala BAPETEN nomor 3 Tahun 2011 disebutkan bahwa pemegang izin wajib melakukan analisis keselamatan probabilistik terhadap desain untuk setiap kondisi instalasi. Berdasarkan SRS-25 yang dimaksud dengan kondisi tersebut adalah daya penuh serta daya rendah dan padam (LPS). Peristiwa Fukushima menunjukkan bahwa pada kondisi LPS mempunyai konsekuensi lepasnya produk fisi yang cukup signifikan. Oleh karena itu sangatlah penting mengevaluasi kejadian awal pada kondisi LPS. Dalam makalah ini dievaluasi kejadian awal kondisi LPS berdasarkan pedoman IAEA yaitu SSG-3 dan TECDOC 1144 terhadap PWR sistem pasif (AP1000). Dari hasil analisis didapatkan bahwa jumlah kejadian awal pada LPS PWR sistem pasif mengalami penurunan sebesar 71,4%. Selain itu kejadian awal yang mempunyai kontribusi dominan untuk menimbulkan kerusakan teras adalah kegagalan sistem pemindah panas (RHR). Hasil evaluasi juga menunjukkan bahwa kejadian awal LPS harus dimasukkan dalam analisis keselamatan untuk mendapatkan jaminan keselamatan yang menyeluruh.

Kata kunci: kejadian awal, daya rendah dan padam, PWR, sistem pasif

ABSTRACT

EVALUATION OF INITIATING EVENT FOR LOW POWER AND SHUTDOWN ON PASSIVE SYSTEM OF PWR. In government regulation No. 43 year 2006 it is mentioned that probabilistic safety analysis report should be submitted for construction licensing of commercial power reactor. In the report include selection of initiating event which is to initiate accident. Moreover, in BAPETEN chairman regulation No. 3 year 2011 is mentioned that permit holder are required to carry out probabilistic safety analysis against design for each condition the installation. Based on SRS-25, intent of this condition is full power and low power and shutdown (LPS). On the Fukushima accident showed that LPS condition have significantly consequence of fission product release. Therefore, It is important to evaluate initiating event for LPS condition. On This paper, initiating event for LPS condition is evaluated based on IAEA guide that is SSG-3 and TECDOC 1144 against passive system of PWR (AP1000). The analysis results showed that initiating event number of LPS on passive system of PWR decreased to 71.4%. Moreover, Residual Heat Removal (RHR) failure is initiating event that is dominant to core damage. Also, the analysis results showed that LPS initiating event should be included on the safety analysis to ensure comprehensive safety.

Keywords: initiating event, low power and shutdown, PWR, passive system

1. PENDAHULUAN

Dalam Peraturan Pemerintah No. 43 Tahun 2006 tentang Perizinan Reaktor Nuklir pada pasal 12 disebutkan bahwa salah satu syarat dokumen teknis yang harus disampaikan ke BAPETEN untuk izin konstruksi reaktor daya adalah laporan analisis keselamatan probabilistik (LAKP) yang sekurang-kurangnya memuat 7 (tujuh) butir yaitu: identifikasi sistem, struktur dan komponen reaktor nuklir; analisis respon reaktor nuklir; pemilihan kejadian awal yang memicu kecelakaan; pengembangan rentetan kecelakaan; analisis keandalan sistem dan manusia; analisis kualitatif dan kuantitatif; dan perhitungan probabilitas kerusakan teras [1].

Selanjutnya dalam Peraturan Kepala BAPETEN No. 3 Tahun 2011 tentang Ketentuan Keselamatan Reaktor Daya pada pasal 20 disebutkan bahwa pemegang izin wajib melakukan analisis keselamatan probabilistik terhadap desain untuk setiap kondisi instalasi [2]. Seperti disebutkan dalam pasal 2 ayat 3 yang dimaksud dengan kondisi instalasi adalah operasi normal, kejadian operasi terantisipasi, kecelakaan dasar desain dan kecelakaan yang melampaui dasar

desain. Sehingga dalam Perka tersebut hanya menekankan pada kondisi operasi. Sedangkan di dalam SRS-25 [3] disebutkan bahwa badan regulasi dalam melakukan tinjauan (*review*) LAKP untuk semua modus operasi. Modus operasi tersebut adalah daya penuh (*full power*) serta daya rendah dan padam (*Low Power and Shutdown, LPS*). Potensi lepasan bahan radioaktif pada modus LPS adalah di teras reaktor, penyimpanan bahan bakar bekas, pengiriman bahan bakar bekas dari teras reaktor ke fasilitas penyimpanan serta di tangki penyimpanan dan proses limbah radioaktif. Pada umumnya dalam analisis keselamatan baik secara probabilistik maupun deterministik ditekankan pada daya penuh. Namun pengalaman menunjukkan bahwa seperti yang terjadi di Fukushima dai-ichi unit 4, bahwa insiden di kolam penyimpan bahan bakar bekas menimbulkan konsekuensi yang signifikan yaitu lepasnya produk fisi.

Reaktor daya yang sedang dibangun saat ini adalah termasuk kelompok PWR generasi III⁺ baik tipe pasif maupun aktif. Salah satu keunggulan sistem pasif adalah sistem keselamatan masih tetap berfungsi walaupun tidak ada suplai daya listrik. Salah satu jenis yang termasuk

kelompok ini adalah AP1000 (*Advanced Passive Pressurized Water Reactor 1000*).

Maka sangatlah penting menganalisis kejadian awal (*initiating event*) kondisi LPS pada PWR sistem pasif. Selain itu, kecelakaan Fukushima menunjukkan bahwa kehilangan suplai daya pada reaktor daya yang berprinsip pada sistem aktif menimbulkan konsekuensi yang sangat signifikan.

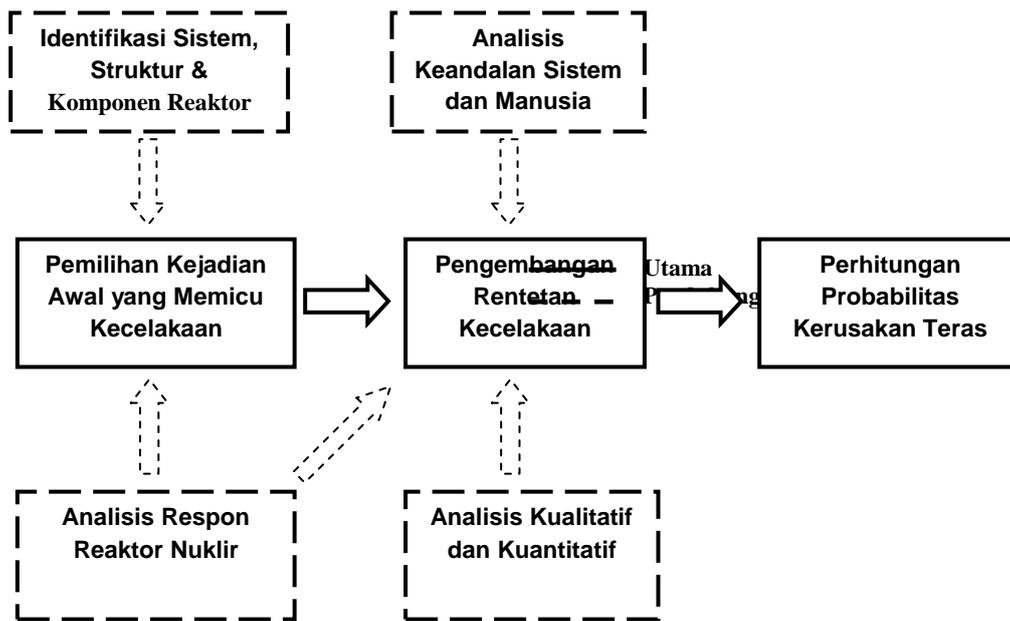
Tujuan makalah ini adalah menentukan kejadian awal pada kondisi LPS pada PWR sistem pasif sehingga dapat diketahui pengaruh dari perkembangan teknologi suatu tipe reaktor daya terhadap kejadian awal yang timbul dengan obyek kajian reaktor AP1000. Metode analisis dilakukan dengan membandingkan kejadian awal pada kondisi LPS untuk PWR berdasarkan pedoman dari IAEA [4, 5] dengan PWR sistem pasif.

Selanjutnya dilakukan perhitungan pengaruh kejadian awal terhadap kerusakan teras.

2. KEJADIAN AWAL KONDISI LPS DAN REAKTOR DAYA SISTEM PASIF

Kejadian awal didefinisikan sebagai kejadian yang teridentifikasi dan mempunyai peluang menimbulkan kejadian operasional terantisipasi atau kecelakaan apabila tidak dilakukan mitigasi melalui sistem keselamatan dan/atau tindakan operator, akan menimbulkan kerusakan teras atau terjadinya lepasan bahan radioaktif.

Penentuan kejadian awal merupakan analisis pertama dalam melakukan analisis probabilistik, yang secara ringkas berdasarkan PP No. 43 tahun 2006 seperti ditunjukkan dalam Gambar 1.



Gambar 1. Substansi Item Laporan Analisis Keselamatan Probabilistik Sesuai dengan Peraturan Pemerintah No. 43 Tahun 2006

Gambar 1 menunjukkan bahwa dalam peraturan pemerintah tidak menunjukkan secara jelas jenis dari kejadian awal yang harus dianalisis serta tujuan akhir dari lepasan bahan radioaktif (produk fisi) hanya berasal dari kerusakan teras. Hal ini dikarenakan tujuan yang tersirat dalam peraturan pemerintah tersebut hanya untuk PSA level 1. Dalam analisis yang menyeluruh perlu dilakukan PSA level 2 dan 3, sehingga dapat diketahui resiko total terhadap masyarakat dan lingkungan, maka semua sumber radioaktif yang ada di luar teras juga harus dimasukkan dalam analisis.

Tujuan dan metodologi antara PSA untuk LPS dan daya penuh adalah sama. Perbedaan yang menyolok masa

tak-fungsi (*outage*) adalah konfigurasi reaktor daya (*plant*) baik sistem pendingin reaktor maupun sistem keselamatan dan pendukung berubah serta peralatan berada pada posisi masa tak-layan (*out of service*). Pada kondisi ini terdapat 2 (dua) hal yang mendapat perhatian dalam analisis yaitu ketidaktersediaan sistem secara bersamaan (simultan) serta bertambahnya probabilitas gangguan. Dari sisi keselamatan dan manajemen, kondisi LPS adalah mengidentifikasi resiko, memberikan umpan balik terhadap manajemen masa tak-fungsi dan/atau kendali dan perencanaan masa tak-fungsi. Pada kondisi ini, di dalam reaktor terdapat sejumlah personil tambahan yang tidak berhubungan

dengan keselamatan, sehingga salah satu hasil dari analisis pada kondisi LPS adalah mendefinisikan prosedur pengoperasian dan kedaruratan rentetan kejadian disebabkan oleh interaksi manusia.

Kejadian awal yang terjadi pada kondisi LPS disebabkan oleh 6 (enam) kegiatan yaitu: pencapaian kondisi padam dari daya penuh, pengoperasian sistem pemindah panas sisa (*Residual Heat removal System*, RHR), pembukaan bejana tekan reaktor, pengisiulangan bahan bakar, perawatan dan pengujian, pemadaman RHR untuk menuju daya penuh.

Kejadian awal yang dipertimbangkan dalam kondisi LPS adalah kecelakaan kehilangan pendingin, hilangnya pemindah panas sisa, hilangnya suplai daya, kecelakaan reaktivitas, tekanan lebih. Fungsi sistem keselamatan yang dipertimbangkan karena kejadian awal pada kondisi LPS adalah pendinginan teras, kendali inventori pendingin, kendali reaktivitas, ketersediaan buangan panas, integritas sistem pendingin, pendingin kolam bahan bakar. Selain itu untuk mencegah atau meminimalisasi lepasan bahan radioaktif dari pengungkung, maka

diperlukan fungsi keselamatan antara lain: isolasi pengungkung, integritas pengungkung, pemindah panas pengungkung, pemindah produk fisi pengungkung.

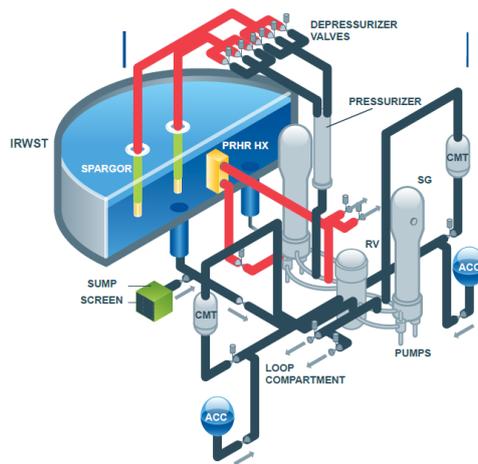
Perka BAPETEN yang menunjang dalam menentukan kejadian awal dalam analisis pada reaktor daya masih belum banyak, terutama untuk kejadian awal internal seperti ditunjukkan dalam Tabel 1, Perka BAPETEN tersebut pada umumnya mengenai bahaya eksternal.

AP1000 merupakan PWR sistem pasif yang termasuk kelompok generasi III⁺, dengan daya termal sebesar 3400 MWth dan daya elektrik sebesar 1100 MWe. Keunggulan dari tipe ini adalah menggantikan sistem pendingin teras darurat (*Emergency Core Cooling System*, ECCS) dengan sistem pendingin teras pasif (*Passive Core Cooling System*, PXS), seperti ditunjukkan dalam Gambar 2. Secara umum reaktor jenis ini mempunyai 10 sistem keselamatan yaitu *core make-up tank* (CMT), *accumulator*, *in-containment refueling water storage tank* (IRWST), *automatic depressurisation system* (ADS), *passive residual heat removal heat exchanger* (PRHR HX), *passive containment*

cooling system (PCCS), sistem kendali hidrogen pengungkung, sistem layak huni kondisi darurat, sistem isolasi pengungkung, dan sistem trip reaktor. Kegunaan CMT untuk menginjeksikan air borat ke dalam teras serta mendinginkan teras, demikian juga dengan *accumulator*, tetapi CMT bekerja pada tekanan reaktor masih tinggi sedangkan *accumulator* pada tekanan rendah. IRWST mempunyai fungsi sama dengan CMT dan *accumulator*, selain sebagai buangan panas PRHR HX. Perbedaannya, sistem bekerja pada tekanan atmosfer (karena LOCA atau pengoperasian ADS). CMT, *accumulator* dan IRWST bekerja secara pasif yaitu pendingin mengalir karena gravitasi. ADS untuk mengurangi tekanan sistem primer, sehingga IRWST dapat menginjeksikan pendingin serta memindahkan gas tak terkondensasi dari uap yang berasal dari *pressurizer*. PRHR HX untuk memindahkan panas peluruhan setelah kejadian non-LOCA serta mengurangi tekanan dan temperatur sistem pendingin reaktor saat kejadian pecahnya tabung pembangkit uap. PCCS berfungsi mempertahankan tekanan dan temperatur dalam pengungkung, serta membatasi lepasan bahan radioaktif ke lingkungan, dan menyediakan buangan panas akhir (*Ultimate Heat Sink*, UHS).

Tabel 1. Perka BAPETEN yang Menunjang Dalam Penentuan Kejadian Awal

No.	Perka BAPETEN	Tentang
1.	No. 5 Tahun 2007	Ketentuan keselamatan evaluasi tapak reaktor nuklir
2.	No. 1 Tahun 2008	Evaluasi tapak reaktor daya untuk aspek kegunaan
3.	No. 2 Tahun 2008	Evaluasi tapak reaktor daya untuk aspek kegunungpian
4.	No. 4 Tahun 2008	Evaluasi tapak reaktor daya untuk aspek geoteknik dan pondasi reaktor daya
5.	No.5 Tahun 2008	Evaluasi tapak reaktor daya untuk aspek meteorologi
6.	No. 6 Tahun 2008	Evaluasi tapak reaktor daya untuk aspek kejadian eksternal akibat ulah manusia
7.	No. 3 Tahun 2009	Batasan dan kondisi operasi dan prosedur operasi reaktor daya
8.	No. 3 Tahun 2010	Desain sistem penanganan dan penyimpanan bahan bakar nuklir untuk reaktor daya
9.	No.7 Tahun 2011	Desain sistem catu daya darurat untuk reaktor daya
10.	No. 3 Tahun 2011	Keselamatan desain reaktor daya
11.	No. 1 Tahun 2012	Ketentuan desain sistem proteksi terhadap kebakaran dan ledakan internal pada reaktor daya



Gambar 2. Sistem Pendingin Reaktor dan Sistem Pendingin Teras AP1000 [6]

3. METODE

Metode analisis dilakukan dengan menginventarisasi kejadian awal pada kondisi LPS berdasarkan pedoman dari IAEA yaitu SSG-3 dan Tecdoc IAEA [5]. Selanjutnya kejadian awal tersebut dibandingkan dengan kejadian awal pada PWR sistem pasif yaitu AP1000 [7].

4. HASIL DAN PEMBAHASAN

Berdasarkan pedoman dari IAEA, kejadian awal yang dipertimbangkan pada kondisi LPS untuk PWR terdapat 3 (tiga) kelompok besar yaitu transien, kecelakaan kehilangan pendingin dan konsentrasi borat yang tidak diharapkan sehingga mengarah pada kenaikan reaktivitas yang masing-masing kelompok terdiri atas 12, 14 dan 9 kejadian awal. Karena beberapa perkembangan teknologi yang ada pada AP1000 merupakan

PWR sistem pasif (generasi III⁺), jenis kejadian awal pada kondisi LPS mengalami penurunan yaitu kelompok transien menjadi 7 kejadian awal (turun 41,67%) dan kelompok kejadian kehilangan pendingin menjadi 3 kejadian awal (turun 64,3 %). Atau bila dihitung berdasarkan seluruh kejadian awal pada kondisi LPS, maka kejadian awal pada PWR sistem pasif adalah turun menjadi 71,4 %. Penurunan ini dikarenakan beberapa hal, salah satunya adalah sistem pendingin teras darurat pada AP1000 berdasarkan sistem pasif, sehingga pada kondisi daya rendah sistem tersebut tetap berfungsi, hal ini berbeda untuk PWR sistem aktif. Sehingga kejadian awal pada AP1000 untuk kondisi LPS didominasi oleh proses yang terjadi pada kondisi padam. Selain itu memang pada AP1000 terjadi pengurangan katup, pompa, pemipaan

dan lain-lainnya serta menggunakan desain yang simpel [8]. Jenis kejadian awal pada AP1000 serta peluang terjadinya dibandingkan dengan kejadian awal terbesar dalam hal ini hilangnya suplai daya listrik dari luar (*offsite*) selama kondisi *non-drained*, serta kontribusinya terhadap kerusakan teras seperti terlihat dalam Tabel 2. Prosentase tersebut ditentukan berdasarkan nilai probabilitas yang dominan menyebabkan kerusakan teras atau lepasan produk fisi.

Dari Tabel 2 terlihat bahwa pada kondisi LPS, reaktor daya tetap mempunyai potensi terjadinya kerusakan teras atau lepasan produk

fisi, maka dalam analisis secara menyeluruh kondisi ini harus dipertimbangkan baik untuk menjamin keselamatan maupun dalam pengawasan yang diterapkan dalam peraturan. Apalagi bila dihubungkan atau dikombinasikan dengan bahaya eksternal seperti yang terjadi pada kecelakaan PLTN di Fukushima, maka konsekuensinya akan signifikan.

Dalam tabel tersebut juga terlihat bahwa kejadian awal yang mempunyai peluang besar terjadi, belum tentu akan mempunyai kontribusi besar dalam menimbulkan kerusakan teras, sebaliknya walaupun

Tabel 2. Hasil Evaluasi Kejadian Awal Kondisi LPS Pada AP1000.

No.	Kejadian Awal	Perbandingan terhadap kejadian awal terbesar	Prosentase terhadap kontribusi dalam kerusakan teras/lepasan produk fisi
1.	Hilangnya pemindah panas sisa selama kondisi <i>drained</i> karena kegagalan CCW (<i>component cooling water</i>) atau SWS (<i>service water system</i>)	0,04	68,54%
2.	Hilangnya suplai daya listrik dari luar selama kondisi <i>drained</i>	0,29	14,13%
3.	Hilangnya pemindah panas sisa selama kondisi <i>drained</i> karena kegagalan RHR normal	0,01	9,28%
4.	<i>Overdraining</i> dari sistem pendingin 128reaktor selama <i>drain-down</i> ke <i>mid-loop</i>	0,0003	3,05%
5.	Kecelakaan hilangnya pendingin selama kondisi <i>non-drained</i> karena tidak sempurnanya pembukaan katup MOV pada sistem RHR normal	0,0010	1,65%
6.	Hilangnya pemindah panas sisa selama kondisi <i>non-drained</i> karena kegagalan CCW (<i>component cooling water</i>) atau SWS (<i>service water system</i>)	0,2192	1,44%
7.	Kecelakaan hilangnya pendingin selama	0,0006	1,10%

No.	Kejadian Awal	Perbandingan terhadap kejadian awal terbesar	Prosentase terhadap kontribusi dalam kerusakan teras/lepasan produk fisi
	kondisi <i>drained</i> karena tidak sepenuhnya pembukaan katup MOV pada sistem RHR normal		
8.	Hilangnya suplai daya listrik dari luar selama kondisi <i>non-drained</i>	1	0,41%
9.	Hilangnya pemindah panas sisa selama kondisi <i>non-drained</i> karena kegagalan RHR normal	0,06	0,37%
10.	Kecelakaan hilangnya pendingin selama kondisi <i>non-drained</i> karena pecahnya pipa RHR normal	0,0009	0,10%
11.	Hilangnya pendingin kolam bahan bakar bekas	≈ 0	Tidak signifikan

mempunyai kontribusi besar terhadap kerusakan teras bukan dikarenakan kejadian awal yang mempunyai peluang besar terjadinya. Hal ini disebabkan kontribusi kerusakan teras tergantung dari kombinasi atau probabilitas gagal sistem keselamatan yang memitigasi kejadian awal tersebut.

Dalam Tabel 2 juga menunjukkan bahwa kejadian awal berupa hilangnya pendingin kolam bahan bakar bekas mempunyai peluang yang mendekati 0 (nol) hal ini dikarenakan sistem pendingin kolam bahan bakar bekas pada AP1000 walaupun tidak menggunakan prinsip pasif seperti halnya sistem pendingin teras pasif (PXS), tetapi terdapat redundansi sumber pendingin dengan salah satunya berdasarkan prinsip keselamatan melekat (*inherent safety*).

Apabila dianalisis lebih lanjut

dalam Tabel 2 terlihat bahwa pada kondisi LPS, kejadian awal yang dominan menimbulkan kerusakan teras atau lepasan produk fisi adalah kegagalan sistem pemindah panas sisa (RHR). Hal ini juga terjadi pada reaktor daya seperti Seabrook – USA kontribusi kegagalan RHR terhadap kerusakan teras sebesar 82 %, Doel 3-Belgium sebesar 26 %, Sizewell B-UK sebesar 36%, [9]. Dalam AP1000, RHR merupakan sistem aktif yang terdiri atas 2 jalur dengan setiap jalur terdiri atas pompa, penukar panas dan katup motor, sistem beroperasi 4 jam setelah reaktor padam. Sebagai sisi sekunder dari penukar panas dihubungkan dengan CCW (*Component Cooling Water*) untuk membuang panas. Dari deskripsi sistem tersebut, maka walaupun AP1000 termasuk PWR sistem pasif pada kondisi LPS, kebutuhan suplai daya

offsite masih merupakan hal yang utama.

Untuk badan regulasi, substansi kejadian awal pada kondisi LPS ini adalah suatu hal yang penting karena dapat digunakan sebagai penyusunan peraturan dan pengawasan untuk segala rentetan kejadian yang mungkin terjadi diluar kondisi normal dengan banyaknya personil yang terlibat pada kondisi padam. Salah satu tindakan dalam pengawasan tersebut adalah untuk mengetahui sistem secara aktif dan pasif dalam memitigasi kejadian awal masa tak-fungsi, sehingga dapat diketahui margin keselamatan pada kondisi tertentu terhadap kejadian yang tidak diinginkan. Pedoman yang dibuat oleh badan regulasi harus menggambarkan ketersediaan dan kemampuan penghalang (*barrier*) yang ada di dalam sistem. Penghalang tersebut harus merupakan keputusan (*judgement*) yang terkualitatif yaitu jumlah penghalang serta kemampuannya, serta dijamin terpisah dari penghalang lainnya.

Pedoman yang dapat disusun oleh badan regulasi harus memuat 3 (tiga) hal yaitu pemilihan kejadian awal dan kajian terhadap rentetan,

pengumpulan informasi berupa tindakan teknis maupun administratif untuk mitigasi, dan hasil yang berupa rekomendasi. Dari hasil tersebut harus memuat tentang item penting untuk keselamatan pada kondisi LPS yaitu: jumlah penghalang yang tersedia secara teknis (aktif dan pasif), administratif dan tindakan manusia/operator, jumlah penghalang dengan atau tanpa fungsi pengungkung, rentetan tindakan administratif dan kemampuannya, analisis penghalang berdasarkan kriteria gagal tunggal atau beruntun (*multiple*), perkiraan potensi konsekuensi, serta waktu yang tersedia untuk tindakan koreksi.

5. KESIMPULAN

Berdasarkan evaluasi ini disimpulkan bahwa kejadian awal LPS harus dimasukkan dalam analisis keselamatan untuk mendapatkan jaminan keselamatan yang menyeluruh. Dari evaluasi diketahui juga bahwa jenis kejadian awal pada PWR sistem pasif berkurang dibandingkan dengan pedoman dari IAEA.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] KEMENTERIAN HUKUM DAN HAM RI, "Perizinan Reaktor Nuklir", Peraturan Pemerintah Nomor 43 Tahun 2006, Jakarta, 2006.

- [2] BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR, “Ketentuan Keselamatan Reaktor Daya”, Perka BAPETEN No. 3 tahun 2011, BAPETEN-Jakarta, 2011.
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, “Review of Probabilistic Safety Assessment by Regulatory Bodies”, IAEA, SRS-25, 2002.
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA-SSG-3, 2010.
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, “Probabilistic Safety Assessment of Nuclear Power Plants for Low Power and Shutdown Modes”, IAEA-TECDOC-1144, 2000.
- [6] WESTINGHOUSE, “AP1000: Passive Safety Systems and Timeline for Station Blackout”, 2011.
- [7] WESTINGHOUSE, “UK AP1000 Probabilistic Risk Assessment, 2007.
- [8] WESTINGHOUSE, “AP1000 Technology Seminar”, Jakarta, 2011.
- [9] ORGANISATION for ECONOMIC CO-OPERATION AND DEVELOPMENT, “A Compendium of Practices on Safety Improvements in Low Power and Shutdown Operating Modes”, NEA/CSNI/R(97)17, 1998.

TANYA JAWAB

1. Yudi (BAPETEN)

Turunnya kejadian awal pada PWR system pasif apakah secara kualitatif?

Jawaban:

Iya, secara kualitatif akan menurun untuk PWR system pasif bila dibandingkan dengan jenis kejadian awal berdasarkan SSG-3 dan tecdoc 1144. Hal ini dikarenakan jenis kejadian awal yang digunakan sebagai data dalam tecdoc 1144, pada umumnya berdasarkan PWR generasi II yang lebih menekankan pada system aktif, misalnya HPIS (High Pressure Injection System) dan LPIS (Low Pressure Injection System). Pada kondisi LPS (Low Power and Shutdown) system keselamatan banyak yang tidak berfungsi, untuk PWR generasi II.

2. Budi Gusnawan Juarsa (Univ Ibnu Khaldun)

a. Apakah system pasif diperhitungkan setelah terjadi peristiwa Fukushima?

b. Apa beda system pasif di generasi II dan III?

Jawaban:

a. Sistem pasif sebenarnya sudah dipertimbangkan sejak awal dalam disain reactor, hanya tidak terlalu tegas dinyatakan yaitu hanya ada di akumulator. Sedangkan untuk AP1000

ada pada banyak system antara lain: akumulator, CMT (Core Make up Tank), PRHR-Hx, PCCS. Jadi sebelum terjadinya peristiwa Fukushima, sudah dipertimbangkan dalam desain perlunya system pasif.

b. Pada PWR generasi II, system pasif hanya di akumulator untuk mengatasi Large Loca

PENGARUH POSISI INJEKTOR DAN TEKANAN UAP TERHADAP EFEKTIVITAS PENGINJEKSIAN PADA MODEL SISTEM INJEKSI KESELAMATAN PLTN

Hendro Tjahjono, Surip Widodo, Susyadi, Giarno

PTRKN-BATAN, Kawasan Puspiptek gd.80 Tangerang-15314,

email: hendro@batan.go.id

ABSTRAK

PENGARUH POSISI INJEKTOR DAN TEKANAN UAP TERHADAP EFEKTIVITAS PENGINJEKSIAN PADA MODEL SISTEM INJEKSI KESELAMATAN PLTN. Penelitian ini merupakan bagian dari rangkaian penelitian terkait dengan teknologi injeksi keselamatan PLTN yang bertujuan untuk memahami teknologi penginjeksian air pendingin darurat yang optimal pada PLTN khususnya tipe air bertekanan (PWR) ketika terjadi kecelakaan kehilangan pendingin (LOCA). Metode yang digunakan adalah melalui eksperimen menggunakan sarana eksperimen injeksi keselamatan dengan pengambilan data tekanan dan temperatur secara otomatis menggunakan sistem akuisisi data elektronik. Hasil penelitian menunjukkan bahwa pada penginjeksian melalui pipa dengan tekanan uap lebih besar dari 1,5 bar, air pendingin tidak mampu mencapai tangki dan langsung ikut keluar terdorong aliran uap dan menaikkan tekanan uap hanya sebesar 25 mbar, orde yang sama dengan ketika tekanan uap hanya 1 bar. Untuk penginjeksian langsung ke tangki, tekanan langsung mengalami penurunan dengan seketika dalam detik pertama sebelum menurun secara linier dengan waktu sebanding dengan laju kondensasinya. Besar laju kondensasi semakin tinggi dengan naiknya tekanan dan naiknya fluktuasi tekanan. Diamati juga terjadinya fenomena "steam hammering" yang menimbulkan kejutan tekanan hingga dua kali tekanan semula akibat kondensasi mendadak. Dapat disimpulkan bahwa efektivitas penginjeksian akan maksimal ketika dilakukan penginjeksian secara langsung ke tangki/bejana tekan tanpa melalui pipa untuk menghindari dorongan uap yang semakin besar dengan naiknya tekanan. Diperlukan investigasi lebih lanjut terhadap fenomena kejutan tekanan karena bisa berdampak pada keselamatan dan integritas komponen dan sistem.

Kata kunci : injeksi keselamatan, PWR, *steam hammering*, laju kondensasi

ABSTRACT

EFFECT OF INJECTOR POSITION AND STEAM PRESSURE TO THE INJECTION EFFECTIVENESS ON SAFETY INJECTION SYSTEM MODEL OF NPP. This research is part of a series of studies related to nuclear safety injection technology that aims to understand the optimal emergency cooling water injection technology on nuclear power plants in particular for Pressurized Water Reactor (PWR) type in the event of loss of coolant accident (LOCA). The method used is through experiment using the means of safety injection model with pressure and temperature data acquired automatically using an electronic data acquisition system. The results showed that for the injection through the steam pipe with a pressure greater than 1.5 bar, the cooling water is not able to reach the steam generation tank and out directly with the steam flow and raise the pressure of 25 mbar only, the same order as when the steam pressure of only 1 bar. For direct injection into the tank, the pressure immediately decreased in the first seconds before declining linearly with time proportional to the condensation rate. The condensation rate increases with increasing pressure and increasing the pressure fluctuations. Also observed the phenomenon of "steam hammering" that give rise to pressures shock of up to two times the original pressure due to sudden condensation. It could be concluded that the effectiveness of the safety injection would be maximized when the injector is placed directly to the tank / pressure vessel without passing through the steam pipe to avoid a greater impetus to the rise in pressure. Further investigation is needed to the phenomenon of shock pressure because it could affect the safety and integrity of components and systems.

Keywords: safety injection, PWR, *steam hammering*, condensation rate

1. PENDAHULUAN

Penelitian ini merupakan bagian dari rangkaian penelitian terkait dengan teknologi injeksi keselamatan PLTN yang bertujuan untuk memahami teknologi penginjeksian air pendingin darurat yang optimal pada PLTN khususnya tipe air bertekanan (PWR) ketika terjadi kecelakaan kehilangan pendingin (LOCA)^[1]. Pada penelitian-penelitian terdahulu telah diteliti pengaruh sudut penginjeksian dan tekanan tangki penginjeksian dan masih menyisakan masalah pengaruh jarak titik penginjeksian dari sumber keluarnya uap (bejana reaktor) dan juga pengaruh dari besarnya tekanan uap itu sendiri. Pada penelitian sebelumnya diperoleh fakta bahwa dengan semakin besarnya tekanan injeksi dan dengan sudut injeksi semakin mengarah ke sumber uap, maka kemungkinan masuknya air injeksi semakin besar yang ditunjukkan dengan jatuhnya tekanan uap. Dari data tersebut dihipotesakan bahwa jarak titik penginjeksian juga akan berpengaruh terhadap masuknya air injeksi yang berarti semakin dekat jarak titik injeksi dari sumber uap, semakin efektif penginjeksiannya^[2,3,4,5]. Penelitian ini bertujuan untuk memahami secara menyeluruh teknologi yang terkait

dengan proses penginjeksian PLTN pada kondisi darurat, yaitu terkait dengan pengaruh berbagai parameter penginjeksian seperti "sudut injeksi, tekanan injeksi, jarak titik penginjeksian dan tekanan uap" terhadap efektivitas penginjeksian. Saat ini, penelitian difokuskan untuk mempelajari pengaruh posisi penginjeksian dan tekanan awal uap sebelum diinjeksi terhadap efektivitasnya yang dimonitor dari perubahan tekanannya. Dari beberapa literatur terkait dengan aliran uap dalam suatu pipa yang mengandung air/kondensat di dalamnya, perubahan tekanan uap bisa memicu terjadinya suatu "steam hammering" yang berupa osilasi tekanan yang relatif besar, fenomena ini juga perlu diinvestigasi mengingat dampaknya terhadap integritas sistem perpipaan^[6,7].

Metode yang digunakan melalui sarana eksperimen kondensasi yang telah dimodifikasi untuk eksperimen penginjeksian. Jika sebelumnya tekanan uap hanya berkisar 1 bar sehingga memungkinkan untuk dilakukan pengukuran tekanan dengan menggunakan metode bejana berhubungan, maka dengan menaikkan tekanan hingga 2 bar pada penelitian ini, pengukuran tekanan secara manual tersebut tidak memungkinkan lagi

untuk diterapkan sehingga digunakan pengukur tekanan digital yang langsung bisa dibaca oleh sistem akuisisi data.

2. TEORI

2.1 Efektivitas Kondensasi.

Terdapat dua gejala yang terjadi secara bersamaan dalam proses injeksi keselamatan, yaitu penurunan tekanan karena kondensasi dan naiknya tekanan karena hambatan aliran dan juga karena berkurangnya volume ruang uap. Untuk penginjeksian secara langsung ke dalam tangki, hambatan aliran bisa diabaikan sehingga fenomena yang terjadi hanyalah penurunan tekanan akibat kondensasi. Mekanisme kondensasi berlangsung secara kontak langsung karena air injeksi sebagai pendingin bertemu langsung dengan uap hasil pendidihan akibat LOCA yang sedang mengalir menuju lokasi kebocoran. Besar daya kalor total (Q') yang dipindahkan bergantung pada 3 parameter, yaitu^[8,9,10,11]:

- Koefisien perpindahan kalor antara uap ke permukaan pendingin (h_{con})
- Beda temperatur antara uap dan pendingin ($T_u - T_i$)
- Luas permukaan kontak efektif antara kedua fluida (A_{total})

yang bisa dirumuskan dalam persamaan:

$$Q_{total} = \dots \quad (1)$$

Jumlah uap yang terkondensasi per satuan waktu ditentukan oleh daya kalor yang dipindahkan dari uap ke air pendingin dan entalpi pendidihannya, yang dirumuskan dalam persamaan berikut:

$$m'_{con} = \frac{Q}{h_{fg}} \quad (2)$$

dengan

m'_{con} = laju kondensasi uap (Kg/detik)

h_{fg} = entalpi pendidihan atau kalor laten pendidihan (J/Kg).

Q' = daya kalor yang dipindahkan dari uap ke air pendingin (W)

2.2. Perubahan Tekanan Uap

Aliran uap yang berinteraksi dengan dengan air injeksi bersumber dari suatu tangki pembangkit uap dengan elemen pemanas listrik. Dalam model eksperimen ini, diasumsikan seluruh uap yang diproduksi mengalir melalui pipa dan berinteraksi dengan air yang diinjeksikan. Dengan asumsi ini, laju alir uap pada kondisi tunak (kondisi pendidihan inti) dapat ditentukan, yaitu:

$$m'_{uap} = \frac{Q_{SG}}{h_{fg}} \quad (3)$$

dengan m'_{uap} =laju alir uap (Kg/det) dan Q_{SG} '=daya listrik pemanas (Watt),

Jika laju produksi lebih besar dari jumlah yang terkondensasi dan yang keluar, maka jumlah mol uap dalam ruang akan naik yang menyebabkan naiknya tekanan. Sebaliknya, jika laju kondensasi dan uap keluar melebihi laju produksi, maka jumlah mol uap dalam ruang akan berkurang sehingga tekanan akan turun. Hal ini sesuai dengan hukum yang berlaku untuk gas pada umumnya, yaitu:

$$P = \frac{m \cdot R \cdot T}{V} \quad (4)$$

dengan P tekanan uap (Pa), m massa uap (Kg), R konstanta gas/uap, T temperatur (K), dan V volume ruang uap (m^3). Jika perubahan temperatur T diabaikan, maka laju perubahan tekanan uap menjadi

$$\frac{dP}{dt} = \frac{R \cdot T}{V} m' \quad (5)$$

Pada saat penginjeksian, keseimbangan laju massa uap dalam tangki mengikuti persamaan berikut:

$$m' = m'_{\text{uap}} - m'_{\text{con}} - m'_{\text{out}} \quad (6)$$

dengan m' perubahan massa uap terhadap waktu (Kg/det) dan m'_{out} adalah laju massa uap yang keluar ke lingkungan (Kg/det) diasumsikan tetap untuk penginjeksian langsung ke tangki. Sebelum injeksi dilakukan,

nilai $m'_{\text{con}}=0$, sehingga nilai ($m'_{\text{uap}} - m'_{\text{out}}$) dapat ditentukan dengan mengukur nilai dP/dt sebelum penginjeksian dilakukan. Jadi, dengan mengukur diferensial tekanan terhadap waktu sebelum dan selama penginjeksian, dapat diprediksi laju kondensasi uap dengan menggunakan persamaan

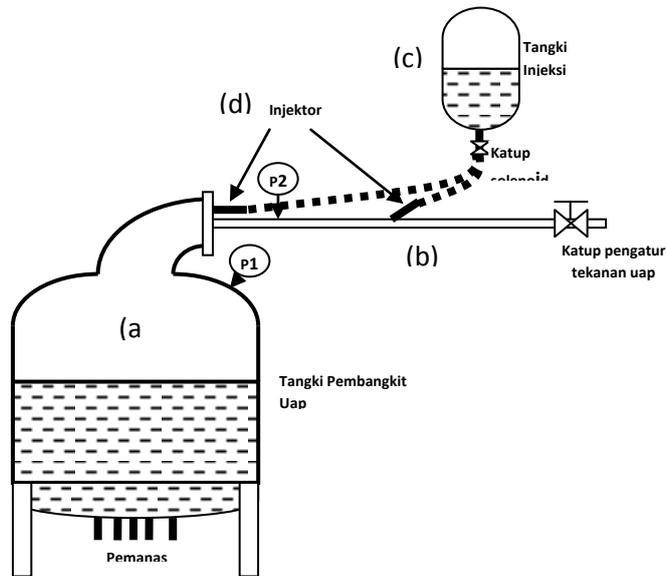
$$m'_{\text{con}} = \frac{V}{R \cdot T} \left[\left(\frac{dP}{dt} \right)_{\text{sebelum}} - \left(\frac{dP}{dt} \right)_{\text{selama}} \right] \quad (7)$$

3. METODOLOGI

3.1. Deskripsi Sarana Eksperimen

Fenomena kondensasi pada proses injeksi keselamatan di atas disimulasikan secara eksperimental melalui suatu sarana eksperimen kondensasi yang dinamakan SEKONDEN, singkatan dari Sarana Eksperimen Kondensasi yang telah dikembangkan untuk simulasi keselamatan. Skema dari sarana ini diberikan pada Gambar 1, yang terdiri dari: (a) Pembangkit uap dengan pemanas listrik berkapasitas 20 kW, (b) Pipa uap berdiameter 1" yang mensimulasikan pipa primer reaktor sebagai tempat kondensasi berlangsung, (c) Tabung penginjeksi pendingin yang mensimulasikan ECCS (*Emergency Core Cooling System*)

yang dilengkapi dengan (d) katup solenoid dan pipa injektor.



Gambar 1. Skema sarana eksperimen kondensasi (Sekonden)

3.2. Pelaksanaan Eksperimen Penginjeksian

Eksperimen kondisi panas dilakukan dengan terlebih dahulu menghidupkan pemanas pada tabung pembangkit uap hingga terjadi pendidihan dimana uap akan mengalir keluar melalui pipa uap. Tekanan dari uap diatur melalui katup pengatur tekanan uap di ujung pipa keluarnya uap. Daya pemanas diberikan melalui empat pemanas elektrik dengan total daya sebesar ± 16 kW. Sementara itu, tabung penginjeksi pendingin dikondisikan pada tekanan dan tinggi air tertentu dalam keadaan katup masih tertutup. Setelah tekanan uap sudah mencapai nilai yang diinginkan, katup solenoida dibuka

sehingga uap terkondensasi oleh air injeksi dan kondensat beserta air penginjeksi ditampung dan diukur pada tabung penampung kondensat. Sebagai variabel eksperimen dalam hal ini adalah tekanan awal uap dan posisi titik penginjeksian (dua posisi, di pipa dan di tangki). Sedangkan yang diamati dan diukur difokuskan pada transien tekanan uap di dua posisi berbeda, yaitu di dalam tangki pembangkit uap (P1) dan di pipa keluarnya uap (P2).

3.3 Investigasi Fenomena *Steam Hammering*

Telah dilakukan suatu percobaan yang pada awalnya ditujukan untuk menguji respon dari sensor tekanan (*pressure*

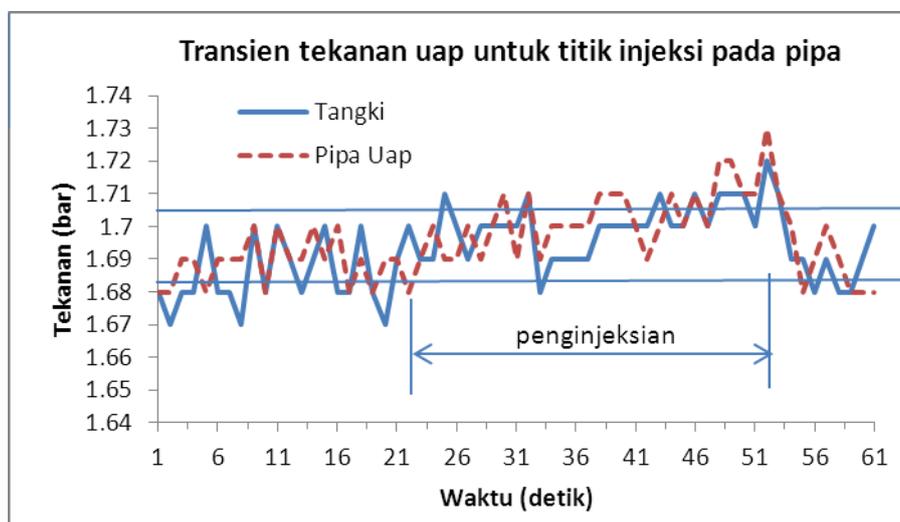
transducer) terhadap perubahan tekanan secara mendadak dengan cara menutup aliran uap ketika uap mengalir penuh pada tekanan awal sekitar 1 bar. Pada saat itu, sebagian besar pipa uap belum diisolasi. Data tekanan di kedua titik direkam selama beberapa menit dan dari data tersebut di plot hubungan antara tekanan dari kedua titik pengukuran tersebut (tekanan pada tangki sebagai fungsi tekanan pada pipa).

4. HASIL DAN PEMBAHASAN

4.1 Pengaruh Jarak Injeksi dan Tekanan Uap Terhadap Efektivitas Penginjeksian

Pada posisi penginjeksian di pipa, untuk tekanan uap lebih dari 1,5 bar diamati bahwa dorongan aliran uap terlalu kuat untuk bisa dilawan air injeksi sehingga seluruh air injeksi langsung keluar terbawa uap dan

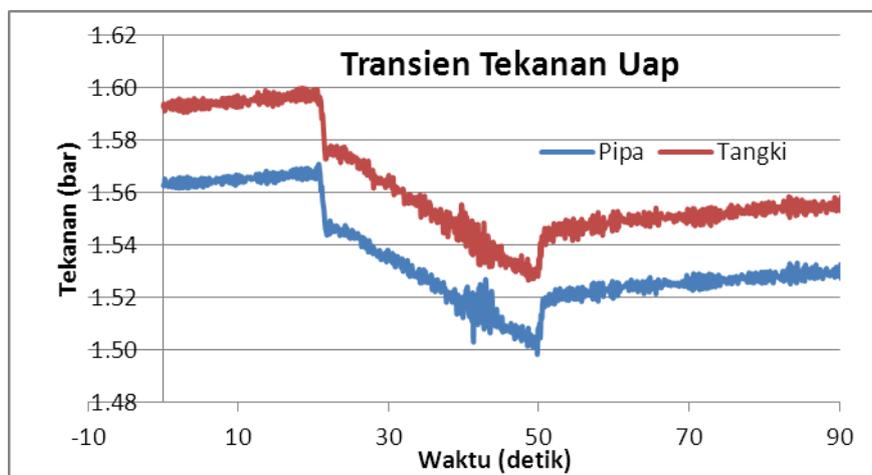
kenaikan tekanan uap yang diakibatkan hadangan air injeksi ini tidak cukup signifikan untuk bisa diamati dari pengukuran, yaitu hanya dalam orde 20 mbar, sama seperti pada tekanan 1 bar di penelitian terdahulu^[6]. Pada tekanan 1,7 bar, besar kenaikan tekanan rata-rata karena hambatan air injeksi pada sudut yang sama ini terukur tidak jauh berbeda, yaitu dalam orde 20 mbar seperti ditunjukkan dengan perbedaan tinggi antara dua garis horizontal dalam Gambar 2. Jika dibandingkan dengan pada tekanan 1 bar, fluktuasi tekanannya jauh lebih besar, yaitu ± 10 mbar pada 1,7 bar baik sebelum penginjeksian maupun selama penginjeksian, dibandingkan pada tekanan 1 bar yang hanya ± 5 mbar selama penginjeksian. Hal ini menunjukkan pengaruh friksi aliran uap berperan signifikan dalam menimbulkan fluktuasi tekanan.



Gambar 2. Transien tekanan uap untuk titik injeksi pada pipa

Pada posisi penginjeksian secara langsung pada tangki pembangkit uap, air injeksi tidak lagi menghambat laju aliran uap sehingga tidak menyebabkan terjadinya kenaikan tekanan uap akibat hambatan aliran, tetapi justru terjadi penurunan tekanan akibat kondensasi langsung dari uap di dalam tangki.

Dalam eksperimen ini, penginjeksian dilakukan pada beberapa nilai tekanan awal uap. Hasil pengukuran transien tekanan pada berbagai nilai tekanan awal memiliki kurva karakteristik dengan pola seperti ditunjukkan pada Gambar 3.



Gambar 3. Kurva karakteristik transien tekanan untuk tekanan awal 1,6 bar

Terlihat dari kurva tersebut bahwa terdapat 3 daerah berbeda, yaitu sebelum, selama, dan setelah penginjeksian. Kenaikan tekanan pada sebelum dan setelah penginjeksian menunjukkan adanya pertambahan jumlah uap dalam ruang tangki akibat dari lebih besarnya laju produksi dari pada laju uap yang hilang. Lebih rendahnya nilai tekanan pada pipa dibanding pada tangki dikarenakan sebagian energi uap pada pipa adalah dalam bentuk energi kinetik sehingga energi tekanannya berkurang sesuai hukum Bernoulli. Dengan menentukan

gradien rata-rata masing-masing kurva, dapat dihitung laju kondensasi dengan menggunakan persamaan (7). Keuntungan menggunakan persamaan (7) dalam menghitung laju kondensasi untuk kasus ini adalah tidak diperlukannya informasi daya pemanas, sehingga bisa digunakan pada ketika daya dimatikan maupun dihidupkan, yang penting kondisi sebelum dan selama penginjeksian harus sama, dan penginjeksian dilakukan dengan tidak menyongsong aliran uap sehingga laju uap keluar bisa diasumsikan tetap. Data hasil perhitungan laju kondensasi untuk

beberapa nilai tekanan awal uap diberikan pada Tabel 1.

Tabel 1. Data perhitungan laju kondensasi dalam proses injeksi

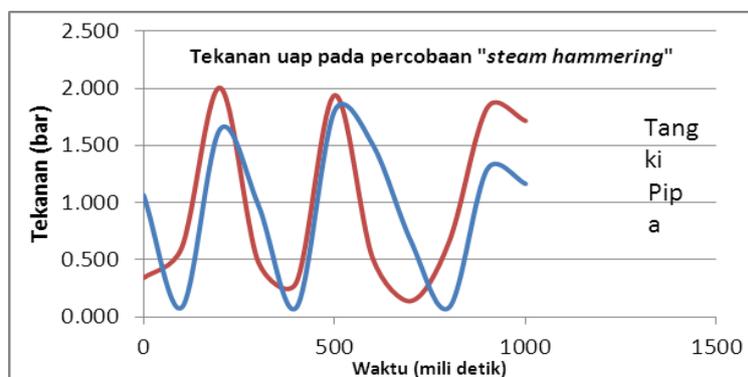
No	P _{awal} (bar)	T (K)	(dP/dt) _{sebelum}	(dP/dt) _{selama}	Fluktuasi (bar)	m' _{con} (Kg/detik)
1	2	393,21	-7,054	-307,4	0,005	0,000415126
2	1,6	386	20,93	-186,9	0,006	0,000292619
3	1,365	381,38	57,56	-251,6	0,060	0,000440563

Data pada Tabel 1 menunjukkan bahwa laju kondensasi dipengaruhi oleh tekanan dan juga fluktuasinya. Pada tekanan lebih tinggi laju kondensasi juga lebih tinggi karena pada tekanan lebih tinggi kalor laten yang dilepas untuk kondensasi lebih rendah dan koefisien perpindahan kalor juga lebih tinggi. Namun demikian, fluktuasi tekanan juga berpengaruh meningkatkan laju kondensasi sehingga walaupun pada tekanan yang lebih rendah (1,365 bar), namun dengan fluktuasi tekanan yang 10 kali lebih besar akan menghasilkan laju kondensasi lebih tinggi. Semakin tinggi fluktuasi tekanan, semakin besar

turbulensi uap sehingga perpindahan kalor dari uap ke air injeksi semakin tinggi. Besarnya fluktuasi tekanan ini menunjukkan adanya fenomena “*steam hammering*” dalam skala kecil yang akan dijelaskan dalam pembahasan selanjutnya.

4.2 Investigasi Fenomena *Steam Hammering*

Dari pengukuran tekanan di tangki dan di pipa ketika aliran uap ditutup pada tekanan awal 1 bar dalam keadaan pipa keluaran tidak diisolasi dapat diamati suatu fenomena fluktuasi tekanan yang sangat besar di sekitar tekanan 1 bar seperti ditunjukkan pada Gambar 4.

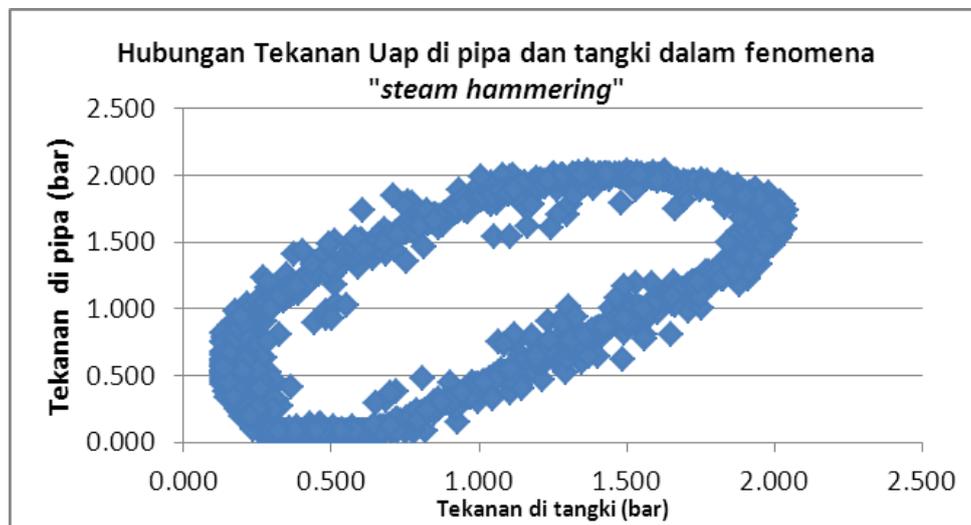


Gambar 4. Fluktuasi tekanan dalam fenomena “steam hammering”

Terlihat bahwa tekanan berosilasi mendekati fungsi sinusoidal dengan

amplitudo 1 bar dan dengan periode 300 mili detik, sama untuk kedua posisi, hanya bergeser waktu saja. Bahwa kedua tekanan tersebut beresilasi dengan frekuensi yang sama juga ditunjukkan dari kuatnya hubungan keduanya yang ditunjukkan dengan dihasilkannya pola gelang jika dilakukan plot data antara tekanan pada tangki dengan tekanan pada pipa seperti ditunjukkan pada Gambar 5. Fenomena "steam hammer" disebabkan oleh terjadinya kondensasi cepat dari uap, yang menurut literatur justru terjadi pada perbedaan

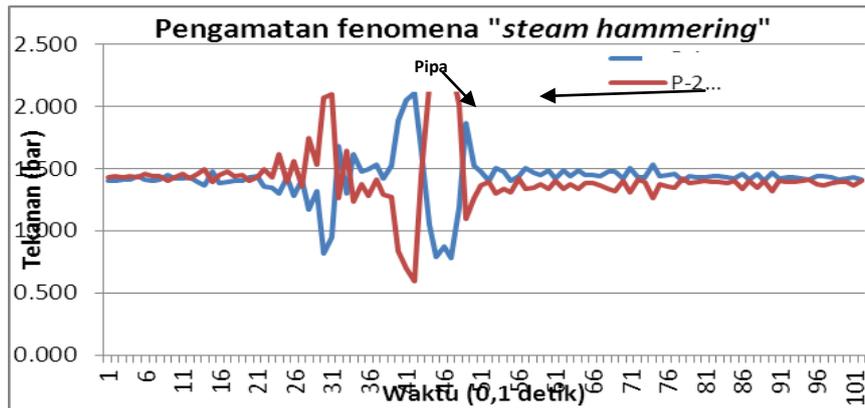
temperatur antara uap dan air tidak terlalu jauh. Pada temperatur yang jauh berbeda, uap akan langsung terkondensasi sebelum terkumpul dalam densitas lebih besar, sedangkan jika beda temperatur agak dekat (orde 20°C - 30°C)^[12] uap akan terkumpul dulu dalam densitas lebih besar dan kemudian terkondensasi dengan cepat. Terjadinya kondensasi ini disebabkan adanya kondensat yang terjebak di pipa keluar. Kondensat tersebut dihasilkan karena pipa tidak diisolasi pada saat percobaan dilakukan.



Gambar 5. Hubungan antara tekanan uap di pipa dan tangki dalam peristiwa "steam hammering"

Fenomena ini juga dicoba untuk diamati dalam kondisi pipa terisolasi pada tekanan 1,4 bar, yang ternyata masih bisa memunculkan fenomena

tersebut walaupun dalam waktu yang sangat singkat dengan amplitudo juga dalam orde 1 bar seperti ditunjukkan pada Gambar 6.



Gambar 6. Fenomena "steam hammer" pada tekanan 1,5 bar dengan pipa terisolasi

Adanya fenomena "steam hammer" ini perlu diwaspadai karena bisa berdampak pada keselamatan reaktor karena bisa mempercepat penurunan integritas dari material reaktor.

5. KESIMPULAN

Dari penelitian ini dapat disimpulkan bahwa:

- Penginjeksian air pendingin melalui pipa di titik injeksi yang berada di antara bejana/tangki dan lokasi bocor sangat sulit untuk bisa mencapai bejana karena terdorong kembali oleh uap, terutama pada tekanan di atas 1,5 bar.
- Penginjeksian secara langsung pada bejana/tangki dapat menghindarkan masalah tersebut dan sekaligus mampu secara cepat menurunkan tekanan uap melalui kondensasi dengan laju kondensasi yang meningkat dengan naiknya tekanan awal, dan juga meningkat dengan naiknya fluktuasi tekanan. Pada tekanan 2 bar dengan fluktuasi

$\pm 0,006$ bar, laju kondensasi sebesar 0,415 gr/det, tekanan 1,6 bar dengan fluktuasi $\pm 0,005$ bar, laju kondensasi 0,293 gr/det, sedangkan pada tekanan 1,365 bar dengan fluktuasi $\pm 0,06$ bar, laju kondensasinya justru meningkat menjadi 0,441 gr/det.

- Telah teramati fenomena "steam hammer" yang menyebabkan terjadinya osilasi kejutan tekanan dengan amplitudo sebesar dua kali lipat tekanan semula. Fenomena ini perlu diwaspadai karena bisa berdampak pada keselamatan reaktor.

UCAPAN TERIMA KASIH

Rasa terima kasih yang sebesar-besarnya disampaikan kepada Bidang Operasi Fasilitas yang telah membantu dalam persiapan dan pelaksanaan eksperimen menggunakan Sarana Eksperimen Kondensasi (SEKONDEN).

DAFTAR PUSTAKA

- [1] PWR *Technology Manual*. dokumen diklat tentang teknologi reaktor PWR. bab 10 (LOCA). Korea.
- [2] Hendro Tjahjono. Suharno. Puradwi.: “Rancang Bangun dan Perencanaan Kondensor Kontak Permukaan Tipe Cangkang dan Tabung”. Laporan Akhir RUT-6. 2001.
- [3] Hendro Tjahjono. Puradwi. Susyadi. Giarno.”Analisis dan Simulasi Kondensasi Pada Proses Injeksi Keselamatan”. Laporan Teknis Hasil Penelitian PTRKN. 2007.
- [4] Hendro Tjahjono. Puradwi. Susyadi. Giarno.”Interaksi aliran air-uap dalam arah berlawanan Pada Proses Injeksi Keselamatan”. Prosiding Seminar Teknologi dan Keselamatan PLTN ke-14”. Bandung. 2008.
- [5] Hendro Tjahjono. D.T. Sony Tjahyani, Puradwi. Susyadi. Giarno, Adhi Rahardian, “Optimasi Teknologi Proses Injeksi Keselamatan PWR melalui Simulasi Eksperimental”, Prosiding SENPEN, 2010.
- [6] Michel GIOT et.al, “Two-Phase Flow Water Hammer Transients and Induced Loads on Materials and Structures of Nuclear Power Plants”, WAHALoads contract no. FIKS-CT-2000-00106, Belgique, 2000.
- [7] TLV Co., Steam Specialist Company, “Water Hammer Mechanism”, TLV Head Office and Factory, Kakogawa City, Japan, 2012.
- [8] Robert H. Perry & Don Green. “*Perry’s Chemical Engineers’ Handbook*”. sixth edition. McGraw-Hill International Editions. 1987.
- [9] Holmann. J.P.. “*Heat Transfer*”. SI Metric Edition. McGraw-Hill Book Company. 1989.
- [10] Frank P. Incropera dan David P. Dewitt. “*Fundamentals of Heat and Mass Transfer*”. fourth edition. Wiley & Sons. 1996.
- [11] Reuben M. Olson dan Steven J. Wright, “Dasar-dasar Mekanika Fluida Teknik”, edisi 5, PT Gramedia Pustaka Utama, 1993.
- [12] Lie-Jin Guo et.al, “Pressure drop oscillation of steam-water two-phase flow in a helically coiled tube”. *International Journal of Heat and Mass Transfer* 44 (2001) pp.1555-1564.

KAJIAN KEHANDALAN MATERIAL BEJANA TEKAN PWR

S.Nitiswati

Pusat Teknologi Reaktor Dan Keselamatan Nuklir-BATAN
PUPSPIPTEK, Tangerang Selatan 15310, e-mail : nitis@batan.go.id

ABSTRAK

KAJIAN KEHANDALAN MATERIAL BEJANA TEKAN PWR. Keandalan material bejana tekan reaktor merupakan salah satu faktor penting yang diperhitungkan dalam memilih material untuk bejana tekan nuklir. Artinya, material yang akan digunakan untuk bejana tekan harus memenuhi persyaratan sebagai material bejana tekan. Ada beberapa tipe material yang digunakan untuk membuat bejana tekan. Meskipun data tipe material yang digunakan untuk membuat bejana tekan telah di sediakan oleh pemasok PLTN, namun tipe material yang di gunakan harus tetap di kaji dan di evaluasi keandalannya sebelum reaktor di bangun. Makalah ini mengkaji keandalan material bejana tekan tipe PWR dari sudut pandang pemenuhan persyaratan material. Tujuannya adalah untuk memperoleh data *base* material handal terkini untuk bejana tekan PWR. Metodologi pemecahan masalah dilakukan melalui: identifikasi bejana tekan PWR dan material yang digunakan, identifikasi dan kajian persyaratan kandungan kimia dan sifat mekaniknya, serta melakukan bahasan kajian keandalannya dari sudut pandang pemenuhan persyaratan kandungan kimia dan sifat mekaniknya. Dari hasil kajian disimpulkan bahwa data *base* material handal terkini untuk bejana tekan PWR teknologi Amerika yaitu SA508B-kelas 2 dan SA508B-kelas 3, serta material handal bejana tekan PWR teknologi Rusia yaitu 15Kh2MFA, dan 15Kh2NMFA. Selain persyaratan kandungan kimia dan sifat mekaniknya dipenuhi, ke empat material tersebut mengandung Vanadium yang membuat material lebih tahan terhadap penuaan panas.

Kata kunci: keandalan material, bejana tekan PWR, baja feritik

ABSTRACT

RELIABILITY ASSESSMENT OF PWR PRESSURE VESSEL MATERIAL. *Reliability assessment of reactor pressure vessel is one of the important factor that must be taking into account in selection of nuclear pressure vessel material. It means material for pressure vessel must be fulfill the requirement as pressure vessel material. There are several type of materials utilized as pressure vessel material. Although the type of pressure vessel materials have been available by NPPs vendor, but the type of pressure vessel materials is still need to be assess and evaluate its reliability before the NPPs is constructed. This paper discussed on reliability of PWR pressure vessel material from fulfill of material requirement point of view. The aim of this assessment is to get data base of newest reliable materials for PWR pressure vessel. Methodology to solve the problem by: identification of PWR pressure vessel design and its materials, identification and assessment of chemical compound requirement and its mechanical properties, and discussion on its reliability assessment from fulfill of chemical compound and mechanical properties requirement point of view. Assessment result is concluded that data base of newest reliable materials for American technology PWR pressure vessel are SA508B-class 2 and SA508B-class-3, and 15Kh2MFA and 15Kh2NMFA for Russian technology PWR pressure vessel. Besides chemical compound and its mechanical properties have been fulfilled, those materials have vanadium that makes the materials resistant to thermal ageing relatively.*

Keywords: material reliability, PWR pressure vessel, ferritic steel

1. PENDAHULUAN

Material yang digunakan untuk membuat bejana tekan PWR (*Pressurizer Water Reactor*) dari dekade ke dekade mengalami perubahan meskipun jenis materialnya sama yaitu dari baja feritik yang merupakan baja paduan karbon rendah. Bejana tekan PWR teknologi Amerika yang dibuat pada dekade sebelum tahun 1970 an menggunakan tipe SA302 Grade B. Dekade tahun 1980 an menggunakan tipe SA533B, dan bejana tekan yang dibuat setelah tahun 1995 menggunakan tipe SA508 kelas 1/kelas 2/kelas 3. Sedangkan bejana tekan PWR teknologi Rusia (VVER) menggunakan tipe 15Kh2MFA (A) dan 15Kh2NMFA(A)^[1,2]. Dasar penggunaan tipe material yang berbeda-beda tergantung dari desainernya dengan pertimbangan antara lain karena faktor ketahanannya terhadap lingkungan dimana bejana tekan berada khususnya kaitannya dengan radiasi dan kompatibilitas material dengan pendingin, sifat mekanik, dan beban yang di terima sehingga dalam pemilihan material faktor persyaratan material harus dipenuhi. Meskipun data jenis material yang digunakan untuk membuat bejana tekan telah di sediakan oleh pemasok

PLTN, namun jenis material yang di gunakan harus tetap di kaji dan di evaluasi kehandalannya sebelum reaktor di bangun sehingga pihak yang akan mengoperasikan PLTN yakin bahwa PLTN yang akan di bangun handal dari sudut pandang material yang digunakan untuk bejana tekan.

2. TUJUAN

Makalah ini akan mengkaji kehandalan material bejana tekan PLTN tipe PWR dari sudut pandang pemenuhan persyaratan material. Tujuannya untuk memperoleh data *base* material handal terkini untuk bejana tekan PWR.

3. METODOLOGI

Metodologi pemecahan masalah dilakukan melalui: identifikasi bagian bejana tekan PWR dan material yang digunakan, identifikasi dan kajian persyaratan kandungan kimia dan sifat mekaniknya berdasarkan ketentuan standar dan referensi, serta melakukan bahasan kajian kehandalannya dari sudut pandang pemenuhan persyaratan kandungan kimia dan sifat mekaniknya.

4. TINJAUAN PUSTAKA

Beberapa penelitian telah dilakukan sebelumnya oleh penulis dalam kaitannya dengan pengaruh impuritas perangsang (*dope impurity*) yaitu Cu (tembaga), P (fosfor), Ni (nikel), dan S (sulfur) terhadap sifat mekanik paduan feritik sebagai material bejana tekan^[3,4,5]. Hasil penelitian yang telah dilakukan tersebut digunakan sebagai salah satu referensi bahasan. Lingkupnya meliputi seluruh bagian logam induk (*base metal*) bejana tekan PWR kelas 1000 MW dan 1400 MW serta VVER kelas 440 MW dan 1000 MW. Logam lasan tidak termasuk yang dibahas. Diharapkan data *base material* handal terkini untuk bejana tekan PLTN tipe PWR yang diperoleh dapat digunakan sebagai referensi jika suatu saat Indonesia membangun PLTN tipe PWR.

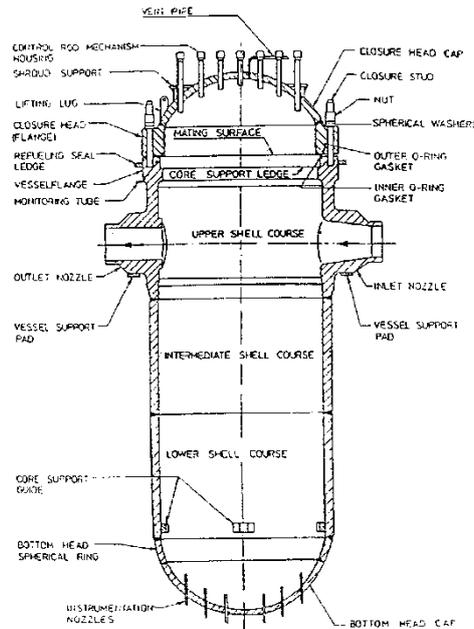
5. BEJANA TEKAN PWR DAN MATERIALNYA

Bentuk umum bejana tekan PWR apakah itu desain Westinghouse, MHI, GE, B&W, dan desain Rusia adalah sama, yaitu silinder tegak. Bejana tekan PWR terdiri dari 3 (tiga) bagian yaitu kepala atau penutup bagian atas dan kepala atau penutup bagian bawah yang masing-masing berbentuk

setengah bola dan biasa disebut dengan *closure (upper) head* dan *bottom head*, serta badan dinding bejana tekan berbentuk silinder (*cylindrical shell*) yang berada di zona teras dan mengelilingi teras reaktor. Penutup bagian bawah menyatu dengan badan dinding bejana tekan bagian bawah dengan cara di las. Penutup bagian atas dihubungkan dengan badan dinding bejana tekan bagian atas dengan cara di baut melalui *flanges*. Penutup bagian atas *removeable* yaitu dapat dipindahkan (diangkat) untuk kegiatan *refueling* dan inspeksi *in service*.

Pada umumnya seluruh bagian bejana tekan meliputi penutup bagian bawah, badan dinding silinder, dan penutup bagian atas seluruhnya terbuat dari tipe material yang sama yaitu baja feritik yang sangat rentan terhadap korosi. Untuk meminimumkan pengaruh korosi, pada permukaan bagian dalam dinding bejana tekan yang kontak dengan pendingin di lapisi (*cladding*) dengan baja nirkarat austenit (*austenitic stainless steel*) tipe 308 atau 309^[1,2,6]. Namun APR-1400 (*Advanced Power Reactor-1400*) yaitu reaktor daya PWR desain KHNP (*Korea Hydro and Nuclear Power Company, Korea*)^[7] mempunyai spesifikasi badan dinding silinder dan

penutup bagian bawah (*bottom head*) paduan dasar nikel (*nickel base alloy*) terbuat dari material baja feritik dengan kandungan Ni $\geq 70\%$. Gambar SA508-kelas 2, sedangkan penutup umum bejana tekan PWR di tampilan bagian atas (*upper head*) terbuat dari pada Gambar 1. *Inconel 690*, yaitu jenis material



Gambar 1. Bejana tekan PWR (desain Westinghouse)^[6]

6. PERSYARATAN KANDUNGAN KIMIA DAN SIFAT MEKANIK elemen-elemen impuritas tersebut di atas bertujuan untuk meminimumkan pengaruh iradiasi neutron terhadap ketangguhan atau penggetasan material bejana tekan khususnya material yang berada di zona teras reaktor.

Beberapa impuritas seperti Cu (tembaga), P (fosfor), Ni (nikel), dan S (sulfur) dibatasi jumlahnya di dalam baja feritik sebagai material bejana tekan PWR untuk kedua tipe yaitu PWR desain Amerika dan PWR desain Rusia (VVER), meskipun secara eksplisit tidak di sebutkan di dalam standar maupun referensi lainnya berapa batas maksimal yang diijinkan^[1,7,8,9]. Pembatasan kandungan

Persyaratan utama lainnya adalah sifat mekanik, yaitu kuat tarik baja feritik yang digunakan untuk material bejana tekan reaktor minimum 350 MPa (± 50 ksi) dan maksimum 700 MPa^[6,8]. Sifat mekanik lainnya yang juga perlu diketahui adalah temperatur

transisi awal dari ulet ke rapuh (*initial ductile to brittle transition temperature*) atau temperatur referensi keuletan (RT_{NDT}). Dari referensi [1,6] diketahui bahwa RT_{NDT} maksimal - 12⁰C untuk material bejana tekan PWR teknologi Amerika, dan maksimal 0⁰C untuk material bejana tekan PWR teknologi Rusia.

7. HASIL DAN PEMBAHASAN

Impuritas Cu, P, Ni, dan S harus dibatasi jumlahnya karena dalam jumlah tertentu akan menaikkan sensitifitas iradiasi neutron terhadap penggetasan material.

Impuritas Cu di dalam baja feritik dibatasi jumlahnya karena Cu dapat mengendap pada material dan menyebabkan penggetasan material^[10].

Impuritas P di dalam baja feritik dibatasi jumlahnya karena sejumlah kecil P dapat mengakibatkan penggetasan batas butir material melalui mekanisme segregasi P pada batas butir material yang akan menurunkan gaya kohesi batas butir. Oleh karena itu kandungan P di dalam baja feritik yang digunakan untuk material bejana tekan PWR desain Amerika maupun desain Rusia sama-sama penting untuk dibatasi sekecil

mungkin. Hasil penelitian yang telah dilakukan sebelumnya^[3] diperoleh hasil bahwa kandungan P optimal di dalam baja feritik adalah 0,0132% (berat). Peneliti lainnya^[9] mengatakan bahwa impuritas P pada kandungan 0,02% (berat) mulai berpengaruh signifikan terhadap iradiasi neutron.

Impuritas Ni di dalam baja feritik dibatasi karena sejumlah tertentu Ni membuat material menjadi rentan terhadap iradiasi neutron, yaitu membuat material menjadi getas. Namun begitu dalam jumlah tertentu impuritas-impuritas Cu dan Ni juga mempunyai kelebihan, yaitu dapat menurunkan temperatur transisi dan mencegah segregasi P pada batas butir. Impuritas Ni juga dapat meningkatkan kemampu-kerasan (*hardenability*) baja feritik. Sebaliknya kandungan impuritas Ni yang berlebihan justru dapat menyebabkan terjadinya IGSCC (*intergranular stress corrosion cracking*).

Impuritas S di dalam baja feritik dibatasi karena kandungan S yang berlebihan akan menaikkan temperatur transisi dari ulet ke rapuh (*Ductile to Brittle Transition Temperature*) dan hal ini sangat tidak dikehendaki^[3,4,5].

Tipe material, persyaratan kandungan kimia dan sifat mekanik baja feritik

yang digunakan untuk material bejana tekan PWR teknologi Amerika dan teknologi Rusia telah teridentifikasi. Komposisi kimia dan sifat mekanik material bejana tekan di tampilan pada Tabel 1.

Tabel 1. Komposisi kimia (% berat) dan sifat mekanik baja feritik^[1,6]

Material	Komposisi kimia (% berat)					Sifat mekanik pada suhu 20 ⁰ C			
	Cu	Ni	P	S	V	σ_Y (MPa)	σ_S (MPa)	A (%)	Z (%)
SA302B (AP-600)	0,16	-	0,035	0,040	-	332	448	15	38
SA533B-kelas 1 (AP-1000MW)	0,07	0,40 - 0,70	0,035	0,040	-	345	551	18	50
SA508-kelas 2 (APR-1400MW)	0,15	1,00	0,015	0,015	0,05	345	551	18	40
SA508-kelas 3 (PWR-1000 MW)	0,04	1,00	0,015	0,015	0,05	345	551	18	38
15Kh2MFA (VVER440MW)	0,30	0,40	0,025	0,025	0,25- 0,35	431	519	14	50
15Kh2NMFA (VVER1000MW)	0,30	1,00 - 1,50	0,020	0,020	0,10	490	608	15	55

Keterangan: σ_Y = Kuat luluh (0,2% *offset*)

A = Perpanjangan

 σ_S = Kuat tarik

Z = Area reduksi

Dari Tabel 1. terlihat bahwa pada material bejana tekan PWR teknologi Amerika yaitu SA508B-kelas 2 dan SA508B-kelas 3, serta material bejana tekan PWR teknologi Rusia (VVER) yaitu 15Kh2MFA, dan 15Kh2NMFA ditambahkan Vanadium (V). Penambahan V akan memperbaiki sifat baja feritik, yaitu membuat material baja feritik lebih tahan terhadap penuaan panas (*thermal ageing*). Dari sifat mekaniknya, ke enam material yang di tampilkan pada Tabel 1. semuanya memenuhi persyaratan yaitu kuat tariknya minimum 350 MPa dan maksimum 700 MPa.

Pada material SA302B, tidak mengandung Ni dan V dan pada material SA533B-kelas 1, tidak mengandung V. Meskipun sejumlah tertentu impuritas Ni dapat mengakibatkan penggetasan material namun keberadaan impuritas Ni tetap diperlukan di dalam baja feritik karena dapat menurunkan temperatur transisi dan meningkatkan kemampu-kerasan baja feritik. Pada ke dua material tersebut tidak mengandung impuritas V meskipun V dapat membuat baja feritik lebih tahan terhadap penuaan panas. Dari segi persyaratan kandungan kimia, maka material SA302B dan SA533B-kelas 1 dianggap kurang handal di

bandingkan dengan ke empat tipe material lainnya.

Menilik pada prosentase kandungan P dan S serta penambahan V yang membuat baja feritik lebih tahan terhadap penuaan panas maka material bejana tekan PWR teknologi Amerika yaitu SA508B-kelas 2 dan SA508B-kelas 3, serta material bejana tekan PWR teknologi Rusia yaitu 15Kh2MFA, dan 15Kh2NMFA adalah material-material handal terkini untuk bejana tekan PWR, karena selain persyaratan kandungan kimia beberapa impuritas yang dibatasi dan sifat mekaniknya dipenuhi, ke empat material tersebut mengandung V yang membuat material lebih tahan terhadap penuaan panas.

Inconel 690 dengan kandungan Ni $\geq 70\%$ digunakan sebagai penutup bagian atas (*upper head*) bejana tekan APR-1400. Material dengan kandungan Ni sangat tinggi ($>70\%$) mempunyai keunggulan tahan terhadap keausan (*wear*), namun sebaliknya sangat rentan terhadap IGSCC. Jika penutup bagian atas bejana tekan menggunakan material *Inconel 690* atau paduan Ni tinggi lainnya, maka diperlakukan *treatment* khusus terhadap *Inconel 690* selama proses pabrikasi maupun setelah pabrikasi selesai dengan tujuan

untuk menurunkan tegangan sisa, sehingga terjadinya IGSCC dapat diminimalkan.

Reaktor Fukushima di Jepang adalah reaktor daya tipe BWR generasi yang pertama. Material yang digunakan untuk membuat bejana tekan reaktor Fukushima adalah SA302B, yang tidak mengandung Ni dan V. Ditinjau dari segi sifat mekanik, nilai kuat tarik SA302B memenuhi persyaratan sebagai material bejana tekan. Namun bila ditinjau dari segi persyaratan kandungan kimia, maka material SA302B dianggap handal karena mengandung V yang membuat material lebih tahan terhadap korosi.

8. KESIMPULAN

Dari hasil kajian diperoleh persyaratan kandungan kimia dan sifat mekanik material bejana tekan, sehingga dapat disimpulkan bahwa data *base* material handal terkini untuk bejana tekan PWR teknologi Amerika adalah: SA508B-kelas 2 dan kelas 3, dan material handal untuk bejana tekan PWR teknologi Rusia adalah: 15Kh2MFA dan 15Kh2NMFA.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] SHAH, V.N. et.all. *Ageing And Life Extension of Major Light Water*

- Reactor Components*, Elsevier, (1993).
- [2] IAEA, *Status of Advanced Light Water Reactor Designs*, IAEA-TECDOC-1391, (2004).
- [3] S. NITISWATI, et.all., *Pengaruh Fosfor Terhadap Kuat Tangguh Baja Feritik Sebagai Material Bejana Tekan Reaktor Nuklir*, Prosiding Seminar Nasional K-16 Teknologi dan Keselamatan PLTN Serta Fasilitas Nuklir, (2010)
- [4] S. NITISWATI, et.all., *Efek Temperatur Irradiasi Neutron Pada Penggetasan Antar Butir Dari Logam Paduan Jenis Feritik*, Prosiding Seminar Nasional Ke-10 Teknologi dan Keselamatan PLTN Serta Fasilitas Nuklir, (2004)
- [5] S. NITISWATI, et.all., *Pengaruh Perangsang Fosfor, Tembaga dan Nikel Terhadap Sifat Mekanik Logam Paduan Jenis Feritik*, Prosiding Presentasi Ilmiah Teknologi Keselamatan Nuklir X, (2005).
- [6] IAEA, *Integrity of Reactor Pressure Vessel in Nuclear Power Plants: Assessment on Irradiation Embrittlement Effect in Reactor Pressure Vessel Steels*, IAEA-TECDOC-XXX, (2007).
- [7] KOREA HYDRO and NUCLEAR POWER COMPANY, APR-1400 Standard Safety Analysis Report, Rev.1, (2002).
- [8] ASME BOILER AND PRESSURE VESSEL CODE, *Rules for Construction of Nuclear Facility Components*, Section III, Division 1 – Subsection NB, Class 1 Components, (2007).
- [9] OYA OZDERE, et.all., *Comparison of Pressure Vessel Integrity Analyses and Approaches for VVER 1000 and PWR Vessels for PTS Conditions*, Nuclear Engineering and Design 226, Elsevier, (2003).
- [10] TIMOFEEV, B.T. et.all., *Assessment of the WWER-1000 reactor condition*, International Journal of Pressure Vessels and Piping, (2005).

KAJIAN TERHADAP PEDOMAN PENYUSUNAN LAPORAN EVALUASI TAPAK REAKTOR NUKLIR

Helen Rafliis dan Liliana Yetta Pandi

BAPETEN, Jl. Gajah Mada No. 8 Jakarta 10120, email: h.raflis@bapeten.go.id

ABSTRAK

KAJIAN TERHADAP PEDOMAN PENYUSUNAN LAPORAN EVALUASI TAPAK REAKTOR NUKLIR. Telah dilakukan studi terhadap pedoman (*guidance*) penyusunan laporan evaluasi tapak reaktor nuklir. Laporan evaluasi tapak merupakan dokumen utama yang harus disampaikan dalam memperoleh izin tapak berdasarkan amanat PP No 43 tahun 2006 pasal 7 ayat 2 sehingga dipandang perlu adanya pedoman terkait format dan isi dalam penyusunan laporan evaluasi tapak. Kajian ini mengusulkan panduan terhadap aspek-aspek yang penting seperti pengaruh kejadian eksterna dan akibat kegiatan manusia di tapak dan sekitarnya, karakteristik tapak dan lingkungannya, demografi penduduk dan karakteristik lainnya serta penerapan kedaruratan. Hasil kajian telah memberikan pedoman terhadap penyusunan laporan evaluasi tapak pada reaktor nuklir sehingga diharapkan dapat memudahkan dalam pembuatan laporan evaluasi tapak.

Kata kunci: pedoman, laporan evaluasi tapak, reaktor nuklir

ABSTRACT

ASSESSMENT ON THE DEVELOPMENT OF GUIDANCE FOR NUCLEAR REACTOR SITE EVALUATION REPORT. A study has done for the guidance of preparation of the nuclear reactor site evaluation report. The site evaluation report is the main document to be submitted to obtain site permits under the mandate of Law No. 43 of 2006 Article 7 paragraph 2 that is necessary for the availability of relevant guidance in preparing the format and content of the site evaluation report. This study has provided guidance on important aspects such as the influence of external events and human induced on the site and area, site characteristics and the environmental, population demographics and other characteristics also the implementation of the emergency. The study results have provided guidance on the preparation of the reactor site evaluation report that is expected to ease in the development of site evaluation report.

Keywords: guidance, site evaluation report, nuclear reactor

1. PENDAHULUAN

Dalam penjelasan umum PP 43 tahun 2006 disampaikan bahwa diperlukan pengawasan terhadap pemanfaatan reaktor nuklir untuk mencegah bahaya radiasi yang dapat menimbulkan kerugian terhadap manusia, harta benda dan lingkungan hidup apabila pengelolaannya tidak mematuhi persyaratan keselamatan dan kesehatan serta keamanan yang ditetapkan. Pengawasan yang dilakukan dimulai dari pemilihan tapak, konstruksi, komisioning, pengoperasian, sampai dengan dekomisioning^[1].

Pada tahapan pemilihan tapak, pemohon izin diwajibkan untuk melaksanakan kegiatan evaluasi tapak yaitu kegiatan analisis atas setiap sumber kejadian di tapak yang dapat berpengaruh terhadap keselamatan reaktor nuklir. Dalam PP 43 tahun 2006 bagian kedua tentang izin tapak pasal 9 ayat a tercantum bahwa pemohon harus menyampaikan dokumen persyaratan teknis salah satunya adalah Laporan Evaluasi Tapak (*Site Evaluation Report*). Dokumen ini disyaratkan memuat sekurang-kurangnya: struktur organisasi, dokumentasi dan pelaporan serta evaluasi dan analisis data mengenai

pengaruh kejadian eksternal yang berasal dari kejadian alam seperti kejadian geologi, seismologi, meteorologi maupun kejadian akibat kegiatan manusia seperti berasal dari instalasi kimia, lepasan racun dan gas mudah terbakar, dan kejatuhan pesawat serta karakteristik tapak dan lingkungan dan perpindahan zat radioaktif yang dilepaskan reaktor nuklir sampai kepada manusia ditambah juga demografi penduduk dan karakteristik lain dari tapak yang berkaitan dengan evaluasi resiko dan kelayakan penerapan rencana penganggulangan kedaruratan^[1].

Kajian ini bertujuan untuk memberikan pedoman terkait format dan isi dalam penyusunan laporan evaluasi tapak. Metodologi yang diterapkan dalam kajian ini berupa studi pustaka, penelusuran terhadap pedoman penyusunan laporan evaluasi tapak yang berlaku pada negara lain, dan merujuk pada peraturan nasional serta dokumen teknis dari IAEA.

2. TEORI DAN METODE

Pasal 9 PP 43 Tahun 2006 berbunyi bahwa untuk mendapatkan izin tapak, pemohon harus mengajukan permohonan kepada Kepala BAPETEN dengan melampirkan dokumen

persyaratan administrasi sebagaimana dimaksud dalam Pasal 7 ayat (2) dan dokumen persyaratan teknis sebagai berikut^[1]:

- a. laporan evaluasi tapak;
- b. data utama reaktor nuklir yang akan dibangun;
- c. daftar informasi desain pendahuluan; dan
- d. rekaman pelaksanaan program jaminan mutu evaluasi tapak.

Serta dalam dalam penjelasan Pasal 9 huruf a menyebutkan bahwa Laporan Evaluasi Tapak yang dimaksud memuat sekurang-kurangnya^[1]:

1. struktur organisasi pelaksana;
2. dokumentasi dan pelaporan;
3. evaluasi dan analisis data mengenai:
 - a. pengaruh kejadian eksterna di tapak dan wilayah sekitarnya baik yang berasal dari kejadian alam antara lain kejadian geologi, seismologi, meteorologi maupun kejadian akibat kegiatan manusia terhadap keselamatan reaktor nuklir antara lain berasal dari instalasi kimia, lepasan racun dan gas mudah terbakar, dan kejatuhan pesawat;

- b. karakteristik tapak dan lingkungan yang berpengaruh pada instalasi nuklir dan perpindahan zat radioaktif yang dilepaskan reaktor nuklir sampai kepada manusia; dan
- c. demografi penduduk dan karakteristik lain dari tapak yang berkaitan dengan evaluasi resiko terhadap anggota masyarakat dan kelayakan penerapan rencana penanggulangan kedaruratan.

Berdasarkan amanat PP 43 tahun 2006 tersebut dipandang perlu untuk dilakukan kajian tentang pedoman penyusunan laporan evaluasi dengan metodologi berupa studi pustaka, penelusuran terhadap pedoman yang berlaku pada negara lain, dan merujuk pada dokumen teknis IAEA.

Pada RG 4.17 yang dikeluarkan US NRC tahun 1987 tentang *Standard Format and Content of Site Characterization Plans for High Level Waste geologic Repositories* membagi menjadi 2 bagian laporan evaluasi tapak yaitu format baku dan isi panduan untuk menjelaskan tapak dan

menyajikan program karakteristik tapak^[2].

Pada RG 1.70 US NRC tahun 1979 tentang *Standard Format and Content of Safety Analysis Report for NPP* pada bab 2 tentang karakteristik tapak terdiri dari geografi dan demografi, Lokasi dekat industri, transportasi dan militer, meteorology, teknik hidrologi, geologi, seismologi dan teknik geoteknik^[3].

Sedangkan pada RD-346 yang dikeluarkan CNSC tentang *Site Evaluation for New Power Plant* membagi menjadi 10 bab utama yaitu tujuan umum, ruang lingkup, peraturan terkait, gambaran umum, criteria umum untuk evaluasi tapak, pengumpulan data dasar, evaluasi kejadian eksternal alam, evaluasi untuk kejadian akibat kegiatan manusia, pertimbangan keamanan, dekomisioning dan jaminan kualitas^[4].

Pada NSR-3 yang dikeluarkan IAEA tahun 2003 tentang *Site Evaluation for Nuclear Installation* menyarankan bahwa evaluasi tapak sebaiknya terdiri dari persyaratan umum terkait evaluasi tapak, persyaratan khusus untuk evaluasi kejadian eksternal seperti gempa bumi dan patahan permukaan, fenomena meteorology, banjir, bahaya geoteknik,

instabilitas kemiringan, runtuh, liquifaksi tanah, kejadian akibat kegiatan manusia, serta karakteristik tapak dan dampak potensial pada instalasi nuklir pada kawasan, pemantauan bahaya dan jaminan kualitas^[5].

Dari dokumen-dokumen tersebut diatas ditambah dengan peraturan dan ketentuan terkait dilakukan kajian untuk merumuskan pedoman penyusunan laporan evaluasi tapak yang kemudian dapat diformalkan menjadi lampiran peraturan BAPETEN tentang evaluasi tapak instalasi nuklir.

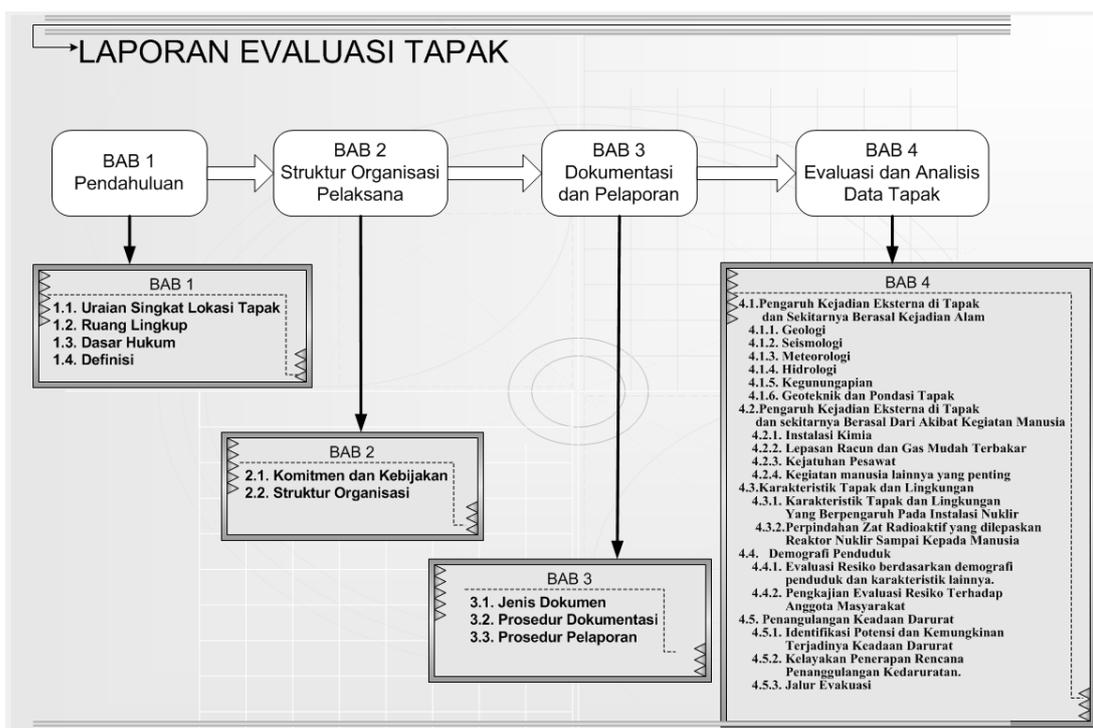
3. HASIL DAN PEMBAHASAN

Kajian ini mengusulkan format dan isi laporan evaluasi tapak sesuai dengan PP 43 tahun 2006 pada penjelasan pasal 9 ayat a dengan rincian dalam bentuk diagram alir untuk format dan isi laporan evaluasi tapak yang disajikan dalam gambar 1.

Pada bab 1 tentang Pendahuluan yang memuat laporan pendahuluan dan informasi singkat tentang karakteristik tapak dan keadaan terkait untuk memberikan gambaran menyeluruh dan lengkap tentang tapak tersebut. Pada bagian ini menguraikan tentang uraian singkat lokasi tapak

yang berisi ringkasan tentang karakteristik utama tapak, ruang lingkup yang berisi tentang ruang lingkup Laporan Evaluasi Tapak serta kewenangan hukum pemohon yang berkaitan dengan semua kawasan di lokasi tapak, dasar hukum disusunnya laporan evaluasi tapak disajikan secara lengkap dan menjelaskan keterkaitan tiap peraturan atau ketentuan yang berlaku dan penjelasan seluruh definisi dari istilah teknis yang digunakan

dalam laporan^[6]. Pada bab 2 Struktur Organisasi Pelaksana yang memuat tentang struktur organisasi pelaksana dengan menguraikan tentang komitmen dan kebijakan dari setiap level struktur organisasi secara lengkap dan terperinci. Bagian ini menjelaskan tentang komitmen dan kebijakan serta struktur organisasi yang menjabarkan tentang struktur organisasi dalam pelaksanaan kegiatan evaluasi tapak.



Gambar 1: Format dan Isi Laporan Evaluasi Tapak

Selanjutnya pada bab 3 tentang prosedur dokumentasi dan pelaporan yang memuat dokumentasi dan pelaporan karakteristik tapak dan keadaan terkait untuk memberikan gambaran menyeluruh dan lengkap meliputi jenis, prosedur dokumentasi dan pelaporan^[7]. Terakhir, Bab 4 tentang evaluasi dan analisis tapak, bab ini merupakan bab utama laporan evaluasi tapak yang memuat evaluasi dan

analisis terhadap identifikasi pengaruh kejadian eksterna di tapak dan wilayah sekitarnya meliputi kejadian geologi, seismologi, meteorologi, hidrologi, kegunungpian, geoteknik dan pondasi tapak serta identifikasi dan prosedur evaluasi pengaruh kejadian eksterna di tapak dan wilayah sekitarnya yang berasal dari kejadian akibat kegiatan manusia terhadap keselamatan reaktor nuklir antara lain berasal dari instalasi kimia, lepasan racun dan gas mudah terbakar, dan kejatuhan pesawat.

3.1. Pengaruh Kejadian Eksterna Di Tapak Dan Sekitarnya Yang Berasal Kejadian Alam

3.1.1. Geologi

Dalam kajian ini menyarankan bahwa pemohon izin harus menyampaikan deskripsi geologi terhadap calon tapak dan lingkungan harus disajikan dalam subbab ini meliputi geomorfologi, stratigrafi, struktur geologi, tektonik, seismologi, stabilitas regional jangka panjang karena pengaruh tektonik dan proses geologi, sumber daya hidrokarbon dan mineral. Informasi geologi ini diperlukan untuk memberikan pemahaman terhadap hubungan desain konseptual dari spesifikasi tapak dan

menyampaikan perbandingan evaluasi tapak. Data teknik geofisika seperti gravitasi, laju panas, permukaan magnetik harus disampaikan untuk mendukung studi geologi termasuk stratigrafi sub permukaan dan struktur. Pada bagian ini harus menjelaskan segala sesuatu yang berhubungan dengan sifat-sifat geologi dari batuan, mineral, sedimen, dan air dari calon tapak dan sekitarnya^[2].

3.1.2. Seismologi

Pemohon izin tapak dapat mengacu peraturan kepala BAPETEN nomor 1 tahun 2008 tentang evaluasi tapak reaktor daya untuk aspek kegempaan jika reaktor nuklir digunakan untuk pembangkit listrik tenaga nuklir (PLTN). Pada bagian ini pemohon evaluasi tapak harus menganalisis aspek seismologi tapak dan lingkungannya harus diuraikan secara terinci untuk mengidentifikasi efek-efek yang dapat membahayakan fasilitas reaktor nuklir. Informasi yang digunakan untuk menetapkan dasar desain seismik, seperti frekuensi terjadinya gempa bumi ulang dan gerakan tanah, disajikan dalam bagian ini, termasuk informasi tentang pengkajian potensi terjadinya patahan permukaan pada tapak dan definisi

kondisi dan sifat teknis tanah dan/atau batuan pondasi reaktor^[8].

3.1.3. Meteorologi

Pemohon izin tapak dapat mengacu peraturan kepala BAPETEN nomor 5 tahun 2008 tentang pedoman evaluasi tapak reaktor daya untuk aspek meteorologi apabila reaktor nuklir digunakan untuk pembangkit listrik tenaga nuklir (PLTN). Pada bagian ini harus berisi deskripsi meteorologi dan klimatologi harus disampaikan dalam laporan evaluasi tapak dan lingkungan. Analisis kondisi paleoklimatik harus memberikan suatu kajian perubahan iklim yang mungkin terjadi pada masa depan berdasarkan evaluasi kondisi iklim masa lalu dan terkini. Analisis paleoklimatik harus mencakup sekurang-kurangnya rentang spektrum iklim menyeluruh dari kondisi *glacial* maksimum sampai dengan *interglacial* maksimum. Sumber informasi dan data yang disampaikan harus dapat terselusur dan dicantumkan dalam referensi.

3.1.4. Hidrologi

Bagian ini pemohon izin harus menguraikan mengenai hidrologi permukaan dan bawah tanah tapak dan lingkungannya, termasuk lokasi,

ukuran, aliran, penggunaan air dan karakteristik sumber air minum. Lokasi dan karakteristik struktur buatan manusia harus ditunjukkan, termasuk bendungan dan kanal pengubah aliran, dan bangunan pengendali banjir. Uraian tentang hidrologi air tanah disekitar fasilitas harus juga diberikan, termasuk karakteristik utama dari daerah air dan interaksinya dengan air permukaan, dan data tentang penggunaan air tanah dalam kawasan tersebut. Fenomena alam yang perlu dipertimbangkan dalam laporan evaluasi tapak dapat meliputi banjir, arus, gelombang, ombak; dan fenomena yang diakibatkan seismik seperti tsunami dan kegagalan bendungan^[6].

3.1.5. Kegunungapian

Pemohon izin tapak dapat mengacu peraturan kepala BAPETEN nomor 2 tahun 2008 tentang evaluasi tapak reaktor daya untuk aspek kegunungapian apabila reaktor nuklir digunakan untuk pembangkit listrik tenaga nuklir (PLTN). Pada bagian ini harus disampaikan melalui penyelidikan dan pengkajian tentang potensi bahaya gunung berapi. Dampak potensial aktivitas vulkanik yang membahayakan keselamatan reaktor

nuklir pada tahap evaluasi tapak dan pengaruh fenomena yang berhubungan dengan vulkanisme terhadap penerimaan (*acceptability*) tapak dan pada perumusan parameter desain dasar harus ditentukan dan diidentifikasi. Data dan informasi tersebut harus digunakan untuk memperkirakan aktivitas gunung berapi terhadap lokasi dan waktu yang berpotensi mempengaruhi keselamatan reaktor nuklir.

3.1.6. Geoteknik dan Pondasi Tapak

Pemohon izin tapak dapat mengacu peraturan kepala BAPETEN nomor 4 tahun 2008 tentang evaluasi tapak reaktor daya untuk aspek geoteknik dan pondasi reaktor daya apabila reaktor nuklir digunakan untuk pembangkit listrik tenaga nuklir (PLTN). Pada bagian ini harus dijelaskan melalui penyelidikan dan pengkajian tentang potensi bahaya geoteknik meliputi ketidakstabilan lereng, runtuh, ambles, atau terangkatnya permukaan tapak, likuifaksi tanah dan perilaku material tanah fondasi. Potensi terjadinya likuifaksi material bawah permukaan tanah dari calon tapak harus dievaluasi dan diselidiki dengan menggunakan parameter dan besaran gerakan tanah

spesifik tapak. Evaluasi potensi terjadinya likuifaksi harus meliputi penggunaan metoda penyelidikan dan analitik tanah yang dapat diterima untuk menentukan bahaya likuifaksi tanah.

3.2. Pengaruh Kejadian Eksterna Di Tapak Dan Sekitarnya Berasal Dari Kegiatan Manusia

3.2.1. Instalasi Kimia

Semua fasilitas industri kimia, pengangkutan dan militer yang ada pada saat ini dan dimasa mendatang yang dapat membahayakan fasilitas reaktor harus diuraikan seperti pabrik bahan kimia, penyulingan minyak, fasilitas penyimpanan, penambangan dan pengambilan bahan galian, pangkalan militer, jalur transportasi, fasilitas pengangkutan, jaringan pipa, operasi pengeboran dan sumur gas dan minyak, serta fasilitas penyimpanan bawah tanah^[5].

3.2.2. Lepas Racun dan Gas Mudah Terbakar

Bagian ini harus menguraikan aspek potensi lepasan racun dan gas mudah terbakar yang mungkin terjadi pada reaktor nuklir. Daerah tapak yang meliputi penanganan, pemrosesan, pengangkutan, dan penyimpanan bahan

kimia yang memiliki potensi ledakan atau pembentukan awan gas yang mudah terbakar dan meledak harus diidentifikasi dan diketahui potensi bahayanya. Bahaya yang terkait dengan ledakan kimia harus dinyatakan dalam besaran tekanan lebih dan/atau toksisitas, dengan memperhitungkan faktor jarak^[6].

3.2.3. Kejatuhan Pesawat

Pemohon izin tapak harus menyampaikan secara detail informasi terkait dengan potensi jatuhnya pesawat. Informasi ini harus didukung dengan kajian bahaya antara benturan, ledakan, dan kebakaran pesawat pada tapak reaktor nuklir, jika potensi bahaya akibat jatuhnya pesawat tidak dapat diterima maka harus dibuat solusi rekayasa. Potensi jatuhnya pesawat terbang pada tapak dengan memperhitungkan karakteristik lalu lintas udara dan pesawat terbang di masa mendatang harus dikaji dan dipertimbangkan^[6].

3.2.4. Kegiatan Manusia Lainnya Yang Penting

Wilayah tapak harus diselidiki terhadap adanya berbagai instalasi, termasuk instalasi di dalam batas tapak, yang menyimpan, memproses,

mengangkut atau menangani bahan mudah meledak, bahan mudah terbakar, bahan penyebab sesak napas, bahan beracun, bahan korosif, atau zat radioaktif, yang apabila terlepas pada kondisi normal atau kecelakaan dapat membahayakan keselamatan reaktor nuklir. Hasil penyelidikan harus meliputi juga instalasi yang dapat menimbulkan misil yang mempengaruhi keselamatan reaktor nuklir. Potensi kejadian alam dan kejadian akibat ulah manusia yang dapat menyebabkan kehilangan fungsi sistem yang diperlukan untuk pemindahan panas dari teras reaktor dalam jangka panjang harus diidentifikasi dan diselidiki^[2].

3.3. Karakteristik Tapak Dan Lingkungan

3.3.1. Karakteristik Tapak dan Lingkungan Yang Berpengaruh Pada Instalasi Nuklir

Karakteristik tapak harus menyampaikan lokasi tapak, sumber air pendingin, kehandalan daya listrik, meteorologi dan dispersi atmosfer dan material pondasi instalasi. Karakteristik tapak dan lingkungan yang berpengaruh pada reaktor nuklir harus diselidiki dan dilakukan pengkajian. Karakteristik lingkungan tersebut di

dalam wilayah tapak yang dapat terkena dampak radiologi potensial dalam kondisi operasi dan kondisi kecelakaan harus diselidiki dan diperhatikan setiap aspek yang berpengaruh terhadap keselamatan reaktor nuklir dan harus dipantau selama umur reaktor nuklir. Pemohon izin harus menentukan frekuensi dan tingkat keparahan dari seluruh kejadian eksternal.

3.3.2. Perpindahan Zat Radioaktif yang dilepaskan Reaktor Nuklir Sampai Kepada Manusia

Pemohon izin tapak dapat mengacu peraturan kepala BAPETEN nomor 3 tahun 2008 tentang evaluasi tapak reaktor daya untuk aspek penentuan dispersi zat radioaktif di udara dan air, dan pertimbangan distribusi penduduk di sekitar tapak reaktor daya apabila reaktor nuklir digunakan untuk pembangkit listrik tenaga nuklir (PLTN).

3.3.2.1. Dampak Radiologi

Bagian ini harus menguraikan dampak radiologi terhadap aspek ekologi, khususnya aspek biologi dari perpindahan zat radioaktif dan dampaknya terhadap manusia. Uraian yang terinci tentang hal ini tidak

disyaratkan bagi reaktor dengan daya rendah dan yang mempunyai resiko kecil. Informasi tentang dampak radiologi harus diuraikan, yang akan digunakan dalam pengkajian dosis perorangan dan masyarakat/penduduk, dan kontaminasi rantai biologi dan rantai makanan, dengan menggunakan data buangan zat radioaktif dan perilaku/perpindahan radionuklida yang disajikan dalam bab lain ^[6].

3.3.2.2. Penyebaran Atmosfer Zat Radioaktif

Pada bagian ini pemohon izin harus disampaikan deskripsi meteorologi wilayah tapak, mencakup deskripsi tentang parameter meteorologi, orografi wilayah dan fenomenanya seperti kecepatan dan arah angin, temperatur udara, curah hujan, kelembaban, parameter stabilitas atmosfer dan inversi yang berkelanjutan. Bagian ini harus menguraikan metode pengkajian penyebaran atmosfer zat radioaktif yang terlepas selama operasi normal dan kondisi kecelakaan pada reaktor, sesuai dengan kebijakan organisasi pengoperasi dan Badan Pengawas.

3.3.2.3. Penyebaran Zat Radioaktif Melalui Air Permukaan dan Air Tanah

Bagian ini pemohon izin harus menguraikan lokasi penyebaran radionuklida yang terlepas dan yang memasuki air permukaan atau air tanah dekat fasilitas. Hasil-hasil penyelidikan hidrologi dan hidrogeologi yang digunakan untuk mengkaji, karakteristik pengenceran dan penyebaran dari badan air harus disajikan. Metode yang digunakan untuk mengevaluasi kemungkinan dampak kontaminasi air permukaan dan air tanah terhadap penduduk harus diuraikan. Bila perlu, hasil perhitungan dosis luar tapak harus diberikan dan acuan terhadap perhitungan tersebut harus dibuat dalam bahasan tersendiri. Deskripsi tentang karakteristik hidrologi permukaan pada wilayah tapak harus dibuat dan disampaikan serta penyebaran zat radioaktif melalui air tanah juga diuraikan secara lengkap dan terperinci.

3.4. Demografi Penduduk

3.4.1. Evaluasi Resiko Berdasarkan Demografi Penduduk dan Karakteristik Lainnya

Evaluasi resiko yang disampaikan merupakan proses menilai

resiko kedalam urutan prioritas resiko melalui proses yang sistematis sehingga memberikan daftar urutan prioritas resiko yang akan ditangani selama kegiatan evaluasi tapak. Distribusi dan demografi penduduk disekitar fasilitas dan kawasannya, termasuk variasi musiman dan harian harus disajikan disini. Khususnya, informasi tentang distribusi penduduk saat ini dan proyeksinya disekitar fasilitas harus dikumpulkan dan dipertahankan agar tetap mutakhir selama umur fasilitas. Data distribusi penduduk dalam wilayah tapak harus dikumpulkan dan didokumentasikan. Data sensus penduduk mutakhir untuk wilayah tapak atau informasi yang diperoleh dengan cara ekstrapolasi dari data sensus mutakhir, harus digunakan untuk memperoleh distribusi penduduk.

3.4.2. Pengkajian Evaluasi Resiko Terhadap Anggota Masyarakat

Pada bagian ini harus dijelaskan tentang hasil pengkajian terhadap evaluasi resiko pada anggota masyarakat berdasarkan demografi penduduk dan karakteristik lainnya. Hasil pengkajian terhadap urutan prioritas resiko yang diperoleh setelah melakukan evaluasi dapat memuat

karakteristik ekologi regional dan penggunaan air dan lahan harus diringkaskan dalam bagian ini, yang mencakup lahan dan badan air yang menunjang kehidupan.

3.5. Penanggulangan Keadaan

Darurat

3.5.1. Identifikasi Potensi dan Kemungkinan Terjadinya Keadaan Darurat

Bagian ini pemohon izin harus memberikan rincian jelas tentang potensi dan dampak bahaya yang ada terhadap manusia dan lingkungan. Dalamnya mempertimbangkan untuk melaksanakan tindakan kedaruratan maka perlu memperhatikan area di sekeliling tapak meliputi distribusi dan kepadatan penduduk serta tata guna lahan dan air. Dampak radiologi terhadap penduduk yang berada di wilayah tapak, selama keadaan operasi dan kondisi kecelakaan harus dievaluasi, termasuk dampak yang mengakibatkan perlunya upaya penanggulangan keadaan darurat.

3.5.2. Kelayakan Penerapan Rencana Penanggulangan Kedaruratan.

Pada bagian ini pemohon izin harus menjelaskan tentang kelayakan

penerapan rencana penanggulangan keadaan darurat. Dalam hal ini harus membentuk unsur infrastruktur yang terdiri dari organisasi penanggulangan keadaan darurat, pengendali operasi, pelaksana operasi, adanya koordinasi dan prosedur penanggulangan, fasilitas, peralatan dan sarana pendukung serta program pelatihan dan uji coba serta harus menunjukkan bahwa fungsi penanggulangan yang akan dilaksanakan telah dijamin dan sesuai dengan kecukupan infrastruktur dan prosedur keadaan darurat yang telah disusun.

3.5.3. Jalur Evakuasi

Pada bagian ini harus diuraikan tentang rute transportasi selama kegiatan evaluasi tapak. Rute transportasi pada sekitar tapak harus dipertimbangkan sebagai bagian evaluasi yang menjamin bahwa rute tersebut tersedia secara memadai selama kegiatan pengembangan tapak masa depan. Rute harus dipertimbangkan termasuk jalur air, jalur darat, dan penerbangan. Pada bagian ini harus dikaji dan diselidiki seluruh jalur air pada sekitar tapak dari perspektif proteksi fisik.

4. KESIMPULAN

Kajian ini telah menyampaikan usulan tentang panduan terhadap aspek-aspek yang penting dalam penyusunan laporan evaluasi seperti pengaruh kejadian eksterna dan akibat kegiatan manusia di tapak dan sekitarnya, karakteristik tapak dan lingkungannya, demografi penduduk dan karakteristik lainnya serta penerapan kedaruratan. Hasil kajian telah memberikan pedoman terhadap penyusunan laporan evaluasi tapak pada reaktor nuklir sehingga diharapkan dapat memudahkan dalam pembuatan laporan evaluasi tapak dan lebih lanjut lagi dapat diformalkan dalam lampiran peraturan BAPETEN tentang evaluasi tapak reaktor nuklir

UCAPAN TERIMA KASIH

Penulis menyampaikan ucapan terima kasih yang besar kepada Kepala Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir (P2STPIBN) dan teman-teman di lingkungan P2STPIBN atas segala dukungan dan bantuan selama penulisan makalah ini.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] PP 43 tahun 2006 Tentang Perizinan Reaktor Nuklir
- [2] US NRC, Regulatory Guide 4.17 (task WM 404-4) ‘*Standard Format and Content of site Characterization Plans For High Level Waste Geologic Repositories*’, March 1987
- [3] US NRC, Regulatory Guide 1.70 Revision 3 ‘*Standard Format and Content of Safety Analysis Report for NPP*’, November 1978
- [4] CNSC, Draft Regulatory Document RD-346, ‘*Site Evaluation for New Power Plants*’, October 2007
- [5] Safety Requirement-IAEA, ‘*Site Evaluation for Nuclear Installation*’, NS-R-3, 2003
- [6] Perka Bapeten No 5 tahun 2007 tentang Ketentuan Keselamatan Evaluasi Tapak Reaktor Nuklir.
- [7] <http://mutupro.blogspot.com/2011/03/6-prosedur-wajib-dalam-dokumentasi-iso.html>
- [8] Perka BAPETEN nomor 1 tahun 2008 tentang evaluasi tapak reaktor daya untuk aspek kegempaan.

TANYA JAWAB

1. Drs. Reno Alamsyah (BAPETEN)

Rekomendasi apa yang disampaikan dalam kajian LET ini?

Jawaban:

Kajian memberikan usulan tentang format dan isi dalam penyusunan laporan evaluasi tapak reaktor nuklir.

2. Sinta Tri Habsari (BAPETEN)

Apakah pedoman penyusunan LET sudah ada (sudah tersusun)? Karena judul makalah ini mengesankan bahwa makalah ini merupakan kajian thd pedoman yang sudah ada.

Jawaban:

Belum, kajian ini mengusulkan format dan isi dalam penyusunan laporan evaluasi Tapak, masih berbentuk draft pedoman yang dapat diformalkan pada lampiran perka BAPETEN.

3. Nur Syamsi Syam (BAPETEN)

Pertanyaan:

Apa yang menjadi pertimbangan dilakukannya kajian penyusunan pedoman laporan evaluasi Tapak, mengingat BAPETEN telah menerbitkan beberapa Perka terkait evaluasi tapak reactor nuklir. Apakah pedoman yang disusun, telah mencakup pedoman teknis yang lebih rinci mengenai bagaimana pemahaman dalam melakukan

evaluasi terhadap masing-masing aspek tapak.

Jawaban:

Kajian pedoman penyusunan laporan evaluasi tapak dilakukan atas permintaan direktorat pengaturan IBN karena dianggap perlu adanya pedoman tersebut sebagai penjelasan lebih rinci dari PP 43 pasal 9, Iya, pedoman ini telah memberikan usulan terhadap aspek-aspek teknis dari kegiatan evaluasi tapak yang mesti disampaikan dalam Laporan Evaluasi Tapak.

4. Dessy Sofira (BAPETEN)

Dari abstraks tertulis 'telah dilakukan studi terhadap pedoman penyusunan laporan evaluasi tapak reactor nuklir' menurut pengertian saya paper ini menjelaskan bahwa telah dilakukan kajian terhadap pedoman penyusunan laporan evaluasi tapak yang sudah ada. Namun pada kesimpulan, hasil kajian memberikan pedoman terhadap/untuk penyusunan laporan evaluasi tapak. Kedua kalimat tersebut bertentangan. Menurut hemat kami pedoman tersebut belum ada, dan pedoman tersebut sangat dibutuhkan baik oleh pemohon maupun evaluator.

Jawaban:

Pedoman penyusunan LET memang belum ada, sehingga diperlukan kajian terhadap format dan isi dari pedoman penyusunan Laporan Evaluasi Tapak.

Betul, Kajian ini memfokuskan terhadap format dan isi dalam penyusunan LET sehingga dilakukan

kajian terhadap pedoman tersebut dengan membandingkan dengan praktis di dunia Internasional.

VERIFIKASI KESELAMATAN KRITIKALITAS DI RUANG PERAKITAN ELEMEN BAKAR DAN RUANG KALSOTERMİK IPEBRR DENGAN MENGGUNAKAN MCNP5

Dedi Hermawan

Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir - Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN), Jl. Gadjah Mada No. 8 Jakarta 10120,
email: d.hermawan@bapeten.go.id

ABSTRAK

VERIFIKASI KESELAMATAN KRITIKALITAS DI RUANG PERAKITAN ELEMEN BAKAR DAN RUANG KALSOTERMİK IPEBRR DENGAN MENGGUNAKAN MCNP5. Berdasarkan Undang-undang No.10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran, BAPETEN mempunyai tugas untuk melaksanakan pengawasan terhadap segala kegiatan pemanfaatan tenaga nuklir. Peraturan Kepala BAPETEN No. 10 Tahun 2006 tentang Pedoman Penyusunan Laporan Analisis Keselamatan Instalasi Nuklir Non Reaktor pada bagian Lampiran menyebutkan bahwa instalasi yang mempunyai potensi bahaya kekritisan harus menguraikan analisis mengenai parameter keselamatan kekritisan. Instalasi Produksi Elemen Bakar Reaktor Riset, merupakan salah satu INNR di Indonesia yang memproduksi bahan bakar untuk reaktor riset, terutama bagi Reaktor Serba Guna – GA. Siwabessy dengan menggunakan Uranium diperkaya 19.75 %. Dalam dokumen LAK yang diajukan, disebutkan bahwa terdapat beberapa ruangan yang berpotensi untuk terjadi kecelakaan kekritalitas diantaranya adalah Ruang Perakitan elemen bakar dan Ruang kalsiotermik. Untuk memastikan tingkat keselamatan kekritisan yang disebutkan oleh pemegang izin, BAPETEN melakukan perhitungan kekritisan mandiri dengan menggunakan komputer code MCNP 5. Dari hasil perhitungan, diperoleh hasil bahwa nilai kekritisan pada Ruang Perakitan Elemen Bakar dan Ruang Kalsiotermik masih jauh dari nilai kritis meskipun diasumsikan model perhitungan terendam air. Dari hasil perhitungan dapat disimpulkan bahwa pengoperasian Ruang Perakitan Elemen Bakar dan Ruang Kalsiotermik telah aman dari bahaya kekritisan.

Kata kunci: IPEBRR, Kekritisan, MCNP5.

ABSTRACT

CRITICALITY SAFETY VERIFICATION ON ASSEMBLING FUEL ELEMENTS AND KALSOTERMİK ROOMS OF IPEBRR USING MCNP5. Based on Nuclear Energy Act Number 10 Year 1997, BAPETEN has a responsibility to regulate the utilization of nuclear energy. BAPETEN Chairman Decree Number 10 Year 2006 about "Preparation Guide for Non Reactor Nuclear Installation Safety Analysis Report", Appendix, states that installation with potential of criticality accident has to describe criticality safety parameter. Research Reactor Fuel Element Production Installation, is one of INNR in Indonesia that produces fuel for research reactors, especially for Multipurpose Reactor - GA. Siwabessy using enriched uranium 19.75%. In SAR documents, mentioned that there are several rooms that have the potential for a criticality accident i.e. fuel element assembly room and kalsiotermik room. To ensure the safety criticality level specified by the license, BAPETEN perform independent criticality calculations using computer code MCNP 5. Based on the calculation, the criticality value of the Fuel Element Assembly Room and Kalsiotermik room are still below the critical value even if it assumed flooded by water. It is concluded that the operation of Fuel Element Assembly Room and Kalsiotermik room has been secured from criticality accident.

Keywords: IPEBRR, criticality, MCNP5.

1. PENDAHULUAN

Instalasi Produksi Elemen Bakar Reaktor Riset (IPEBRR), merupakan salah satu Instalasi Nuklir Non Reaktor (INNR) di Indonesia yang digunakan untuk memproduksi bahan bakar untuk reaktor riset, terutama bagi Reaktor Serba Guna – GA. Siwabessy. Dalam pengoperasiannya, IPEBRR menggunakan bahan fisil dengan pengkayaan yang cukup tinggi yaitu berupa U diperkaya 19.75 %. Penggunaan U diperkaya ini membutuhkan perhatian yang lebih karena dapat dipastikan bahwa IPEBRR akan memiliki potensi terjadinya bahaya kekritisasi.

Berdasarkan Undang-undang no 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran, BAPETEN memiliki tugas untuk melakukan pengawasan terhadap segala bentuk pemanfaatan tenaga nuklir di Indonesia. Salah satu bentuk pengawasan BAPETEN adalah untuk memastikan bahwa pengoperasian instalasi nuklir, termasuk INNR akan selamat yang diantaranya adalah terkait pengawasan terhadap keselamatan kekritisasi nuklir.

Untuk INNR, dalam Perka BAPETEN no. 10 tahun 2006 tentang Pedoman Penyusunan Laporan Analisis

Keselamatan INNR dalam bagian lampiran, disebutkan bahwa Pemohon izin harus menguraikan secara rinci jenis bahan nuklir yang mungkin ada di instalasi dan semua kriteria penting yang berkaitan dengan program keselamatan nuklir untuk menjamin bahwa operasi dengan bahan nuklir selalu dalam keadaan subkritis pada kondisi normal maupun kondisi abnormal [1].

IPEBRR telah mengajukan dokumen LAK rev 3 dalam rangka permohonan perpanjangan izin pada akhir tahun 2011. Dalam LAK yang diajukan, disebutkan bahwa terdapat beberapa ruangan yang berpotensi untuk terjadi kecelakaan keritikalitas sehingga dipantau dengan menggunakan detektor kekritisasi.

BAPETEN sebagai pihak yang akan memberikan izin, perlu untuk mengetahui apakah kondisi yang ada di IPEBRR telah memenuhi aspek keselamatan kritikalitas serta apakah desain penyimpanan dan kapasitas yang diajukan masih dalam batas aman dari bahaya kekritisasi. Oleh sebab itu, BAPETEN perlu melakukan perhitungan mandiri untuk menverifikasi keselamatan kekritisasi di IPEBRR.

Verifikasi perhitungan kekritisan di IPEBRR yang dibahas pada makalah ini dibatasi pada Ruang Perakitan Elemen Bakar dan Ruang Kalsiotermik saja.

2. BAHAN DAN METODE

2.1. Deskripsi IPEBRR

IPEBRR dirancang untuk memproduksi Elemen Bakar (EB) dan Elemen Kendali (EK) tipe MTR berbahan bakar U_3Si_2-Al dengan kapasitas 70 EB/EK pertahun. Secara garis besar proses produksi EB/EK tipe MTR di IPEBRR terdiri dari :

1. Proses Kimia

- Konversi UF_6 atau Uranil Nitrat (UN) menjadi AUK
- Kalsinasi AUK menjadi U_3O_8 atau reduksi AUK menjadi UO_2
- Hidrofluorinasi UO_2 menjadi UF_4
- Reduksi kalsiotermik UF_4 menjadi logam uranium

2. Proses fabrikasi

- Produksi inti elemen bakar
- Produksi pelat elemen bakar
- Produksi komponen struktur
- Perakitan elemen bakar dan elemen kendali

3. Olah ulang gagal produk

Spesifikasi elemen bakar yang diproduksi IPEBRR adalah dengan

panjang 868.5 mm, dengan jumlah pelat elemen bakar adalah 21 buah. Meat pada pelat elemen bakar terdiri dari dispersi U_3Si_2-Al dalam aluminium dengan densitas uranium sebesar 2.96 g/cm³ dan pengkayaan 19.75 %. Selain itu dua pelat samping (*side plate*) dengan alur pengencang dan penahan pelat elemen bakar berbahan AlMgSi-1 [2].

Dalam LAK IPEBRR rev 3, disebutkan bahwa terdapat beberapa ruangan yang berpotensi untuk terjadi kecelakaan kritikalitas sehingga dipantau dengan menggunakan detektor kekritisan. Ruangan-ruangan tersebut adalah Gudang Uranium, Ruang Perakitan elemen bakar, Ruang peleburan, Ruang Pelarutan gagal, Ruang kalsiotermik serta Ruang Filter [3].

2.2. Deskripsi Ruang Perakitan Elemen Bakar

Pada ruangan perakitan elemen bakar terdapat beberapa jenis kegiatan diantaranya pengerolan, penganilan dalam tungku anil, pengelasan dan lainnya. Di ruangan ini, terdapat beberapa potensi untuk terjadi kecelakaan kritikalitas yang perlu untuk diverifikasi.

Yang pertama adalah proses anil terhadap pelat elemen bahan bakar dalam tungku anil.

Sebelum dirakit menjadi elemen bakar, dilakukan proses anil terhadap pelat elemen bakar dalam tungku anil.

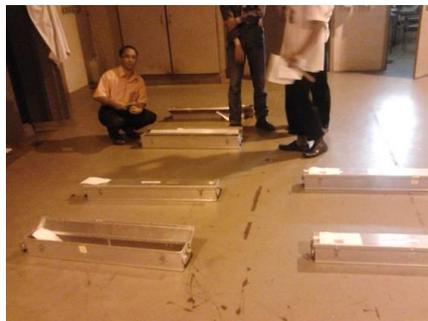
Proses anil dilakukan terhadap susunan pelat elemen bakar dalam suatu rak dengan jarak antar pelat elemen bakar adalah 1 cm. Susunan pelat elemen bakar yang akan dianil dapat dilihat pada Gambar 1.



Gambar 1. 30 buah Pelat Elemen Bakar Yang Akan Dimasukan Ke Tungku Anil

Proses selanjutnya yang perlu dilakukan verifikasi perhitungan keselamatan kekritisan adalah proses penyimpanan sementara elemen bakar atau kendali yang telah jadi di ruang perakitan. Setelah elemen bakar atau elemen kendali selesai dibuat, maka

elemen bakar atau elemen kendali tersebut biasanya disimpan sementara terlebih dahulu di lantai ruang produksi sebelum dimasukkan ke gudang bahan bakar. Contoh penyimpanan sementara elemen bakar atau kendali dapat dilihat pada Gambar 2.



Gambar 2. Penyimpanan Sementara Elemen Bakar atau Elemen Kendali di Ruang Perakitan Elemen Bakar

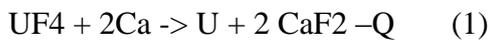
2.3. Deskripsi Ruang Kalsiotermik

Dalam LAK IPEBRR rev 3, disebutkan bahwa pada ruangan ini dilakukan

proses reduksi Kalsiotermik UF₄ menjadi logam Uranium. Pada ruangan ini terdapat beberapa peralatan utama yaitu Tungku reduksi, boks-boks gas

lindung, unit cuci kimia serta timbangan. IPEBRR menyebutkan bahwa kapasitas proses reduksi kalsiotermik yang berlangsung dalam tungku reduksi adalah 5 kg U/catu.

Serbuk UF₄ dalam wadah transport dipindahkan ke dalam wadah pencampur (di dalam glove box) dan dicampur secara homogen dengan serbuk logam kalsium (Ca). Kemudian campuran serbuk diisikan ke dalam krusibel grafit yang kemudian dimasukan ke dalam tungku. Reaksi reduksi yang terjadi adalah sebagai berikut :



Logam U cair hasil reaksi akan mengumpul di dasar krusibel sebagai hasil reaksi kalsiotermik yang disebut regulus uranium. Setelah tungku dingin, krusibel grafit dikeluarkan dan regulus uranium dipisahkan dari slag kerak CaF₂ di dalam glove boks. Regulus uranium kemudian dibersihkan dalam bos cuci kimia menggunakan asam cuka yang kemudian dianalisis atau disimpan.

Pada Gambar 3 dapat dilihat krusibel grafit serta tungku reduksi pada ruangan kalsiotermik.



Gambar 3. Krusibel Grafit dan Tungku Reduksi

2.4. Deskripsi Program Komputer MCNP

MCNP (Monte Carlo N-Particle) adalah program komputer yang dikembangkan sejak tahun 1963 di Los

Alamos National Laboratory (LANL), Amerika Serikat. Sampai saat ini ia masih terus dikembangkan dan disempurnakan. Program yang digunakan dalam tulisan ini adalah

MCNP versi 5. Program MCNP menerapkan metode Monte Carlo dalam menyelesaikan berbagai macam persoalan transport partikel, antara lain neutron, foton, elektron, gabungan neutron/foton, neutron/foton/elektron maupun foton/elektron.

2.5. Metode Penelitian

Metode yang digunakan dalam kajian ini adalah dengan cara studi pustaka, kunjungan lapangan, dan pemodelan perhitungan serta komputasi dengan program MCNP5.

Studi pustaka dilakukan terhadap dokumen LAK IPEBRR rev 3 untuk mempelajari alur proses yang ada di IPEBRR, mengetahui ruangan-ruangan yang berpotensi terjadi kecelakaan kritikalitas serta mencari material serta kapasitas yang ada dalam tiap ruangan yang berpotensi terjadi kecelakaan kritikalitas.

Kunjungan lapangan dilakukan ke IPEBRR, khususnya ke ruangan-ruangan yang berpotensi terjadi kecelakaan kritikalitas untuk mengetahui kondisi sebenarnya di

lapangan serta untuk melihat langsung dan melakukan pengukuran geometri objek yang akan dilakukan perhitungan kekritisan.

Setelah data lengkap maka dilakukan pemodelan dan perhitungan dengan program MCNP5 sesuai dengan kondisi yang ada di IPEBRR.

3. HASIL DAN PEMBAHASAN

3.1. Pemodelan dan Asumsi

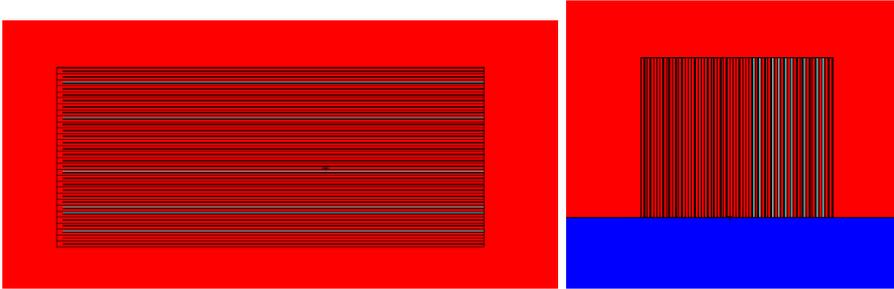
3.1.1. Ruang Perakitan Elemen Bakar

Dari data lapangan yang diperoleh untuk kedua jenis perhitungan yang akan dilakukan, terdapat beberapa asumsi yang digunakan.

Untuk proses anil pelat elemen bakar, perhitungan dilakukan terhadap sejumlah 30 buah pelat elemen bakar dengan jarak 1 cm.

Dalam pemodelan yang dibuat, diasumsikan bahwa ketigapuluh pelat tersebut berada diatas lantai beton.

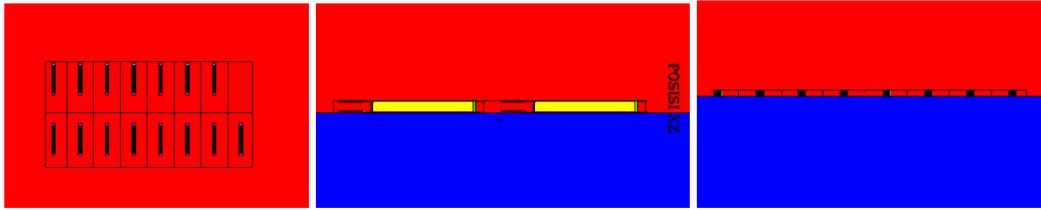
Hasil pemodelan terhadap ketiga puluh pelat elemen bakar dapat dilihat pada Gambar 4



Gambar 4. Pemodelan 30 Pelat Elemen Bakar

Pemodelan ini sedikit berbeda dengan kondisi aslinya, yaitu dikarenakan pada kondisi asli terdapat ketidakaturan posisi pelat elemen bakar. Ketidakaturan tersebut berupa beberapa pelat elemen bakar dalam kondisi miring. Untuk keperluan perhitungan, pemodelan yang dibuat adalah dengan 30 buah pelat elemen bakar dalam kondisi tegak beraturan. Perhitungan akan dilakukan untuk dua jenis kondisi, yaitu pada kondisi normal yaitu dengan lingkungan sekitar udara dan dalam kondisi terbanjiri air. Kondisi terbanjiri air ini adalah suatu asumsi perhitungan konservatif apabila terjadi suatu kecelakaan yang mengakibatkan seluruh pemodelan terendam oleh air. Untuk pemodelan penyimpanan sementara elemen bakar di lantai ruang produksi terdapat beberapa asumsi. Berdasarkan hasil pengukuran di lapangan, maka jarak antar elemen bakar pada lantai adalah 50 cm. Pemodelan 15 elemen bakar yang dibuat dengan posisi berjajar untuk penyimpanan sementara di lantai ruang

produksi terdapat pada Gambar 5. Untuk alasan konservatif, dalam pemodelan hanya digunakan elemen bakar RSG-GAS yang memiliki jumlah uranium yang lebih besar apabila dibandingkan dengan elemen kendali RSG-GAS. Elemen bakar yang dimodelkan terdiri dari pelat elemen bakar sejumlah 21 buah. Meant pada pelat elemen bakar terdiri dari dispersi U_3Si_2-Al dalam aluminium dengan densitas uranium sebesar 2.96 g/cm^3 dan pengkayaan 19.75 %. Dengan demikian satu elemen bakar RSG-GAS akan memiliki 250 gram Uranium-235. Asumsi lainnya semua elemen bakar akan ditempatkan diatas lantai beton di ruang produksi dengan dua jenis kondisi lingkungan, yaitu dengan lingkungan sekitar udara dan dalam kondisi terbanjiri air (konservatif). Dari asumsi yang digunakan, akan dapat dilihat keselamatan kekritisan pada saat kondisi normal ataupun pada suatu kondisi konservatif yaitu kondisi terendam air.



Gambar 5. Pemodelan 15 Elemen Bakar Pada Lantai Ruang Produksi

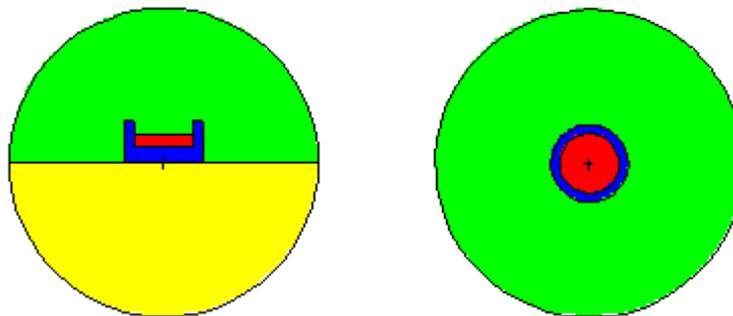
3.1.2 Ruang Kalsiotermik

Kapasitas alat pada proses reduksi kalsiotermik ini adalah 5 kg U/catu, sehingga asumsi konservatif yang dapat digunakan dalam proses reduksi ini adalah akan diperoleh logam U sejumlah 5 kg dalam krusibel grafit. Dari referensi yang ada, digunakan densitas logam uranium 18.95 gr/cm³ [4].

Asumsi lain yang digunakan adalah wadah berada di atas beton.

Selain itu, akan dilakukan dua macam perhitungan yaitu krusibel grafit dalam kondisi udara dan dalam kondisi terbanjiri. Hal ini dilakukan untuk melihat, apakah dalam kondisi terbanjiri sekalipun keselamatan kritikalitas masih tetap terjaga atau tidak.

Pemodelan yang dilakukan di MCNP5 terhadap krusibel grafit dan logam uranium terdapat pada Gambar 6 di bawah ini.



Gambar 6. Pemodelan Krusibel Grafit dan Logam Uranium

3.2. Hasil Perhitungan

3.2.1. Ruang Perakitan Elemen Bakar

Dari hasil perhitungan dengan menggunakan MCNP5 di ruang

perakitan elemen bakar, diperoleh nilai k_{eff} beserta standar deviasi seperti yang terdapat pada Tabel 1.

Tabel 1 Nilai k_{eff} di Ruang Perakitan Elemen Bakar

Model	Kondisi	k_{eff}	Standar Deviasi
30 Pelat Elemen Bakar	Udara	0.01160	0.00021
	Terendam Air	0.48077	0.00201
Penyimpanan 15 Elemen Bakar	Udara	0.01389	0.00024
	Terendam Air	0.36006	0.00187

Dari hasil perhitungan, dapat dilihat bahwa asumsi pemodelan sangat berpengaruh terhadap nilai k_{eff} yang dihasilkan. Perhitungan dalam kondisi di udara menghasilkan nilai k_{eff} yang jauh lebih kecil apabila dibandingkan dengan perhitungan dalam kondisi terendam air. Hal ini disebabkan dengan adanya air akan meningkatkan efek moderasi neutron cepat menjadi neutron thermal sehingga akan meningkatkan reaksi fisi yang ada.

Tetapi meskipun demikian, dapat dilihat bahwa meskipun terendam air, baik untuk proses anil terhadap 30 pelat elemen bakar ataupun penyimpanan sementara 15 elemen bakar di lantai ruang produksi masih berada dalam kondisi subkritis.

3.2.2. Ruang Kalsiatermik

Dari hasil perhitungan diperoleh nilai k_{eff} beserta standar deviasi seperti yang terdapat pada Tabel 2 berikut:

Tabel 2 Nilai k_{eff} di Ruang Reduksi Kalsiatermik

Model	k_{eff}	Standar Deviasi
Udara	0.18168	0.00027
Terendam Air	0.38003	0.00125

Dari Tabel 2, dapat dilihat bahwa proses reduksi kalsiatermik masih berada dalam kondisi subkritis. Meskipun dalam kondisi terbanjiri dengan air, yang akan menyebabkan semakin banyaknya neutron thermal, dan akan meningkatkan fisi neutron, nilai k_{eff} yang terhitung adalah 0.38003. Nilai k_{eff} ini masih jauh berada dibawah nilai kritis yaitu k_{eff} sama dengan 1.

4. KESIMPULAN

Verifikasi perhitungan kekritisian telah dilakukan terhadap semua ruangan dan tempat yang dianggap perlu mendapat perhatian akan potensi terjadinya kekritisian. Pada makalah ini, pembahasan difokuskan pada ruang kalsiatermik dan ruang produksi.

Hasil perhitungan menunjukkan bahwa semua harga k_{eff} dari masing-masing ruangan tersebut masih dalam kondisi

subkritis, walaupun diasumsikan adanya moderator (air).

Untuk proses anil 30 pelat elemen bakar di ruang produksi menghasilkan nilai k_{eff} sebesar 0.01160 (kondisi lingkungan udara) dan 0.48077 (kondisi lingkungan terendam air).

Sedangkan untuk penyimpanan sementara 15 elemen bakar di ruang produksi menghasilkan nilai k_{eff} sebesar 0.01389 (kondisi lingkungan udara) dan 0.36006 (kondisi lingkungan terendam air).

Sedangkan pada proses reduksi kalsiotermik menghasilkan nilai k_{eff} sebesar 0.18168 (kondisi lingkungan udara) dan 0.38003 (kondisi lingkungan terendam air).

Dengan demikian dapat disimpulkan bahwa pengoperasian ruang kalsiotermik dan ruang produksi telah aman dari bahaya kekritisan

DAFTAR PUSTAKA

- [1] Peraturan Kepala BAPETEN No. 10 tahun 2006 tentang Pedoman Penyusunan Laporan Analisis Keselamatan Instalasi Nuklir Non Reaktor, 2006.
- [2] RSG-GAS, Laporan Analisis Keselamatan RSG-GAS, rev 9.
- [3] PT Batan Teknologi, Laporan Analisis Keselamatan Instalasi Produksi Elemen Bakar Reaktor Riset (IPEBRR), rev 3 2011.
- [4] <http://metals.about.com/od/properties/a/Metal-Profile-Uranium.html>

KAJIAN TEKANAN INTERNAL KELONGSONG TERKAIT DENGAN BKO PARAMETER BAHAN BAKAR

Diah Hidayanti Sukarno

P2STPIBN BAPETEN, Jl. Gajah Mada No. 8 Jakarta Pusat 10120, email:

d.hidayanti@bapeten.go.id

ABSTRAK

KAJIAN TEKANAN INTERNAL KELONGSONG TERKAIT DENGAN BKO PARAMETER BAHAN BAKAR. Kelongsong bahan bakar memiliki fungsi keselamatan yang sangat penting sehingga integritasnya perlu dipertahankan pada semua kondisi operasi. Untuk itu perlu dilakukan analisis tekanan internal kelongsong sebagai salah satu faktor yang berpengaruh terhadap integritas kelongsong. Perhitungan jumlah gas hasil fisi yang diperlukan dalam analisis tekanan internal kelongsong dilakukan dengan 2 pendekatan, yaitu secara analitik dan secara numerik. Analisis tekanan internal kelongsong dalam makalah ini juga disertai dengan analisis kekuatan material dan perubahan geometri kelongsong, yang hasilnya lalu dibandingkan dengan batasan dan kondisi operasi (BKO) untuk parameter bahan bakar, yaitu *burnup* dan pertambahan panjang aksial kelongsong. Hasil analisis menunjukkan bahwa dasar pertimbangan penetapan batasan *burnup* tidak hanya karena faktor tekanan internal kelongsong saja namun juga karena faktor-faktor lain seperti misalnya korosi, tekanan eksternal, fluens neutron, dan fenomena penuaan. Selain itu dari studi pustaka juga diketahui bahwa dasar pertimbangan batasan *burnup* yang lain adalah *burnup* dapat menyebabkan pemuaihan matriks bahan bakar hingga melebihi dimensi kelongsong.

Kata kunci: tekanan internal kelongsong, *burnup*, BKO

ABSTRACT

THE ASSESSMENT OF CLADDING INTERNAL PRESSURE RELATED TO THE FUEL PARAMETER OLC. *The integrity of fuel cladding shall be maintained at all operation conditions because of its remarkable safety function. For that purpose, the analysis of cladding internal pressure as one factor that affects the cladding integrity is necessary to carry out. The calculation of the quantity of fission product gasses included in this internal pressure analysis, uses 2 approaches, i.e. analytical method and numerical method. In this paper, the internal pressure analysis is discussed along with the analysis of cladding material strength and the change of cladding geometry, and its result is compared with the limit value of some fuel parameters specified in operational limits and conditions (OLC). The results show that the basis of burnup limit specification is not only related to the cladding internal pressure but also related to the other factors, for example, corrosion, external pressure, neutron fluence, and ageing phenomena. A certain reference also informs that the expansion of matrix fuel over the cladding dimension is becoming another consideration factor for burnup limit specification.*

Keywords: cladding internal pressure, burnup, OLC.

1. Pendahuluan

Potensi bahaya nuklir dari pengoperasian reaktor, baik reaktor daya maupun nondaya terletak pada keberadaan radionuklida hasil fisi dalam kelongsong bahan bakar. Produk fisi tersebut memiliki umur paruh yang sangat panjang, bahkan ada yang mencapai ratusan juta tahun, sehingga sangat membahayakan jika lepas ke lingkungan secara tidak terkendali. Disinilah letak pentingnya fungsi kelongsong sebagai penghalang fisik utama bagi radionuklida hasil fisi. Dalam rangka memantau integritas penghalang fisik utama (kelongsong) tersebut maka perlu ditetapkan batasan dan kondisi operasi (BKO) terhadap beberapa parameter bahan bakar, antara lain *burnup* bahan bakar dan perubahan geometri kelongsong.

Integritas kelongsong bahan bakar harus dianalisis dalam analisis keselamatan dengan memperhitungkan semua faktor kondisi operasi yang dapat mempengaruhi integritas kelongsong. Salah satu faktor tersebut adalah tekanan internal maupun eksternal yang bekerja pada dinding-dinding kelongsong.

Dalam makalah ini dilakukan perhitungan tekanan internal yang bekerja pada dinding kelongsong dan dilanjutkan dengan analisis pengaruh tekanan internal tersebut terhadap kekuatan material dan perubahan geometri kelongsong. Hasil analisis tersebut lalu dikaitkan dengan ketentuan BKO untuk parameter bahan bakar, yaitu

burnup bahan bakar dan pertambahan panjang kelongsong.

2. Dasar Teori

Selain menghasilkan energi dalam bentuk kalor (panas), reaksi fisi juga menghasilkan radionuklida-radionuklida yang biasa disebut sebagai produk fisi. Beberapa radionuklida di antara produk fisi tersebut memiliki fase gas, misalnya gas mulia (Kr, Xe, He) dan gas halogen (Br, I). Sebagian gas hasil fisi yang terbentuk dalam matriks bahan bakar akan lepas keluar memenuhi ruang antara pelet dan kelongsong. Akumulasi gas-gas produk fisi di *gap* tersebut memberikan kontribusi tekanan terhadap dinding kelongsong terutama pada temperatur operasi yang tinggi.

Jika matriks bahan bakar mengandung unsur hidrogen H maka unsur tersebut juga turut memberikan kontribusi tekanan internal terhadap kelongsong. Demikian pula halnya dengan udara yang terperangkap dalam kelongsong saat proses fabrikasi. Jadi, terdapat tiga komponen kontributor tekanan internal terhadap kelongsong bahan bakar, yaitu:

- tekanan gas-gas hasil fisi (P_f);
- tekanan udara yang terperangkap (P_u); dan
- tekanan gas hidrogen (P_H).

Tekanan yang diterima dinding kelongsong akan menimbulkan tegangan (*stress*) terhadap material kelongsong. Tegangan tersebut dapat menyebabkan perubahan bentuk dan dimensi kelongsong. Jika

tegangan yang diterima melebihi batas kekuatan material maka integritas material tidak dapat dipertahankan.

3. Metode Kajian

Secara umum, kajian ini dilakukan menggunakan metode perhitungan kuantitatif, yaitu dalam hal:

- perhitungan tekanan internal kelongsong;
- analisis kekuatan material kelongsong;
- analisis perubahan geometri kelongsong.

Dalam perhitungan tekanan internal kelongsong, terdapat 2 pendekatan yang digunakan untuk menentukan jumlah gas hasil fisi. Pendekatan pertama adalah dengan menggunakan formula empiris dari referensi yang relevan. Pendekatan ini adalah cara yang lazim digunakan selama ini untuk menentukan jumlah gas hasil fisi

yang terbentuk. Oleh karena itu, dalam makalah ini juga akan digunakan metode pendekatan yang lain, yaitu melalui perhitungan numerik dengan menggunakan program komputer ORIGEN 2.2 [1].

Hasil analisis kuantitatif diatas kemudian dikaitkan dengan beberapa batasan parameter bahan bakar yang ditetapkan dalam BKO, yaitu *burnup* bahan bakar dan pertambahan panjang aksial kelongsong.

Contoh bahan bakar yang dijadikan sebagai obyek analisis dalam makalah ini adalah bahan bakar tipe TRIGA yang memiliki *burnup* 54,65%. Adapun spesifikasi untuk bahan bakar baru (*fresh fuel*)-nya diberikan pada Tabel 1.

Tabel 1. Data spesifikasi bahan bakar baru tipe TRIGA yang dianalisis dalam makalah ini

Parameter	Spesifikasi
Komposisi matriks bahan bakar	UZrH _x
Berat matriks bahan bakar	1916,67 g
Kandungan uranium	12 wt-%
Pengkayaan U-235	20 %
Berat Zr	1657,36478
Diameter matriks bahan bakar	36,4 mm
Diameter luar kelongsong	37,5 mm
Tebal kelongsong	0,508 mm
Rasio Zr terhadap H	1,65

4. Hasil dan Pembahasan

4.1. Analisis tekanan internal kelongsong

Tekanan internal total yang diterima oleh kelongsong bahan bakar merupakan gabungan dari 3 komponen tekanan, yaitu:

- a. Tekanan gas produk fisi (P_f)
- b. Tekanan hidrogen (P_H)

c. Tekanan udara yang terperangkap (P_u).

$$P = P_f + P_H + P_u \quad (1)$$

A. Tekanan gas produk fisi (P_f)

Langkah awal yang harus dilakukan dalam perhitungan tekanan gas hasil reaksi fisi adalah menentukan data *source term* dari suatu elemen bakar dengan *burnup* 54,65%. Nilai *burnup* ini dipilih berdasarkan pertimbangan lebih dari *burnup* 50% dan hanya sebagai sebuah contoh kasus. Jika diasumsikan reaktor beroperasi pada tingkat daya 1000 kW dan jumlah elemen bakar di teras 116 buah maka diperoleh daya rata-rata 0,00862 MW untuk setiap elemen bakar. Untuk memperoleh data *source term* bahan bakar dengan *burnup* 54,65%, digunakan program ORIGEN 2.2., dimana dalam perhitungan numerik tersebut sebuah elemen bakar baru diiradiasi pada daya rata-rata hingga mencapai *burnup* yang dikehendaki. Langkah selanjutnya adalah menentukan jenis dan jumlah radionuklida-radionuklida hasil fisi yang berfase gas. Ada 2 metode yang digunakan dalam menentukan jumlah gas hasil fisi.

Metode 1: Jumlah gas hasil fisi pada sebuah elemen bakar TRIGA ditentukan dengan menggunakan suatu formula empiris [2] dimana laju produksi gas hasil fisi untuk reaktor TRIGA dengan daya kurang dari 40 kW per satu elemen bakar adalah $1,19 \times 10^{-3}$ mol/MWD. Dari hasil perhitungan program ORIGEN diketahui jumlah MWD elemen bakar dengan

burnup 54,65% adalah 22,1984 MWD. Berdasarkan formula empiris tersebut, diperoleh jumlah gas hasil fisi $2,642 \times 10^{-2}$ mol.

Metode 2: Setelah mengidentifikasi jenis radionuklida hasil fisi yang berfase gas, jumlah mol dari radionuklida-radionuklida tersebut ditentukan berdasarkan data keluaran program ORIGEN. Berikut ini adalah hasil identifikasi radionuklida hasil fisi yang berwujud gas: gas mulia (Kr, Xe, Rn, He), gas halogen (I, Br), Te, Cs, dan Rb. Jumlah total gas-gas hasil fisi tersebut adalah $4,629 \times 10^{-2}$ mol.

Untuk perhitungan selanjutnya digunakan jumlah gas hasil fisi dari hasil perhitungan dengan metode 2 karena nilainya lebih konservatif.

Sebagian dari gas hasil fisi yang terbentuk akan lepas ke dalam *gap* antara pelet dan kelongsong dengan fraksi pelepasan f sebesar:

$$f = 1,5 \times 10^{-5} + 3,6 \times 10^{-3} \exp\left[\frac{-1,34 \times 10^4}{T}\right] \quad (2)$$

dimana T adalah temperatur ($^{\circ}\text{C}$) matriks bahan bakar maksimum selama operasi normal [3]. Jika diketahui temperatur bahan bakar maksimum selama operasi normal dengan daya 1000 kW adalah $359,89^{\circ}\text{C}$ [4], diperoleh fraksi pelepasan gas hasil fisi ke *gap* sebesar $1,7297 \times 10^{-5}$. Selanjutnya, tekanan yang ditimbulkan oleh gas hasil fisi yang lepas ke *gap* dapat ditentukan dengan persamaan gas ideal sebagai berikut:

$$P_f V = f n R T \quad (3)$$

dimana V adalah volume ruang gas produk fisi, n adalah jumlah mol gas produk fisi, dan R adalah konstanta gas universal ($8,206 \times 10^{-2}$ L-atm/mol-K). Dalam perhitungan ini, gas produk fisi diasumsikan lepas ke bagian atas elemen bakar, di antara *meat* dan reflektor grafit, dengan tinggi ruang $h = 0,3175$ cm. Adapun jari-jari internal kelongsong $r_i = 1,8242$ cm, sehingga volume ruang yang ditempati gas produk fisi dapat ditentukan sebagai berikut:

$$V = \pi r_i^2 h \quad (4)$$

Supaya hasil perhitungan bersifat konservatif, porositas grafit sebesar 20% diabaikan, artinya tidak ada gas hasil fisi yang masuk dan terperangkap dalam reflektor grafit. Akhirnya, dengan menggunakan Persamaan (3), tekanan yang ditimbulkan gas-gas produk fisi diketahui sebesar **0,01252 atm**.

B. Tekanan gas hidrogen (P_H)

Unsur H yang terkandung dalam matriks bahan bakar U-ZrH turut memberikan tekanan pada dinding kelongsong. Tekanan kesetimbangan gas H untuk $Zr/H > 1,58$ adalah:

$$P_H = \exp\left(1,76 + 10,3014x - \frac{19740,37}{T_K}\right) atm \quad (5)$$

dimana x adalah rasio Zr terhadap H dan T_K adalah temperatur bahan bakar dalam Kelvin [2]. Dengan menggunakan Persamaan (5) diperoleh $P_H = 3,983 \times 10^{-6}$ atm.

C. Tekanan udara yang terperangkap dalam kelongsong elemen bakar (P_u)

Saat proses pembuatan dan produksi bahan bakar nuklir, terdapat kemungkinan ada udara yang terperangkap dalam kelongsong bahan bakar. Udara yang terperangkap tersebut akan memberikan kontribusi tekanan terutama pada temperatur yang tinggi. Sama halnya dengan gas hasil fisi, udara yang terperangkap dalam matriks bahan bakar diasumsikan bersifat seperti gas ideal.

$$P_u = \frac{RT_u}{22,4} \quad (6)$$

Agar bersifat konservatif, temperatur udara dianggap sama dengan temperatur bahan bakar maksimum, yaitu $359,89^\circ\text{C}$. Dengan menggunakan Persamaan (6), tekanan internal oleh udara yang terperangkap ditentukan sebesar **2,3185 atm**.

Tekanan udara ini sebenarnya bisa diabaikan karena pada saat reaktor beroperasi, udara yang terperangkap dalam kelongsong akan bereaksi membentuk senyawa oksida dan nitrida dengan unsur Zr.

Dari ketiga kelompok perhitungan di atas, diperoleh tekanan internal total kelongsong sebesar **2,331 atm**.

4.2. Analisis Kekuatan Kelongsong

Tekanan internal yang disebabkan oleh akumulasi gas hasil fisi dalam kelongsong akan menimbulkan tegangan (*stress*) pada dinding kelongsong. Untuk silinder dengan dinding yang tipis (tebal $< 1/12$ jari-jari),

besar tegangan S dapat dihitung dengan Persamaan (7) [5].

$$S = \frac{r_i}{t} P \quad (7)$$

dimana P adalah tekanan, r_i adalah jari-jari internal kelongsong, dan t adalah tebal kelongsong. Dari Persamaan (7) diperoleh nilai tegangan **83,705 atm (1230,462 psi)**. Nilai ini kemudian dibandingkan dengan kekuatan (*strength*) material kelongsong. Jika temperatur kelongsong bahan bakar pada operasi normal 1000 kW diasumsikan 133,23°C [4] maka *tensile strength* material Stainless Steel-304 pada temperatur 133,23°C adalah \pm **65.000 psi** [2]. Dengan demikian, *stress* pada dinding kelongsong yang diakibatkan oleh tekanan internal masih jauh lebih kecil daripada kekuatan material kelongsong.

4.3. Analisis Perubahan Geometri Kelongsong

III.1 Pertambahan Panjang Radial

Untuk menentukan terjadinya fenomena *swelling* pada kelongsong, caranya adalah dengan menentukan pertambahan diameter atau jari-jari kelongsong (r). Persamaan matematis yang dapat digunakan untuk keperluan tersebut adalah:

$$S = E \frac{\Delta r}{r} \quad (8)$$

dengan E adalah modulus elastisitas [5]. Modulus elastisitas SS-304 pada temperatur 133,23°C adalah \pm 26 Mpsi, sehingga diperoleh $\Delta r =$ **86 μ m**. Nilai tersebut bisa dianggap relatif kecil atau

kurang signifikan sehingga dapat diabaikan.

III.2 Pertambahan Panjang Aksial

Selain fenomena *swelling* yang merupakan pertambahan panjang kelongsong dalam arah radial, kelongsong juga dapat mengalami pertambahan panjang dalam arah aksial. Untuk itu, harus ditentukan tegangan aksial S_l yang dialami material kelongsong sebagai berikut:

$$S_l = \frac{r}{2t} P \quad (9)$$

Setelah nilai tegangan aksial diketahui, pertambahan panjang aksial (l) kelongsong dapat dihitung dengan Persamaan (10) [5].

$$S_l = E \frac{\Delta l}{l} \quad (10)$$

Hasil perhitungan menunjukkan bahwa kelongsong mengalami pertambahan panjang aksial sebesar **0,017 mm**.

4.4. BKO Parameter Bahan Bakar

Mengacu pada *Appendix 14.1 NUREG-1537 Part 1* [6], di dalam BKO, khususnya di bagian kondisi batas untuk operasi normal (KBO), terdapat beberapa batasan parameter bahan bakar yang perlu ditetapkan, yaitu pertambahan panjang (*elongation*) kelongsong, pembengkokan (*bowing/bending*) kelongsong, dan *burnup* uranium bahan bakar. Reaktor Penelitian Dow Chemical TRIGA mendefinisikan bahwa apabila batasan ketiga parameter bahan bakar tersebut terlampaui maka bahan bakar dikategorikan sebagai “elemen bakar yang rusak” [7]. Jika ada

elemen bakar di teras yang mengalami kerusakan maka reaktor tidak boleh dioperasikan kecuali untuk keperluan mendeteksi dan mengidentifikasi bahan bakar yang rusak agar bisa segera dikeluarkan dari teras, misalnya melalui pelaksanaan uji cicip.

Dalam Apendiks 14.1 tersebut dinyatakan bahwa untuk bahan bakar TRIGA UZrH_{1.65} berkelongsong *stainless steel*, perbedaan panjang total elemen bakar terhadap panjang awalnya tidak boleh melebihi 0,125 inci (0,318 cm). Adapun untuk bahan bakar UZrH_{1.0} berkelongsong aluminium, batas pertambahan panjang tidak boleh melebihi 0,5 inci (1,27 cm). Dari hasil perhitungan sebelumnya diketahui bahwa nilai pertambahan panjang aksial kelongsong akibat tekanan internal adalah **0,017 mm**, yang berarti bahwa pertambahan panjang yang dialami kelongsong elemen bakar TRIGA dengan burnup 54,65 % masih jauh di bawah batasan yang dibolehkan.

Selain batasan perubahan geometri kelongsong, dalam BKO juga terdapat ketentuan mengenai batasan *burnup* bahan bakar, dimana untuk bahan bakar TRIGA UZrH tidak boleh melebihi 50% dari konsentrasi awal [6]. Dengan *burnup* 54,65%, elemen bakar yang dianalisis dalam makalah ini telah melampaui nilai batas tersebut. Namun jika ditinjau dari faktor tekanan internal kelongsong, hasil analisis menunjukkan bahwa tekanan internal kelongsong elemen bakar dengan

burnup 54,65% (> 50%), tidak mengakibatkan *stress* yang melampaui kekuatan material dan juga tidak menyebabkan perubahan geometri kelongsong yang melampaui batasan yang telah ditetapkan dalam KBO. Hal ini menandakan bahwa batasan *burnup* 50% untuk bahan bakar tipe TRIGA tidak hanya ditetapkan berdasarkan pertimbangan faktor tekanan internal kelongsong saja, namun juga memperhitungkan faktor-faktor lain yang belum dianalisis dalam makalah ini. Pernyataan ini juga didukung dengan hasil perhitungan tekanan internal kelongsong dimana meski *burnup* berbanding lurus dengan tekanan internal kelongsong namun kontribusinya tidak dominan dibandingkan dengan kontributor tekanan yang lain, yaitu tekanan dari udara yang terperangkap dalam kelongsong. Pada temperatur yang lebih tinggipun, tekanan internal kelongsong lebih didominasi oleh tekanan akibat disosiasi hidrogen.

Faktor-faktor lain yang menjadi dasar pertimbangan penetapan batasan *burnup* bahan bakar, antara lain:

- faktor tekanan eksternal (tekanan operasi);
- faktor kimia air (korosi);
- faktor neutronik (fluens neutron); dan
- faktor lama operasi (fenomena penuaan).

Keempat faktor tersebut memiliki pengaruh terhadap integritas kelongsong bahan bakar. Jadi, pertimbangan penetapan batas *burnup* bahan bakar didasarkan

terutama pada aspek keselamatan, yaitu terkait dengan kemampuan integritas kelongsong bahan bakar dalam menahan lepasnya zat radioaktif hasil reaksi fisi ke lingkungan.

Selain integritas kelongsong, dari suatu referensi [8] diketahui bahwa penetapan batasan *burnup* bahan bakar juga didasarkan pada pengaruh *burnup* terhadap matriks bahan bakar. Setelah dilakukan uji iradiasi bahan bakar TRIGA 20, 30, dan 45-w% uranium hingga mencapai *burnup* “lebih dari 50%” *swelling* maksimum bahan bakar diperkirakan mencapai sekitar 4,6%. Jika nilai ini diterapkan pada bahan bakar TRIGA yang dianalisis dalam makalah ini, maka dengan data diameter matriks bahan bakar yang disebutkan pada Tabel 1, diameter bahan bakar akan bertambah menjadi 36,4 mm x 104,6% = 38,1 mm. Dengan diameter luar kelongsong 37,5 mm, maka pertambahan diameter bahan bakar dengan *burnup* lebih dari 50% akan melebihi diameter luar kelongsong, setelah memperhitungkan pertambahan diameter kelongsong akibat tekanan internal gas hasil fisi. Namun demikian, pada uji iradiasi tersebut belum diketahui secara pasti nilai *burnup* bahan bakar yang melebihi 50%.

5. KESIMPULAN

1. Analisis tekanan internal kelongsong perlu dilakukan sebagai bagian dari analisis keselamatan karena memiliki

pengaruh terhadap integritas kelongsong.

2. Tekanan internal kelongsong akan menimbulkan *stress* pada dinding kelongsong dan dapat menyebabkan perubahan geometri pada arah aksial maupun radial.
3. Dalam BKO, perlu ditetapkan batasan beberapa parameter bahan bakar, seperti *burnup* bahan bakar, pemuluran dan pembengkokan kelongsong, dimana batasan ini dapat dijadikan dasar dalam mendefinisikan elemen bakar yang rusak.
4. Meski *burnup* bahan bakar berbanding lurus dengan tekanan internal kelongsong, namun kontribusi tekanan internal tersebut tidak dominan. Jadi, batasan *burnup* bahan bakar yang ditetapkan dalam BKO tidak hanya mempertimbangkan faktor tekanan internal kelongsong saja, namun juga memperhitungkan faktor-faktor lain, seperti tekanan eksternal (tekanan operasi), kimia air (korosi), fluens neutron, dan lama operasi (fenomena penuaan).
5. Dari studi pustaka juga diketahui bahwa salah satu dasar pertimbangan penetapan batasan *burnup*, yaitu karena *burnup* dapat menyebabkan pemuaihan matriks bahan bakar hingga melebihi dimensi kelongsong.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] Oak Ridge National Laboratory,

- RSICC Computer Code Collection: ORIGEN 2.2*, Oak Ridge National Laboratory, Tennessee, 2002.
- [2] OREGON STATE UNIVERSITY, *Response to RAI regarding HEU/LEU conversion, OREGON STATE UNIVERSITY TRIGA® Reactor License No. R-106 Docket No. 50-243*, OSU, Oregon, 2008.
- [3] M.T. Simnad, "The U-ZrHx Alloy: Its Properties and Use in TRIGA Fuel", *Journal of Nuclear Engineering and Design*, vol. 64, pp. 403-422, 1981.
- [4] H.Rafli, "Verifikasi Parameter Termohidrolis Reaktor TRIGA Bandung pada Daya Terbatas", *Prosiding Seminar Nasional Science, Engineering and Technology*, Malang, 2012.
- [5] W.D. Callister, *Materials Science and Engineering 5th Edition*, John Wiley & Sons Inc., New York, 1999.
- [6] United States Nuclear Regulatory Commission, *Appendix 14.1: Format and Content of Technical Specification, NUREG-1537 Part 1: Guidelines for Preparing and Reviewing Applications for the Licensing of Non-Power Reactors*, US NRC, Washington D.C., 1996.
- [7] Dow Chemical Company, *Revised Safety Analysis Report, Technical Specifications, and RAI Responses (2/11/2011) of Dow Chemical TRIGA Research Reactor, License No. R-108, Docket No. 50-264*, Dow Chemical Company, Michigan, 2011.
- [8] United States Nuclear Regulatory Commission, *NUREG-1282: Safety Evaluation Report on High-Uranium Content, Low-Enriched Uranium-Zirconium Hydride Fuels for TRIGA Reactors*, US NRC, Washington D.C., 1987.

TANYA JAWAB

1.Nur Syamsi Syam (BAPETEN)
Mengapa dipilih fraksi bakar 56,45 %, dan tidak menggunakan 60%.

Jawaban:

Karena nilai fraksi bakar 56,45 % mengacu pada data riil yang terdapat di lapangan

KAJIAN ASPEK GEOLOGI DAN SEISMOLOGI DALAM EVALUASI TAPAK PLTN

Nur Siwhan dan Akhmad Muktaf

BAPETEN, Jl. Gadjah Mada No. 8 Jakarta 10120, email: n.siwhan@bapeten.go.id

ABSTRAK

KAJIAN ASPEK GEOLOGI DAN SEISMOLOGI DALAM EVALUASI TAPAK PLTN.

BAPETEN sudah menerbitkan berbagai Peraturan mengenai evaluasi tapak diantaranya adalah Peraturan Kepala BAPETEN No. 5 Tahun 2007 tentang Ketentuan Keselamatan Evaluasi Tapak PLTN, Peraturan Kepala BAPETEN No. 1 Tahun 2008 tentang Evaluasi Tapak Reaktor Daya Aspek Kegempaan. Seiring dengan perkembangan waktu maka dirasa bahwa Peraturan tersebut perlu untuk direvisi dikarenakan sudah terbitnya peraturan SSG-9 dari IAEA pada tahun 2010 mengenai Evaluasi Bahaya Seismik Tapak untuk Instalasi Nuklir, disamping itu juga karena belum terdapatnya beberapa parameter penting diantara adalah perioda perulangan patahan kapabel, kriteria patahan aktif, batasan nilai SL-1 dan SL-2 dalam desain PLTN yang belum secara jelas menjabarkan batasan periode tahun. Berdasarkan hasil kajian ini maka dapat direkomendasikan bahwa aspek geologi yang penting untuk diperhitungkan diantaranya adalah bahwa semua patahan yang berumur kuartar (2.6 juta tahun) harus diidentifikasi, patahan kapabel harus diperhitungkan menggunakan kriteria patahan yang mempunyai perulangan sekitar 500 ribu tahun atau setidaknya terakhir pernah terjadi dalam 50 ribu tahun. Nilai SL-1 yang direkomendasikan adalah 5×10^{-3} dan SL-2 yang direkomendasikan 10-4. Beberapa kriteria yang dapat dipakai untuk menolak tapak adalah jika ditemukan patahan kapabel dalam jarak 5 km dan/atau juga jika ditemukan patahan kapabel berupa patahan mendatar dan mengarah ke tapak dalam radius 25 km).

Kata kunci: revisi perka, patahan Kuartar (2.6 juta tahun), patahan kapabel

ABSTRACT

ASSESSMENT OF GEOLOGICAL AND SEISMOLOGICAL ASPECT IN SITE EVALUATION. BAPETEN has established rules relating to the site evaluation among that are BAPETEN Chairman Degree No. 5 of 2007 on the Safety Provision of NPP Site Evaluation, BAPETEN Chairman Degree No. 1 of 2008 on Seismic Aspect on Site Evaluation. Along with the time, it is necessary the BAPETEN Chairman degree No. 1 of 2008 need to be revised because IAEA has establish new guidance SSG-9 on Seismic Hazard in Site Evaluation for Nuclear Installation, besides that the BAPETEN Chairman Degree dont have necessary parameter such as the recurrence period capable fault, criteria of active fault, constraints value SL-1 and SL-2 in the design of nuclear power plants that have not clearly state the limitation period. Based on this study it can be recommended that the geological aspects that are important to be considered is that all of the Quarternary faults (2.6 million years) should be identified, capable fault should be calculated using the criteria fault which has recurring nature within the last approximately 500,000 years or at least once in the last approximately 50,000 years. SL-1 value recommended is 5×10^{-3} and SL-2 is recommended 10-4. Several criteria that can be used to reject the site are if there is a capable fault within a distance of 5 km and/or if there is capable fault of strike slip fault and direct to site within radius of 25 km.

Keywords: revision regulation, quaternary fault (2.6 Ma), capable fault

1. PENDAHULUAN

Dalam rangka persiapan untuk menyongsong pembangunan PLTN di Indonesia, perlu dilakukan penyusunan peraturan tentang keselamatan PLTN salah satunya adalah penyusunan peraturan terkait dengan tapak PLTN.

Sesuai dengan Pasal 8 butir 1 Peraturan Pemerintah No. 43 Tahun 2006 bahwa sebelum mengajukan permohonan izin tapak, pemohon harus melaksanakan kegiatan evaluasi tapak. BAPETEN sudah menerbitkan Peraturan Kepala BAPETEN No. 5 Tahun 2007 tentang Ketentuan Keselamatan Evaluasi Tapak PLTN, Peraturan Kepala BAPETEN No. 1 Tahun 2008 tentang Evaluasi Tapak Reaktor Daya Aspek Kegempaan, tetapi peraturan tersebut perlu untuk direvisi karena terbitnya pedoman dari IAEA SSG-9 mengenai *Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations*, juga karena peraturan tersebut belum membahas beberapa parameter penting diantara adalah periode dalam evaluasi tektonik, periode perulangan untuk batasan patahan kapabel dan patahan aktif, batasan SL-1 dan SL-2 dalam desain PLTN yang belum secara jelas menjabarkan batasan periode tahun.

Makalah ini membahas identifikasi dan karakterisasi parameter tapak dalam merumuskan ketentuan keselamatan untuk evaluasi tapak PLTN terutama aspek geologi dan seismologi sehingga dapat digunakan baik bagi Badan Pengawas sebagai acuan untuk merevisi Perka No. 5

tahun 2007 atau merevisi penetapan persyaratan evaluasi tapak reaktor nuklir dalam rangka mengkarakterisasi kondisi spesifik tapak yang penting untuk keselamatan reaktor nuklir.

2. BAHAN DAN METODE

2.1 Program Evaluasi Tapak

Program evaluasi tapak adalah rencana aksi yang akan dilakukan oleh pemohon izin tapak yang memuat seluruh kegiatan investigasi tapak hingga perencanaan pengelolaan lingkungannya termasuk juga aspek desain Reaktor Daya yang akan dibangun pada tapak. Sedangkan evaluasi tapak adalah kegiatan analisis atas setiap sumber kejadian di tapak dan wilayah sekitarnya yang dapat berpengaruh terhadap keselamatan reaktor nuklir.^[5]

Mengacu dari amanat Pasal 8, Peraturan Pemerintah No. 43 Tahun 2006 :

1. Sebelum mengajukan permohonan izin tapak, pemohon harus melaksanakan kegiatan evaluasi tapak.
2. Kegiatan evaluasi tapak dilakukan setelah memenuhi persyaratan evaluasi tapak.
3. Persyaratan evaluasi tapak meliputi:
 - a. Program evaluasi tapak; dan
 - b. Program jaminan mutu evaluasi tapak.

Mengacu pada PP 43 tahun 2006 pasal 9 disebutkan bahwa Untuk mendapatkan izin tapak, pemohon harus

mengajukan permohonan kepada Kepala BAPETEN dengan melampirkan dokumen persyaratan administrasi sebagaimana dimaksud dalam Pasal 7 ayat (2) dan dokumen persyaratan teknis sebagai berikut:

- a) Laporan evaluasi tapak;
- b) Data utama reaktor nuklir yang akan dibangun;
- c) Daftar Informasi Desain pendahuluan; dan
- d) Rekaman pelaksanaan program jaminan mutu evaluasi tapak.

Laporan evaluasi tapak yang dimaksud memuat sekurang-kurangnya:

1. Struktur organisasi pelaksana;
2. Dokumentasi dan pelaporan;
3. Evaluasi dan analisis data mengenai :
 - a) Pengaruh kejadian eksternal di tapak dan wilayah sekitarnya baik yang berasal dari kejadian alam antara lain kejadian geologi, seismologi, meteorologi maupun kejadian akibat kegiatan manusia terhadap keselamatan reaktor nuklir antara lain berasal dari instalasi kimia, lepasan racun dan gas mudah terbakar, dan kejatuhan pesawat.
 - b) Karakteristik tapak dan lingkungan yang berpengaruh pada instalasi nuklir dan perpindahan zat radioaktif yang dilepaskan reaktor nuklir sampai kepada manusia; dan
 - c) Demografi penduduk dan karakteristik lain dari tapak yang berkaitan dengan evaluasi resiko

terhadap anggota masyarakat dan kelayakan penerapan rencana penanggulangan kedaruratan.

Metode yang digunakan dalam kajian ini adalah dengan studi literatur terhadap dokumen teknis dan data sekunder yang tersedia serta pembahasan dengan narasumber.

3. HASIL DAN PEMBAHASAN

3.1 Evaluasi aspek geologi

Kriteria penerimaan aspek geologi ini harus mencakup informasi dan investigasi :

3.1.1 Geologi wilayah

Informasi dan investigasi ini meliputi :

- Geo-dinamika calon tapak, kondisi sejarah geologi dan tektonik, fitur tektonik (periode Kuartar - 2.6 juta tahun), geologi struktur, fisiografi, geomorfologi, stratigrafi dan Litologi;
- Wilayah seluas 500 km dengan skala peta 1 : 500.000;
- Disajikan dalam bentuk peta geologi dengan tampang lintang yang sesuai.

3.1.2 Geologi tapak

Informasi dan investigasi ini meliputi :

- Fitur geologi (tektonik dan non-tektonik), karakteristik geoteknik, kondisi seismik dengan beberapa tingkat luas wilayah radius 25 km untuk sekitar tapak, 5 km untuk area tapak dan 1 km untuk lokasi tapak yang selanjutnya informasi ini ditampilkan dalam bentuk peta geologi dan tampang lintang yang sesuai.

- Struktur geologi, termasuk identifikasi dan karakterisasi patahan, kekar, dan fitur deformasi tektonik lainnya, dan juga pembahasan keterkaitan antara fitur tersebut dengan struktur tektonik regional.
- Sejarah geologi dan tektonik, periode Kuartar.
- Fisiografi dan geomorfologi dari calon tapak (laju aktivitas, frekuensi terjadinya dan siklus dan mekanisme pengendalian proses atau faktor-faktornya).
- Zona mineralisasi, alterasi, pelapukan dalam. Fitur kars didalam daerah batugamping (*limestone terranes*).
- Potensi adanya ketidakstabilan lereng.^[3]
- Identifikasi adanya potensi *diskontinuitas* pada lapisan bawah permukaan.

3.2 Evaluasi aspek seismologi

3.2.1 Pengambilan dan analisis data

- Investigasi wilayah

Investigasi ini merupakan investigasi geologi dan seismik regional untuk mengidentifikasi sumber-sumber seismik yang difokuskan pada *geological reconnaissances* berdasarkan studi literatur meliputi peta topografi, geologi, aeromagnetik, gravity.^[1] Investigasi ini harus menjelaskan rejim tektonik kuartar dengan menggunakan peta skala 1 : 500.000. Investigasi ini direkomendasikan dilakukan dalam jangkauan 500 km

terutama untuk mempertimbangkan jalur subduksi.

- Investigasi wilayah dekat

Investigasi wilayah dekat ini meliputi investigasi geologi, seismik dan geofisika yang dilakukan lebih rinci daripada investigasi wilayah dengan tujuan untuk mengidentifikasi dan mengkarakterisasi seismik dan potensi deformasi permukaan dari sumber tektonik kapabel potensi seismik sumber seismogenik, atau untuk menunjukkan bahwa struktur tersebut tidak ada. Investigasi ini dilakukan dengan pemetaan geologi, survei geofisika, pemboran, *trenching/parit*. Peta yang digunakan dalam investigasi ini skala 1 : 50.000. Dilakukan pada radius 25 km.

- Investigasi sekitar tapak

Investigasi sekitar tapak ini dilakukan pada radius 5 km. meliputi investigasi geologi, seismik, geofisika dan geoteknik detil untuk mengevaluasi potensi deformasi tektonik pada atau dekat permukaan dan mengkaji karakteristik transmisi tanah dan batuan. Peta yang digunakan adalah skala 1 : 5.000

- Investigasi area tapak

Investigasi ini dilakukan pada radius 1 km. meliputi investigasi geologi, seismik, geofisika dan geoteknik yang sangat detil untuk mengkaji karakteristik spesifik tanah dan batuan. Aspek penting dalam investigasi ini adalah penggalian (*excavation*) dan loging parit (*trenches*) dan pemetaan penggalian untuk struktur

instalasi. Investigasi ini menggunakan peta skala 1 : 500

3.2.2 Basis data seismologi yang meliputi data pra-sejarah, data sejarah, data gempa instrumental, dan data gempa instrumental spesifik tapak.

3.2.3 Pemodelan Seismotektonik Regional^[4]

3.2.4 Potensi Patahan kapabel

- Investigasi sumber patahan kapabel harus dilakukan pada setiap tahap skala investigasi.

- Berdasarkan data geologi, geofisika, geodesi dan seimologi maka dikatakan patahan kapabel bila :

- a. Terdapat bukti yang menunjukkan pergerakan masa lalu atau pergerakan dengan perioda ulang tertentu dapat terjadi pada atau dekat permukaan tanah, pada daerah aktif data gempa bumi dan data geologi mengungkapkan interval gempabumi yang pendek. Rekomendasi yang dapat dipertimbangkan dalam menentukan patahan kapabel ini adalah^[1] : *Appendix A, Reg Guide 1. 208 Capable Tectonic Source “presence of surface or near-surface deformation of landforms or geologic deposits of a recurring nature within the last approximately 500,000 years or at least once in the last approximately 50,000 years”.*

Rekomendasi ini diambil karena nilai ini merupakan nilai terbaru yang dipakai internasional terutama USNRC.

- b. Jika hubungan secara struktur menunjukkan bahwa patahan kapabel yang telah teridentifikasi dapat menyebabkan pergerakan pada patahan yang lain pada atau dekat permukaan.
- c. Bila magnitudo yang dihasilkan cukup besar dan terletak pada kedalaman tertentu sehingga dapat disimpulkan bahwa dalam kerangka tektonik instalasi menunjukkan pergerakan pada atau dekat permukaan dapat terjadi.

3.2.5 Metodologi Analisis Seismik

- Metodologi analisis yang digunakan berdasarkan pada metodologi probabilistik dan deterministik.^[2]

- Analisis bahaya seismik probabilistik harus meliputi beberapa tahap berikut :

- a. Evaluasi model seimotektonik tapak termasuk ketidakpastian.
- b. Untuk setiap sumber seismik, evaluasi magnitudo maksimum, laju gempabumi dan tipe dari hubungan frekuensi dan magnitudo, bersama dengan ketidakpastian yang berhubungan dengan setiap evaluasi.
- c. Pemilihan fungsi atenuasi untuk wilayah tapak, dan penilaian ketidakpastian baik dalam

rerata gempa dan variabilitas dari gerakan tanah sebagai fungsi dari magnitudo gempa dan jarak sumber seismik ke tapak.

- d. Melakukan perhitungan bahaya dengan baik metode deterministik dan probabilistik.
- e. Memperhitungkan respon tapak dan riwayat waktu gempa pada tapak.
 - Ketidakpastian dari hasil analisis probabilistik dapat diminimalkan dengan menggunakan analisis "logic tree"
 - Menggunakan analisis deagregasi untuk memperoleh informasi rinci tentang sumber gempabumi terparah yang dapat terjadi pada tapak.
 - Analisis bahaya deterministik harus meliputi beberapa tahap berikut :
 - a. Evaluasi model seismotektonik
 - b. Untuk setiap sumber seismik, evaluasi magnitudo maksimum
 - c. Pemilihan hubungan fungsi atenuasi dengan wilayah tapak dan mengkaji rata-rata dan variabilitas *ground motion* sebagai fungsi magnitudo maksimum dan sumber seismic dengan mempertimbangkan jarak sumber seismic terhadap tapak
 - d. Memperhitungkan ketidakpastian *aleatory* dan *epistemic* pada setiap tahap analisis dan perhitungan ulang hendaknya dilakukan.
 - e. Menggabungkan respon tapak.

3.2.6 Evaluasi Bahaya Guncangan Tanah

Tingkat guncangan (*Level Ground Motion*) untuk Indonesia ditetapkan mengacu pada standar internasional yang berlaku untuk nilai SL-1 dan SL-2.

Rekomendasi Evaluasi Bahaya Seismik terhadap PLTN dinyatakan bahwa :

- SL-1 disarankan frekuensi kejadian terlewat 5×10^{-3} per tahun.
- SL-2 disarankan frekuensi kejadian terlewat 10^{-4} per tahun.

3.2.7 Beberapa kriteria yang direkomendasikan untuk dapat menolak tapak dari segi seismik^[5] :

- Bila ditemukan patahan kapabel yang dihasilkan dalam investigasi sekitar tapak (radius 5 km)
- Bila ditemukan patahan kapabel khususnya tipe sesar mendatar yang mengarah pada tapak dalam investigasi wilayah dekat (radius 25 km)

KESIMPULAN

1. Evaluasi aspek geologi dan seismologi merupakan salah satu aspek yang sangat penting dalam menentukan keselamatan tapak PLTN.
2. Evaluasi aspek geologi dalam wilayah yang penting untuk diperhatikan adalah bahwa harus diidentifikasi kondisi sejarah geologi, fitur tektonik periode jaman Kuartar-2.6 juta tahun.
3. Evaluasi aspek geologi dan seismologi dilakukan dengan 4 skala investigasi dimana pada masing masing

skala tersebut terdapat fokus identifikasi dan investigasi.

4. Patahan kapabel harus diperhitungkan menggunakan kriteria patahan yang mempunyai perulangan sekitar 500 ribu tahun atau setidaknya terakhir pernah terjadi dalam 50 ribu tahun.
5. Metodologi dalam analisis bahaya seismik harus menggunakan kombinasi analisis deterministik dan probabilistik.
6. Nilai SL-1 yang disarankan adalah 5×10^{-3} , dan SL-2 yang disarankan adalah 10^{-4} , berdasarkan praktik internasional.
7. Beberapa kriteria yang direkomendasikan untuk menolak tapak yaitu jika ditemukan patahan kapabel dalam jarak 5 km dan juga jika ditemukan patahan kapabel terutama patahan mendarat dan mengarah ke tapak dalam radius 25 km.

DAFTAR PUSTAKA

- [1]. USNRC REG. GUIDE 1.208 A Performance-Based Approaches To Define The Site-Specific Earthquake Ground Motion, May 2007.
- [2]. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Seismic hazard in Site Evaluation for Nuclear Installations, IAEA Specific Safety Guide No. SSG-9, IAEA, Vienna (2010).
- [3]. Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 5 Tahun 2007, tentang Ketentuan Keselamatan Evaluasi Tapak PLTN

[4]. Peraturan Kepala BAPETEN No. 1 Tahun 2008 tentang Evaluasi Tapak Reaktor Daya Aspek Kegempaan

[5]. LHK Pengkajian Teknis Evaluasi Pengawasan Reaktor Daya, 2011

TANYA JAWAB

1. Maria (BAPETEN)

Dengan kejadian Fukushima di Jepang dan kemajuan teknologi dalam desain dan konstruksi bangunan/gedung. Sebagai pelindung dari PLTN dan umur pengulangan patahan yang telah sepadan dengan umur PLTN. Maka evaluasi patahan tidak bias berdiri sendiri tetapi harus diimbangi dengan teknologi desain dan konstruksi bangunan/gedung.

Jawaban:

Memang benar bahwa teknologi desain dan konstruksi harus mengimbangi potensi bahaya patahan. Jika di suatu tapak terdapat potensi bahaya akibat gempa bumi, jika PLTN dibangun di tempat/tapak tersebut maka disain/konstruksi harus bias mengatasi potensi bahaya tersebut, jika disain/konstruksi tidak mampu mengatasi potensi bahaya tersebut maka harus dipertimbangkan tapak alternative yang lain.

2. Rahmat Edhi Harianto (BAPETEN)

- a. Apakah perbedaan model evaluasi yang disajikan dalam makalah ini dengan perka 2/2008 ?
- b. Apa dasar teknis penentuan terhadap bukti aktivitas gunung api yang berumur < 10 juta tahun.

Apakah Negara lain juga mengadopsi ketentuan yang sama?

- c. Selain perbedaan penentuan umur bukti aktivitas gunung api, apakah ada rekomendasi lain / criteria penerimaan baru sebagai saran/ rekomendasi revisi perka 2/2008

Jawaban:

- a. Perbedaan terletak di umur/ aktivitas gunung api yang diidentifikasi/ dievaluasi. Dikajian ini semua gunung api yang berumur < 10 juta tahun diidentifikasi & evaluasi. Sedangkan di perka yang lama evaluasi bahaya gunung api dimulai dari kuartar (2,6 juta tahun) dan 5 juta tahun.
- b. Dasar teknis evaluasi < 10 juta tahun. Karena gunung api yang berumur < 10 juta tahun di beberapa Negara pernah meletus kembali / mempunyai kapabilitas. Nilai < 10 juta tahun ini direkomendasikan dalam praktek international.
- c. Rekomendasi yang lain terkait dengan analisis yang digunakan, dimana kajian ini menggabungkan analisis deterministic dan probabilistic untuk masing-masing fenomena bahaya.

3. Fajariadi (BAPETEN)

- a. Siapa membuat peta untuk aspek geologi dan seismologi, apakah pemohon bekerja sama dengan

orang ke 3 dalam pembuatan peta tersebut?

- b. Bila terdapat patahan pada radius 25 km apakah badan pengawas langsung menolak area tapak atau di investigasi ulang?
- c. Untuk nilai SL1 dan SL 2 apakah bisa berubah pada tahun-tahun berikutnya?

Jawaban:

- a. Pemohon dapat membuat peta sendiri berdasarkan evaluasi/ investigasi yang mereka lakukan, atau pemohon dapat bekerja sama dengan pihak ke 3 untuk melakukan evaluasi dan membuat peta tersebut, tetapi pemohon harus bisa memastikan bahwa data tersebut benar dan dapat dipercaya.
- b. Bila terdapat patahan mendatar dan mengarah ke tapak dalam radius 25 km, maka pemohon harus memastikan apakah terdapat patahan tersebut di tapak. Jika patahan tersebut menerus dan membahayakan tapak maka badan pengawas dapat menolak tapak tersebut.
- c. Nilai SL-2 adalah nilai yang ditentukan untuk menjamin bahwa jika terdapat gempa bumi SL-2 maka PLTN/Reaktor dapat shutdown dengan selamat. SL-2 untuk masing-masing tapak dapat

berbeda dengan kondisi geologi dan seismologi di tapak tersebut.

4. Nur Syamsi Syam (BAPETEN)

Dalam makalah saudara, direkomendasikan nilai SL-1 : $5 \times 10^{-3}/\text{year}$ dan SL-2 : $10^{-4}/\text{year}$. Apakah terdapat kajian yang mendasari rekomendasi tersebut?

Jawaban:

Sebagaimana diketahui nilai SL-2 adalah nilai maksimal yang digunakan untuk dasar disain system tertentu sehingga PLTN dapat shutdown dengan selamat. Nilai rekomendasi SL-2 : $10^{-4}/\text{tahun}$ merupakan nilai yang direkomendasikan terutama oleh IAEA untuk digunakan. Untuk nilai SL-1 direkomendasikan berdasarkan diskusi dengan beberapa narasumber, dimana nilai ini lebih kecil dari SL-2.

5. Dr. Khoirul Huda (BAPETEN)

Poin-poin apa yang baru dari kejadian aspek geologi dan seismologi dibandingkan dengan Perka Bapeten yang sudah ada.

Jawaban:

Poin-poin yang baru dari aspek geologi adalah bahwa semua patahan yang berumur kuarter (2,6 juta tahun) harus diidentifikasi, umur 2,6 juta tahun tersebut berdasarkan dari titik *scale geology society of America* yang dikeluarkan pada tahun 2009. Batasan umur ini berbeda dengan umur yang ada di perka Bapeten dimana umur kuarter didefinisikan 1,8 juta tahun.

Untuk aspek seismologi direkomendasikan bahwa SL-2 yang dipakai adalah 10^{-4} dimana nilai ini tidak terdapat di perka Bapeten yang sudah terbit.

TAHAPAN EVALUASI BAHAYA GUNUNG API TAPAK PLTN

Nur Siwhan dan Emy Triharjiyati

BAPETEN, Jl. Gadjah Mada No. 8 Jakarta 10120, email: n.siwhan@bapeten.go.id

ABSTRAK

Tahapan Evaluasi Bahaya Gunung Api Tapak PLTN. BAPETEN sudah menerbitkan aturan terkait dengan evaluasi tapak PLTN yaitu Perka BAPETEN No. 2 Tahun 2008 tentang Evaluasi Tapak Reaktor Daya Aspek Kegunungapian. Seiring dengan perkembangan metodologi evaluasi bahaya gunung api untuk tapak PLTN, terdapat tahapan evaluasi yang baru yaitu kajian awal, karakterisasi sumber aktivitas gunung api sebagai kejadian awal, penapisan bahaya, dan terakhir adalah evaluasi bahaya pada tapak. Tahapan tersebut dimulai dari pengumpulan bukti aktivitas gunung api yang berumur < 10 juta tahun. Tahapan selanjutnya adalah karakterisasi aktivitas gunung api terutama aktivitas gunung api kuarter dan kaldera gunung api pliosen serta bukti aktivitas letusan terkini/holosen. Jika ditemukan bukti tersebut maka tahapan selanjutnya adalah penapisan bahaya gunung api. Tahapan yang terakhir adalah evaluasi bahaya pada tapak. Tahapan evaluasi ini berbeda dengan tahapan evaluasi di Perka BAPETEN No.2 Tahun 2008. Dapat disarankan bahwa tahapan evaluasi ini dapat digunakan sebagai masukan untuk revisi Perka BAPETEN tersebut.

Kata kunci: gunung api kuarter, kaldera pliosen, aktivitas holosen

ABSTRACT

Volcanic Hazard Evaluation Stages Of NPP Site. Bapeten has published rules relating to the nuclear power plant site evaluation BAPETEN Chairman Degree No. 2 of 2008 on the Power Reactor Site Evaluation for volcanic aspect. Along with the development of volcanic hazard evaluation methodology for siting nuclear power plants, there is a new method of the evaluation of the initial study, the characterization of the source of volcanic activity as the initiating event, screening hazards, and the last is the evaluation of hazards at the site. The initial evaluation is collect all information/evidence volcanic activity that was < 10 Ma. The next stage is characterization of quarternary volcanic activity, caldera Pliocene volcanic and evidence of current activity/Holocene. If such evidence are found then the next stage is screening of volcano hazards. The last stage is evaluation of hazards at the site. This stage of evaluation is different with the stage evaluation in BAPETEN Chairman Degree No. 2 of 2008. This evaluation stage can be used as input for the revision Bapeten Chairman Degree.

Keywords: quarternary volcanic, caldera pliocene, holocene activity

1. PENDAHULUAN

Terdapat beberapa instalasi nuklir yang terletak dekat ataupun berpotensi terkena bahaya gunung api seperti PLTN di Armenia, PLTN di Kyushu yang berpotensi terkena bahaya jatuhnya tephra, PLTN Bataan di Filipina, *Yucca mountain* di Amerika Serikat, dan usulan calon tapak PLTN di Muria. Indonesia merupakan salah satu negara yang mempertimbangkan memanfaatkan tenaga nuklir untuk keperluan pembangkit listrik, sehingga Indonesia membutuhkan seperangkat aturan terkait dengan evaluasi tapak. Posisi Indonesia yang terletak di jalur gunung api menimbulkan potensi bahaya eksternal yang dapat membahayakan keselamatan pengoperasian PLTN seperti : jatuhnya tephra, aliran piroklastik, pembukaan lubang erupsi baru, misil gunung api, tsunami, dan lain-lain.

Terkait dengan masalah tersebut, BAPETEN yang berkepentingan untuk mengawasi pemakaian energi nuklir sudah banyak mempunyai aturan mengenai evaluasi tapak yaitu bagian 5 Pasal 74 Perka BAPETEN No. 5 Tahun 2007

tentang Ketentuan Keselamatan Evaluasi tapak Reaktor Nuklir yang menyatakan bahwa Pemohon Evaluasi Tapak (PET) harus mengumpulkan data dan informasi mengenai gunung berapi yang relevan dari sumber yang tersedia maupun dari kegiatan evaluasi. Dalam pasal 75 Perka BAPETEN No 5 Tahun 2007 disebutkan bahwa potensi bahaya yang berhubungan dengan aktivitas gunung api harus diselidiki. Perka BAPETEN No. 2 Tahun 2008 tentang Evaluasi Tapak Reaktor Daya Aspek Kegunungapian membahas lebih rinci tentang evaluasi bahaya gunung api tetapi dengan adanya perkembangan metodologi untuk mengevaluasi bahaya gunung api maka dirasakan bahwa Perka tersebut perlu untuk ditinjau ataupun direvisi.

Makalah ini membahas mengenai tahapan yang diperlukan untuk mengevaluasi bahaya gunung api, sehingga evaluasi tersebut menjadi lebih komprehensif dan sesuai dengan perkembangan metodologi terbaru.

2. BASIS DATA DALAM EVALUASI BAHAYA GUNUNG API

Keakurasian kajian bahaya gunung api bergantung pada pemahaman dari : karakter dari tiap-tiap sumber gunung api didalam wilayah geografis kajian; luasnya konteks kegunungapian, geologi dan tektonik dari beberapa sumber gunung api dan; tipe, magnitudo dan frekuensi potensi fenomena yang dihasilkan dari tiap sumber tersebut. Untuk mendapatkan kajian bahaya gunung api yang komprehensif maka diperlukan informasi detail pada masing-masing sumber gunung api di wilayah terpilih dan dikompilasi ke dalam basis data.

Di sini ditekankan pentingnya mempunyai basis data yang harus^[1] :

(a) Menggabungkan seluruh informasi (baik dari nasional maupun internasional) untuk mendukung keputusan pada tiap tahap kajian bahaya gunung api. Informasi ini juga harus berisi informasi tambahan tentang : statistik arah angin dalam semusim (kecepatan sebagai fungsi dari ketinggian), data curah hujan dan salju, data yang dapat digunakan untuk mengidentifikasi potensi ketidakstabilan lereng gunung api yang dapat

mengakibatkan tanah longsor dan puing-puing longsoran, seperti model elevasi digital, peta topografi, dan pola drainase.

(b) Fleksibel untuk mengakomodasi peningkatan level informasi, kelengkapan dan integrasi sebagai tahapan analisis hingga tahap selanjutnya yang artinya adalah bahwa variabel-variabel data tersebut dapat ditambah dengan variabel lain jika ternyata ada data-data baru dan metode baru, hal ini karena basis data merupakan data yang siap digunakan kapanpun dan dengan metode apapun.

(c) Menggabungkan pernyataan atau rekaman terkait ketidakpastian, kualitas data atau pemeringkatan, sumber data, dan informasi terkait lainnya yang dapat bermanfaat dalam mengkaji keyakinan bukti dan keandalan data. Jika informasi yang tersedia tidak lengkap maka dapat menggunakan informasi gunung api analog/setipe sebagai informasi tambahan. Demikian pula pada distribusi spasial dari produk gunung api yang ditemukan pada gunung api analog/setipe dapat berguna dalam membantu menentukan nilai jarak penapisan (sdv). Sewaktu-waktu informasi analog dimanfaatkan dalam

kajian bahaya, data tersebut harus dimasukkan dalam basis data.

(d) Menyajikan struktur perlakuan dokumen data selama kajian bahaya gunung api. Struktur tersebut akan merekam bukti dan interpretasi dimana keputusan ilmiah akan diambil, dan juga untuk data jaminan mutu. Misalnya, seluruh data yang digunakan untuk menformulasi kriteria penapisan dan keputusan konsekuensinya harus terdapat dalam basis data. Data apapun yang dipertimbangkan dalam kajian tapi ditolak atau tidak digunakan harus tetap dipelihara di dalam basis data dan diidentifikasi. Justifikasi harus diberikan mengapa data tertolak ini tidak dipertimbangkan dalam kajian.

3. EVALUASI BAHAYA GUNUNG API

Basis data tersebut harus diolah dan dievaluasi melalui beberapa tahapan evaluasi sehingga keakurasian kajian bahaya gunung api tersebut dapat dipertanggungjawabkan.

- Tahap 1 (kajian awal)

Tahap kajian awal ini fokus pada dua pertimbangan utama yaitu definisi dari wilayah geografis yang memadai untuk kajian awal bahaya gunung api, meliputi potensi sumber

bahaya gunung api, dan pengumpulan bukti aktivitas kegunungan dalam wilayah selama 10 juta tahun terakhir. Dimana wilayah geografis tersebut bergantung pada masing-masing kondisi alam di lokasi dan tipe fenomena gunung api.

Wilayah geografis yang dimaksud di kajian ini adalah wilayah geografis seperti di dalam kajian/investigasi seismik, yaitu meliputi wilayah dengan jangkauan \pm 500 km yang bertujuan untuk mengetahui ada tidaknya gunung api yang berumur lebih muda dari 10 juta tahun berdasarkan data sekunder (laporan teknis/makalah publikasi, laporan teknis/makalah yang tidak dipublikasikan, dan bahan dari sumber lain yang relevan), dan juga data-data primer (jika data-data sekunder tidak tersedia/tidak memadai). Wilayah dekat meliputi jangkauan 25 – 50 km dengan tujuan melakukan investigasi geologi sebaran gunung api menggunakan peta geologi gunung api dengan skala yang lebih kecil 1 : 50.000, manifestasi gunung api dan fenomena bahaya gunung api berdasarkan data-data sekunder dan/atau data-data primer. Sedangkan untuk sekitar tapak 5 km dan spesifik tapak 1 km bertujuan untuk mendapatkan informasi tentang fenomena bahaya gunung api lebih rinci menggunakan

data-data analisis yang lebih lengkap yang dapat berupa data-data pemboran, data endapan tephra di permukaan, data dating (umur) dan lain-lain, berdasarkan data-data primer dan data-data sebelumnya yang tersedia. Jika hasil dari investigasi diatas tidak menemukan gunung api yang berumur lebih muda dari 10 juta tahun maka tidak diperlukan analisis lebih lanjut.^[4]

Pada kajian awal ini perlu memperhatikan fenomena aliran permukaan energi tinggi seperti fenomena ledakan (*blast*) gunung api yang dapat dengan cepat melewati halangan topografi dengan mempertimbangkan topografi antara tapak dengan potensi sumber gunung api. Pada tahap ini dilakukan evaluasi bukti-bukti aktivitas gunung api yang terjadi dalam 10 juta tahun terakhir. Kurangnya kegiatan gunung api dalam 10 juta tahun terakhir menyiratkan bahwa dari probabilitas letusan masa depan kurang dari 10^{-7} , sehingga diperlukan data-data dengan penentuan radiometrik modern.^[1]

3.2. Tahap 2 (karakterisasi sumber aktivitas gunung api sebagai kejadian awal)

Jika hasil dari kajian awal tahap 1 menunjukkan terdapatnya gunung

api atau wilayah gunung api yang lebih muda dari 10 juta tahun daerah geografi tersebut, maka perlu untuk dikembangkan model konseptual proses gunung api pada wilayah tersebut yang mencakup analisis setting tektonik gunung api, tingkat aktivitas erupsi, dan informasi tentang tren geologi yang serupa.^[4]

Gunung api yang konsisten/sama dengan model konseptual untuk proses gunung api, dan seluruh gunung api dengan aktifitas < 10.000 tahun harus dikarakterisasi lebih lanjut. Jika dapat dijustifikasi menggunakan model konseptual gunung api bahwa tidak ada potensi letusan kredible dimasa depan, maka gunung api tersebut ditapis keluar.^[4]

Jika terdapat bukti aktivitas gunung api kemudian kemungkinan terjadi letusan di masa depan maka kajian bahaya dilanjutkan ke Tahap 3. Bukti aktivitas gunung api saat ini meliputi : sejarah letusan gunung api, aktivitas gunung api yang sedang berlangsung, sistem hidrotermal aktif (misalnya, kehadiran fumarol), dan fenomena terkait.

Bukti letusan selama 10.000 tahun terakhir merupakan indikator dimana letusan di masa depan adalah kredibel, sehingga perlu dilakukan

penanggalan radiometrik gunung api karena memberikan bukti secara langsung bahwa letusan gunung api terjadi pada Holosen. Beberapa gunung api yang pernah meletus dalam 2 tahun terakhir dan sistem gunung api seperti daerah gunung api atau sistem kaldera yang pernah meletus dalam 5 juta tahun terakhir juga harus dikaji. Kriteria 2 dan 5 juta tahun ini penting dalam evaluasi bahaya gunung api di Indonesia karena kebanyakan gunung api di Indonesia berumur 2-5 juta tahun. Kriteria tambahan dalam menentukan gunung api sebagai berumur 10.000 tahun meliputi : (i) produk gunung api diatas bahan rombakan glasial Pleistosen terakhir, (ii) bentukan lahan gunung api muda di daerah dimana erosi terjadi setelah ribuan tahun, dan (iii) pola vegetasi yang seharusnya jauh lebih berkembang jika substrat gunung api berumur lebih dari ratusan (atau ribuan) tahun. Kriteria 10 ribu tahun ini juga dilakukan di PLTN Armenia, terutama karena kurangnya data-data gunung api yang berumur lebih dari 10 ribu tahun, sehingga evaluasi yang dilakukan adalah dengan mencari bukti aktivitas letusan terkini.^[3]

Pada tahap ini dilakukan analisis

probabilistik dan deterministik untuk menentukan potensi kejadian di masa depan dan juga untuk menentukan probabilitas terlampauinya fenomena bahaya gunung api mencapai tapak. Potensi kejadian yang dianalisis tersebut dapat terjadi dari kegiatan letusan gunung api ataupun non letusan, semisal kegagalan lereng gunung api yang diakibatkan letusan sebelumnya.

Metode probabilistik dalam kajian ini dapat berdasarkan pendekatan berdasarkan frekuensi terulangnya letusan gunung api, metode bayesian yang dapat menggabungkan informasi kegunungapian tambahan, atau proses model level, yang berdasarkan pada hubungan waktu-volume produk letusan.^[1]

Metode deterministik dapat menggunakan gunung api yang setipe (analog) untuk menentukan durasi maksimal letusan dan menggunakan durasi maksimal jeda sebagai permulaan. Pendekatan deterministik tambahan dapat memanfaatkan tren waktu-volume atau tren petrologi dalam sistem gunung api.

Jika dapat ditemukan bahwa aktivitas gunung api di masa mendatang di wilayah geografis tersebut dianggap tidak mungkin, maka tidak diperlukan lagi analisis lebih lanjut dan tidak diperlukan lagi

penyelidikan bahaya gunung api lebih lanjut untuk tapak ini. Sebaliknya, jika kurang adanya bukti yang cukup, maka analisis tambahan dan kajian bahaya sebaiknya dilanjutkan ke Tahap 3.

Penyebutan kapabilitas pada kajian ini tidak hanya bergantung pada waktu erupsi terakhir, tetapi lebih bergantung pada kredibilitas erupsi gunung api di masa depan yang dapat dilakukan dengan beberapa metode seperti analisis laju perulangan letusan, kajian aktivitas kondisi terkini dari gunung api menggunakan investigasi geofisik dan geokimia, analisis kecenderungan geokimia dari produktivitas magma dan analisis seting tektonik gunung api.

Konsep kapabilitas ini juga digunakan dalam mengkaji potensi Gunung Api Natib dan Gunung Api Mariveles menghasilkan fenomena bahaya yang mungkin mencapai PLTN Bataan (BNPP) di Filipina.^[2]

3.3. Tahap 3 (Penapisan bahaya)

Jika teridentifikasi potensi aktivitas gunung api di masa depan pada wilayah tapak, harus dianalisis masing-masing potensi fenomena bahaya yang mempengaruhi tapak. Jika fenomena ini tidak mencapai tapak, maka fenomena tersebut dapat ditapis untuk diabaikan.

Keputusan penapisan juga harus

mempertimbangkan apakah fenomena tersebut mungkin timbul dari proses sekunder atau skenario yang terdiri dari urutan peristiwa gunung api yang kompleks/peristiwa gabungan dari beberapa fenomena bahaya gunung api. Pendekatan deterministik dalam mengkaji bahaya pada langkah ini dapat didasarkan pada penapisan nilai jarak untuk fenomena tertentu. Penapisan nilai jarak dapat didefinisikan dalam hal tingkat maksimum yang diketahui dari produk erupsi tertentu. Jika tapak tersebut berada di luar jarak penapisan untuk fenomena gunung api spesifik maka tidak lagi diperlukan analisa lebih lanjut untuk fenomena itu dan jika aktivitas gunung api di masa depan dimungkinkan muncul dan tapak tersebut masuk kedalam jarak penapisan untuk fenomena gunung api tertentu maka gunung api atau wilayah gunung api harus dipertimbangkan kapabel, dan kajian bahaya spesifik tapak harus dilakukan.

Pendekatan yang saling melengkapi untuk mengkaji bahaya pada tahap ini adalah untuk mengestimasi probabilitas kondisional fenomena gunung api spesifik dari letusan gunung api yang mencapai tapak.

Model konseptual dari gunung api, meliputi sifat dan evolusi proses gunung api, harus menginformasikan estimasi probabilitas peristiwa gunung api dengan magnitudo yang besar. Jika model alternatif/konseptual dapat menjelaskan ketersediaan data, dan perbedaan-perbedaan di model tersebut tidak dapat diselesaikan dengan cara investigasi tambahan dalam jangka waktu yang sesuai, maka evaluasi bahaya final perlu mempertimbangkan semua model.^[4]

3.4. Tahap 4 (Evaluasi bahaya pada tapak)

Tahap ini merupakan tahapan terakhir dalam evaluasi bahaya pada tapak. Hasil dari tahapan ini harus memberikan informasi yang memadai untuk menetapkan apakah dasar desain atau solusi lainnya untuk bahaya gunung api tersebut dapat diterapkan. Apabila dasar desain atau solusi lainnya untuk bahaya gunung api tersebut tidak dapat diterapkan, maka tapak di anggap tidak layak.

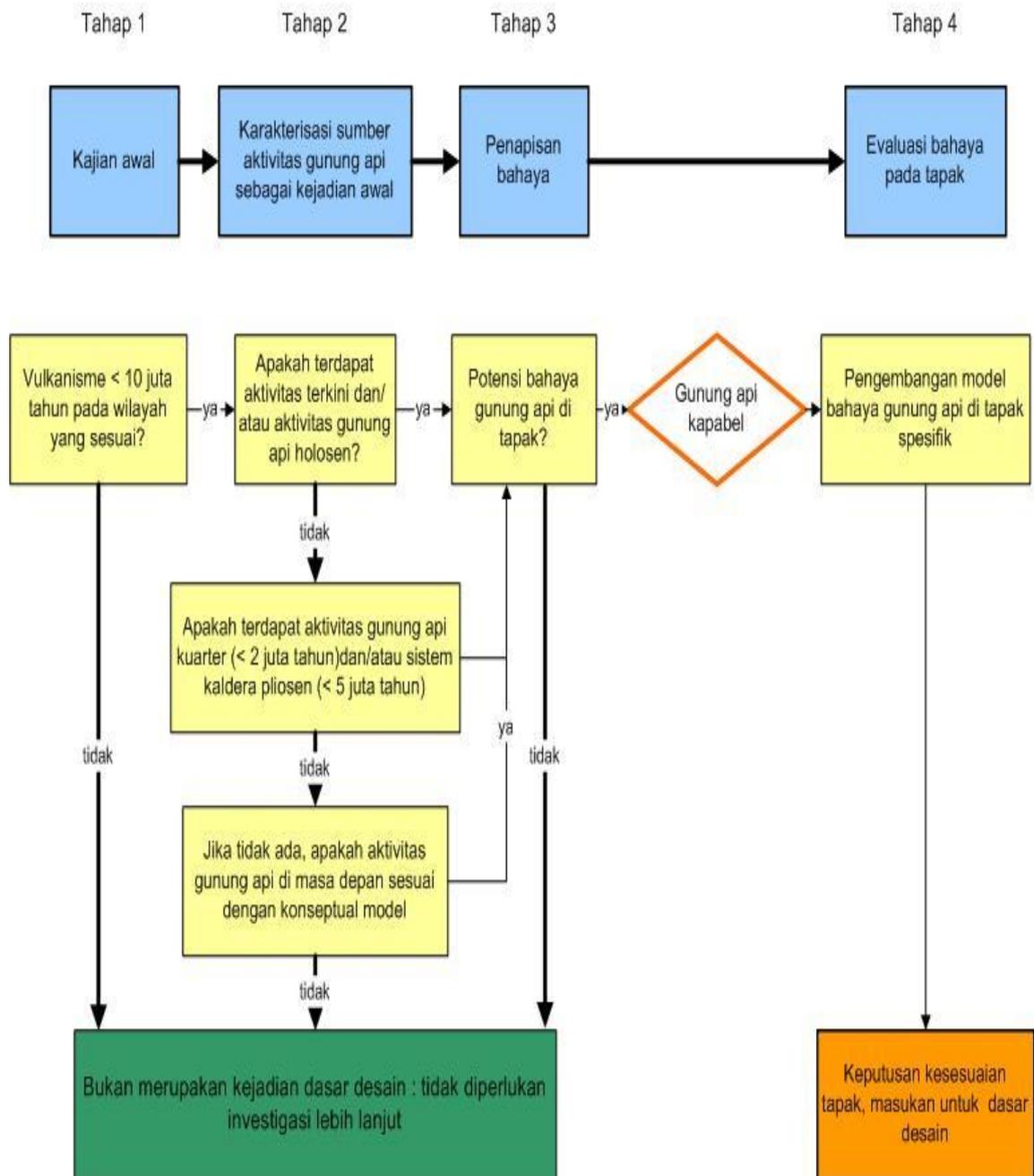
Diperlukan kombinasi dari pendekatan probabilistik dan deterministik untuk mengkaji bahaya tersebut. Pada metode deterministik, nilai ambang batas ditentukan

berdasarkan pengamatan empiris dari aktivitas gunung api di masa lalu, informasi dari gunungapi analog, dan atau simulasi numeris proses gunung api. Keberterimaan tapak dan keputusan dasar desain berdasarkan pada apakah nilai ambang batas ini terlampaui atau tidak.

Metoda probabilistik menggunakan rentang pengamatan empiris, informasi analog dari gunungapi lain dan/atau simulasi numeris untuk mengembangkan distribusi terhadap kemungkinan bahwa fenomena bahaya tidak akan melampaui besaran tertentu. Keberterimaan tapak dan keputusan dasar desain diperoleh dari analisis distribusi kebolehjadian.

Masing-masing fenomena bahaya gunung api yang dimasukkan ke dalam dasar desain harus dikuantifikasi sehingga bahaya tersebut dapat dibandingkan dengan karakteristik dasar desain dari kejadian eksternal lainnya.^[4]

Tahapan evaluasi bahaya gunung api tersebut diperlihatkan pada gambar 1^[4] :



Gambar 1. Tahapan Evaluasi Bahaya Gunung Api

4. KESIMPULAN

[13] Tahapan evaluasi bahaya gunung api dimulai dari kajian awal yang berupa pengumpulan bukti-bukti aktivitas gunung api < 10 juta tahun, dan jika ditemukan aktivitas yang

berumur < 10 juta tahun maka harus dilakukan tahapan evaluasi selanjutnya.

[14] Tahapan evaluasi selanjutnya adalah dengan karakterisasi aktivitas gunung api yaitu dengan mencari bukti-bukti aktivitas letusan terkini/holosen, dan juga aktivitas

gunung api Kuarter (2.6 juta tahun) dan kaldera Pliosen (5 juta tahun).

[15] Jika ditemukan bukti-bukti tersebut maka dilakukan penapisan bahaya gunung api di tapak.

[16] Jika terdapat potensi fenomena bahaya gunung api ke tapak, maka harus dilakukan pemodelan bahaya.

[17] Gunung api spesifik tapak, hasil dari pemodelan bahaya tersebut digunakan sebagai kriteria untuk menetapkan dasar desain dan kriteria keberterimaan tapak.

[18] Tahapan evaluasi ini dapat digunakan sebagai masukan untuk merevisi Perka BAPETEN No. 2 Tahun 2008 tentang Evaluasi Tapak Reaktor Daya Aspek Kegunung apian.

DAFTAR PUSTAKA

[1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Volcanic Hazards*

in Site Evaluation for Nuclear Installations, DS 405 Rev.09.02, 2010

[2] C. B. Connor, R. S. J. Sparks, M. Díez, A. C. M. Volentik and S. C. P Pearson in “Volcanic and Tectonic Hazard Assesment for Nuclear Facilities” (ed. Connor et al.), Cambridge University Press, New York, 2009.

[3] A. Karakhanian, R. Jrbashyan, V. Trifonov, H. Philip, S. Arakelian, A. Avagyan, H. Baghdassaryan, V. Davtian, Yu. Ghoukassyan ”Volcanic Hazards in Region of the Armenian Nuclear Power Plants” *Journal of volcanology and Geothermal Research* 126 (2003) 31- 62.

[4] Nur Siwhan, Emy Triharjiyati, Laporan Hasil Kajian Pengkajian Teknis Pengawasan Tapak Reaktor Daya Aspek Vulkanologi, 2011

STUDI PENDAHULUAN ANALISA MATERIAL ATTRACTIVENESS PADA KOMPOSISI ISOTOP PLUTONIUM LWR

Sidik Permana^{1,2,3)}

1) Fisika Nuklir dan Biofisika, FMIPA, ITB, Bandung

2) Indonesian Nuclear Network (INN), ³⁾ Indonesian Energy Institute (INDENI)

Email korespondensi: psidik@fi.itb.ac.id

ABSTRAK

STUDI PENDAHULUAN ANALISA MATERIAL ATTRACTIVENESS PADA KOMPOSISI ISOTOP PLUTONIUM LWR. Salah satu upaya untuk meningkatkan nilai nuklir non proliferasi terkait karakteristik melekat (*intrinsic properties*) adalah dengan menaikan nilai materi penghalang (*material barrier*). Terkait material plutonium *isotopic barrier* merupakan salah satu cara dengan meningkatkan komposisi plutonium bernomor massa genap (Pu-238, Pu-240, Pu-242) karena mempunyai tingkat peluruhan panas atau *decay heat* (DH) dan netron fisi spontan atau *spontaneous fission neutron* (SFN) yang tinggi. Evaluasi telah dilakukan sebagai pendahuluan dengan menggunakan metode *material attractiveness* berdasarkan pada komponen-komponen DH dan SFN dari masing-masing komposisi isotop plutonium dari bahan bakar bekas LWR dengan nilai burnup 33 GWd/t tanpa proses waktu pendinginan. Berdasarkan komposisi plutonium bahan bakar bekas LWR tersebut dapat dikategorisasikan sebagai kategori plutonium *reactor grade* berdasar pada vektor komposisi dari isotop Pu-239 dan Pu-240. Kemudian berdasarkan level komponen DH, Pu-238 berkontribusi sangat signifikan terhadap total DH plutonium dibandingkan dengan isotop lainnya dan jumlah total DH plutonium bahan bakar bekas LWR tersebut, dapat dikategorisasikan pada level komposisi diantara level *reactor grade* dan level *MOX grade*. Sementara itu, kontribusi terbesar diperlihatkan oleh SFN Pu-240 untuk komponen *spontaneous fission neutron* (SFN), dan di ikuti oleh kontribusi Pu-242 dan Pu-238 dan berdasarkan nilai total komponen SFN plutonium komposisi bahan bakar bekas LWR dapat dikategorisaikan pada level *reactor grade*.

Kata kunci: Nuklir non proliferasi, material penghalang, isotop plutonium, LWR, material attractiveness, peluruhan panas, netron fisi spontan..

ABSTRACT

A PRELIMINARY STUDY ON MATERIAL ATTRACTIVENESS ANALYSIS OF LWR ISOTOPIC PLUTONIUM COMPOSITIONS. One of the possible ways to increase the intrinsic features of nuclear proliferation resistance is by increasing material barrier. In regards of Plutonium barrier, Isotopic plutonium barrier can be applied to increase its level by increasing even mass plutonium compositions (Pu-238, Pu-240 and Pu-242) because of their high intensity of decay heat (DH) and spontaneous fission neutron (SFN). A preliminary evaluation has been done by adopting material attractiveness method based on their components of DH and SFN from plutonium compstion of LWR spent fuels with the standard burnup of 33 GWd/t without any cooling time process. Reactor grade of plutonium is categorized for isotopic plutonium of LWR spent fuel based on its plutonium vector composition of Pu-239 and Pu-240. Decay heat contribution of Pu-238 contributes as the main component for total DH of plutonium isotopes which can be categorized in between DH of reactor grade plutonium and MOX grade level plutonium. While, total SFN level of plutonium from LWR spent fuel is categorized as SFN of fuel grade which the main contributor comes from SFN component of all even mass plutonium (Pu-238, Pu-240 and Pu-242).

Keywords: Nuclear Non-proliferation, material barrier, plutonium isotopes, LWR, material attractiveness, decay heat, spontaneous fission neutron.

1. PENDAHULUAN

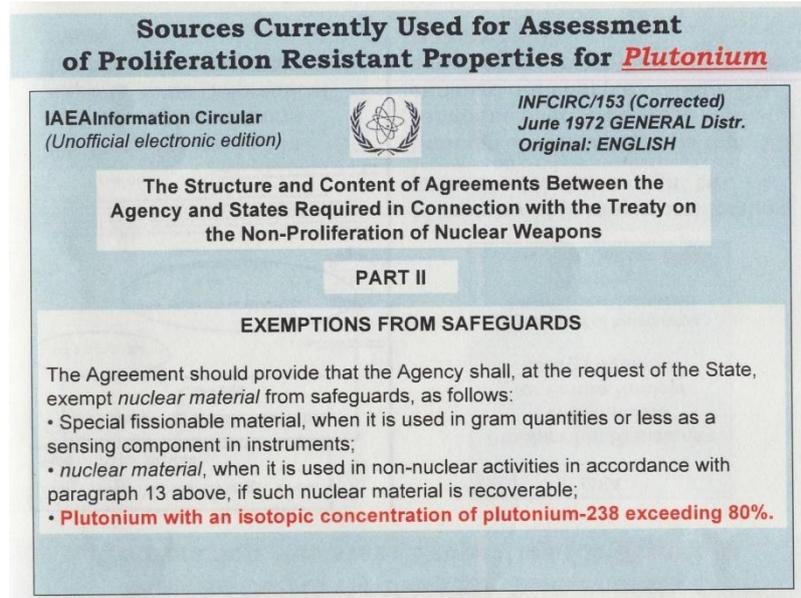
Upaya untuk memenuhi kebutuhan energi di masing-masing negara kemudian secara global menjadi konsern tersendiri yang telah menjadi prioritas berbagai negara, salah satunya dengan menggunakan teknologi nuklir untuk kebutuhan energi nasional terutama bagi negara-negara maju dengan komposisi aktifitas industri dan komersial yang tinggi. Sehingga memerlukan jumlah kapasitas energi khususnya listrik yang tinggi dan memadai untuk masa sekarang dan yang akan datang. Sehingga pemenuhan energi baik kapasitas maupun keamanan pasokan dalam jangka panjang telah menjadi tema diskusi tersendiri untuk dibahas. Pemanfaatan energi nuklir tentunya berhadapan dengan tantangan tersendiri tidak hanya mendapatkan banyak manfaat dari teknologi nuklir tersebut, tetapi berbagai tantangan dan resiko yang secara langsung maupun tidak langsung berhadapan dengan penggunaan teknologi nuklir. Banyak usaha yang telah dilakukan untuk meningkatkan sustainabiliti bahan bakar nuklir sehingga penggunaannya dapat optimal, dan pada waktu bersamaan proses meminimalkan sampah bahan bakar nuklir telah

dilakukan baik dengan proses transmudation dan partitioning maupun proses daur ulang. Tantangan berikutnya adalah meminimalkan resiko dari aspek proliferasi bahan-bahan nuklir yang dapat secara efektif digunakan untuk persenjataan atau alat peledak nuklir lainnya. Presiden Obama menerbitkan sebuah proposal terkait nuklir non-proliferasi dalam rangka upayanya mengurangi jumlah dan kapasitas senjata nuklir atau alat peledak nuklir lainnya serta berupaya meningkatkan dan memperkuat keamanan nuklir dan nuklir non-proliferasi di dunia.¹⁾ Semenjak teknologi nuklir secara efektif digunakan pertaman kalinya untuk tujuan sipil oleh pemerintah rusia di daerah Obninsk, pada 27 Juni 1954 dengan daya 30 MW yaitu untuk produksi energi listrik yang bernama pembangkit listrik tenaga nuklir (PLTN) dan juga dengan dimulainya secara intensif program *nuclear for peace* setelah konferensi genewa dengan tema “*On the peaceful uses of atomic energy*” yang di sponsori oleh Perserikatan Bangsa-bangsa (PBB) tahun 1955, dunia memulia untuk merubah paradigma dari perlombaan untuk tujuan peperangan menjadi

pemanfaatan untuk tujuan damai dan keperluan sipil.

Semakin tingginya dan tersebarnya penggunaan teknologi nuklir menjadi tantangan tersendiri bagi teknologi nuklir yang berkaitan dengan aspek nuklir non-proliferasi. Oleh karenanya manajemen dan pengawan terhadap material nuklir menjadi konsern tersendiri dan produksi material nuklir dari berbagai fasilitas nuklir didunia secara intensif dimonitor oleh *International Atomic Energy Agency* (IAEA). Monitoring tersebut dilakukan untuk mencegah dan mengurangi resiko penggunaan bahan bakar nuklir yang digunakan untuk tujuan persenjataan atau bukan tujuan damai, dikarenakan dalam beberapa analisa, indikasi atau potensi penggunaan bahan bakar nuklir untuk senjata atau untuk militer dapat juga menggunakan dari bahan bekas reaktor baik dari PLTN maupun reaktor riset apabila tidak dikontrol dengan maksimal. Dalam peraturan IAEA berkaitan dengan materi Plutonium, disebutkan bahwa pengaturan dilakuakn untuk komponen materi plutonium berdasarkan kuantitas

maupun dalam hal komposisi isotop plutoniumnya seperti dapat dilihat pada **Gambar 1** terkait pengaturan IAEA mengacu pada *proliferation resistance material* Plutonium. Pengaturan kuantitas Plutonium mengacu kepada potensi masa efektif plutonium yang dapat digunakan untuk melakukan reaksi fisi berantai dengan desain yang spesifik sehingga diupayakan kuantitas Plutonium tersebut harus dalam kuantitas yang sangat kecil dan dilaporkan. Untuk komposisi plutonium, kategorisasi plutonium berdasarkan isotop plutonium masih belum dijelaskan secara detail oleh IAEA kecuali untuk kadar komposisi Pu-238 lebih dari 80% terhadap komposisi total plutonium dapat dikategorikan aman untuk tidak dilakukan inspeksi oleh IAEA. Sehingga secara definisi, semua komposisi plutonium kecuali Pu-238 > 80% berpotensi digunakan sebagai bahan bakar senjata atau bahan peledak nuklir lainnya, sehingga perlu adanya seifgar atau inspeksi langsung dari IAEA setelah mencapai kuantitas tertentu.



Sumber : Vladimir Artisyuk and Masaki Saito, COE-INES International Symposium INES-2 Nov. 26-30, 2006 ²⁾

Gambar 1 Pengaturan material plutonium terkait aspek proliferasi resistance

Karakteristik melekat untun nuklir non proliferasi tersebut diadopsi berdasarkan potensi material plutonium berdasarkan komposisi isotop plutonium masing-masing. Material penghalang pada pendekatan tersebut berdasar pada kuantitas dan intensitas peluruhan panas atau *decay heat* (DH) dan neutron fisi spontan atau *spontaneous fission neutron* (SFN) isotop-isotop plutonium. Komponen DH dan SFN ini dapat digunakan sebagai sebuah parameter dalam menaikkan tingkat nonproliferasi nuklir terkait proliferasi melekat pada bahan bakar plutonium. Nilai komponen DH dan SF pada plutonium dapat diperoleh dengan komposisi yang tinggi dengan meningkatkan komposisi isotop-isotop plutonium dengan nomor massa genap seperti Pu-238, Pu-240 dan Pu-242.³⁻⁵⁾ Pemanfaatan peluruhan panas atau DH menjadi bahan pertimbangan karena potensinya dalam menaikkan proses pemanasan secara internal pada plutonium tersebut yang apabila komposisi plutonium tersebut dipakai mengakibatkan desain senjatanya akan sangat susah karenadari panas yang dihasilkan berakibat pada melelehnya konstruksi senjata nuklir sebelum desainnya dibuatkan. Untuk komponen SFN, apabila komponen ini dinaikan dapat berpotensi susahny kontrol atau penstabilan senjata tersebut, karena apabila fisi spontan sangat tinggi, maka potensi ledakan initial dalam proses pembuatan senjata sangat tinggi pula,

sehingga pembentukan senjata tersebut menjadi lebih sulit. Dalam penelitian ini, evaluasi pendahuluan dengan menggunakan metode *material attractiveness* berdasarkan pada komponen-komponen DH dan SFN dari masing-masing komposisi isotop plutonium dari bahan bakar bekas

LWR akan dilakukan. Tujuannya untuk mengetahui seberapa efektif komponen material penghalang tersebut dari masing-masing isotop plutonium dan seberapa jauh level non proliferasi bahan bakar bekas LWR terkait material penghalang tersebut.

Tabel 1 Komposisi Isotop Plutonium Berbagai Kategorisasi.⁴⁾

Grade	Plutonium Isotopes				
	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242
Super-grade	0	98	2	0	0
Weapon-grade	0.01	93.80	5.81	0.35	0.02
Reactor-grade	1.3	60.3	24.3	9.1	5
MOX-grade	1.9	40.4	32.1	17.8	7.8
FBR-blanket	0	96	4	0	0

Berdasarkan komposisi isotop plutonium pada Tabel 1, terdapat beberapa kategori berdasarkan tipikal komposisi vektor plutonium dari Pu-238 – Pu-242. Kategorisasi tersebut berdasarkan pada tipe super grade, weapon grade, reactor grade, MOX grade dan FBR-blanket. Super grade dan weapon grade merupakan kategorisasi komposisi berdasarkan pada komposisi-komposisi isotop plutonium yang dimungkinkan dapat di salah gunakan untuk keperluan desain senjata nuklir. Begitu pula dengan komposisi isotop plutonium untuk fast breeder reactor (FBR) atau reaktor pembiak cepat pada daerah blanket, menunjukkan komposisi

yang hampir sama dengan kategori komposisi isotop plutonium untuk senjata atau bahan peledak nuklir, sehingga dapat dipertimbangkan produksi plutonium di daerah blanket tipe FBR termasuk kategori komposisi bahan peledak nuklir. Sementara untuk dua kategori lainnya, yaitu reactor grade dan MOX-grade, hal ini mengacu kepada komposisi plutonium yang dapat digunakan untuk bahan bakar reaktor baik komposisi reaktor biasa maupun untuk tipe MOX fuel yang dipakai pada light water reactor (LWR) atau reaktor berpendingin air ringan dan juga pada FBR. Pada kategorisasi vektor plutonium ini, target desain yang

mempunyai nilai proliferasi intrinsik yang tinggi diharapkan mempunyai komposisi plutonium yang hampir sama dengan kategori MOX yang pada intinya mempunyai komposisi isotop Pu-240 lebih dari 30% (Pelladu, 2002).⁴⁾

2. METODOLOGI DAN ANALISA MATERIAL ATTRACTIVENESS ISOTOP PLUTONIUM

Untuk mengetahui dan menentukan kuantitas dan komposisi bahan bakar bekas LWR, ditentukan beberapa parameter dasar yang akan digunakan dalam investigasi, mengacu pada komposisi bahan bakar LWR untuk *burnup* yang berbeda dengan variasi waktu peluruhan berdasar pada proses *cooling time* bahan bakar bekas setelah dikeluarkan dari reaktor. Untuk evaluasi ini, nilai iradiasi bahan bakar atau *burnup* yang digunakan adalah level *burnup* 33 GWd/t sebagai nilai *burnup* standar bagi tipe LWR yang telah dipergunakan secara komersial. Hal ini diadopsi untuk mengetahui secara umum komposisi bahan bakar bekas PLTN yang secara komersial beroperasi dan untuk mengetahui potensi daur ulang material yang ada terkait faktor non-proliferasi nuklir. Untuk proses pendinginan setelah operasi reaktor selesai, komposisi

sebelum adanya proses *cooling* digunakan, hal ini mengacu pada, komposisi langsung yang bisa kita analisa tanpa adanya pengaruh proses pendinginan bahan bakar bekas tersebut. Optimisasi dan analisa *burnup* dan waktu peluruhan dari masing-masing komposisi bahan bakar, kode komputer ORIGEN⁶⁾ telah digunakan. Simulasi dilakukan untuk mengetahui dan memperkirakan kebergantungan proses reaksi berantai masing-masing bahan bakar terhadap waktu dan juga proses waktu pendinginan setelah bahan bakar tersebut dikeluarkan dari reaktor. Pengayaan bahan bakar U-235 sebagai bahan bakar fisi nuklir untuk tipe LWR ini, diadopsi 3.2% pengayaan U-235 untuk 33 GWd/t.

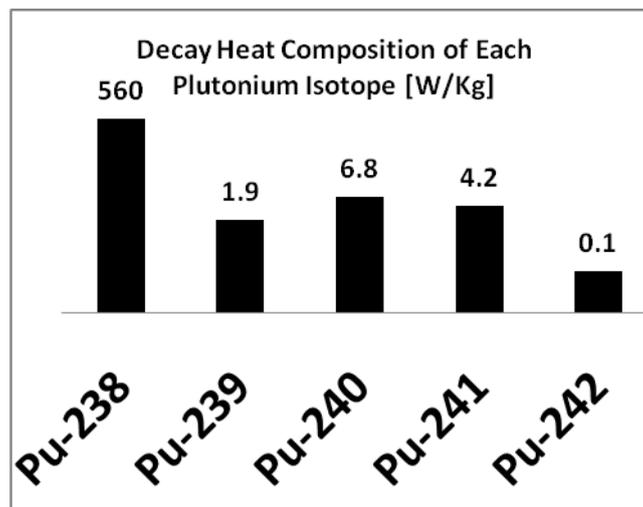
$$Pu_{total} = \sum_{i=1}^n Pu_i \quad (1)$$

$$VecPu_i = \frac{Pu_i}{Pu_{tot}} \quad (2)$$

Persamaan di atas digunakan untuk mengetahui vektor komposisi isotop plutonium sebagai bahan untuk mengevaluasi material penghalang isotop plutonium. Salah satu cara pendekatan yang dapat kita lakukan dengan mengevaluasi vektor komposisi ($VecPu_i$) dari masing-masing isotop plutonium (Pu_i). Setiap komposisi isotop plutonium merupakan nilai kuantitatif dari nilai fraksi masa atau persentase dari total komposisi

plutonium (Pu_{total}). Pendekatan ini dilakukan dalam mengetahui komposisi masing-masing isotop plutonium didalam total komposisi plutonium yang dapat digunakan dalam rangka

mengevaluasi level plutonium seperti kategori komposisi plutonium untuk senjata nuklir, komposisi plutonium untuk reaktor, bahan bakar MOX dan lainnya.^{1,7}



Gambar 2 Komposisi *Decay Heat* (Peluruhan Panas) Setiap Isotop Plutonium⁴⁾

Evaluasi untuk komposisi DH dan SFN didasarkan pada beberapa persamaan di atas yaitu persamaan (3) dan persamaan (4). Komposisi DH dan SFN dalam rangka mengetahui level material penghalang plutonium ini, didasarkan pada komposisi plutonium dengan kadar komponen DH dan SFN pada masing-masing isotop. Persamaan (3) menjelaskan bahwa jumlah total dari DH plutonium berdasarkan dari penjumlahan dari masing-masing komponen DH isotop plutonium, sebagaimana persamaan (4) untuk nilai komposisi dari komponen SFN baik secara total dan juga berdasarkan dari kontribusi masing-masing isotop

plutonium. Nilai individual masing-masing isotop plutonium untuk komponen DH dan SFN dapat dilihat pada **Gambar 2 dan 3**. Nilai-nilai tersebut merupakan nilai DH dan SFN yang diperoleh dengan asumsi dari 100% masing-masing komposisi isotop tersebut seperti, 100% Pu-238 mempunyai nilai *decay heat* 560 W/kg dengan nilai SFN $2.6E+06$ n/s/kg.

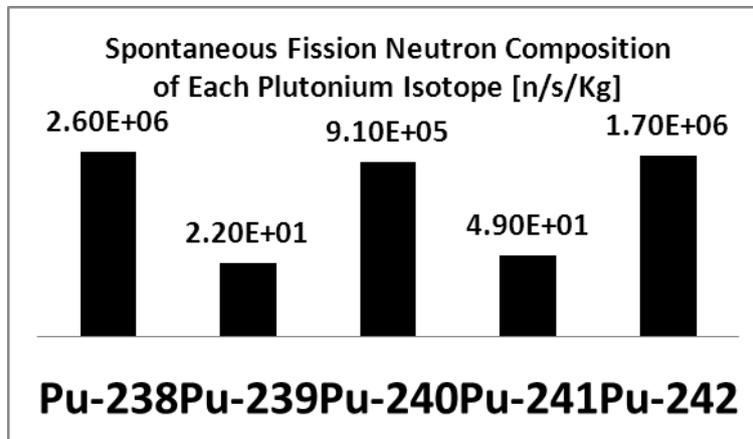
$$DH_{total} = \sum_{i=1}^n DH_i \times VecPu_i \quad (3)$$

$$SFN_{total} = \sum_{i=1}^n SFN_i \times VecPu_i \quad (4)$$

Berdasarkan **Gambar 2**, komposisi *decay heat* untuk masing-masing isotop plutonium bervariasi dan isotop dengan

decay heat yang tinggi diperlihatkan oleh Pu-238 dan yang paling rendah adalah Pu-242. Dari data *decay heat* tersebut dapat kita lihat bahwa pengaruh komposisi Pu-238 berdasar pada komposisi decay sangat lah besar. Oleh karenanya, untuk material barrier isotop plutonium bisa diperkirakan sangat bergantung pada komposisi Pu-

238. Semakin banyak komposisi isotop Pu-238 akan semakin besar nilai *decay heat* sebuah bahan, dan begitu juga sebaliknya, akan semakin kecil nilai *decay heat*nya apabila komposisi Pu-238 sedikit. Tentunya tambahan kontribusi dari masing-masing isotop plutonium yang lain juga berpengaruh, meskipun relatif lebih kecil.



Gambar 3 Komposisi Spontaneous Fission Neutron (Netron Fisi Spontan) Setiap Isotop Plutonium ⁴⁾

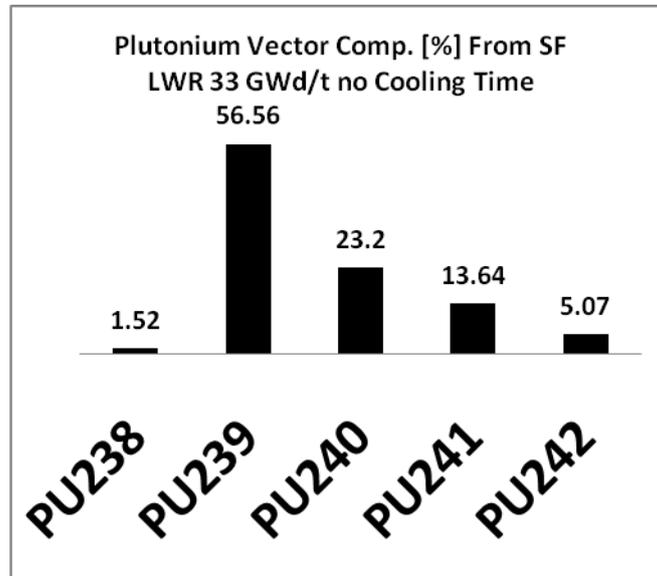
Komposisi SFN untuk masing-masing isotop plutonium diperlihatkan pada **Gambar 3**. Nilai SFN yang tinggi diperlihatkan oleh semua isotop plutonium bernomor masa genap (Pu-238, Pu-240 dan Pu-242) dan nilai SFN yang relatif kecil dipunyai isotop plutonium bernomor masa ganjil (Pu-239 dan Pu-241). Nilai tertinggi untuk komposisi SFN dipunyai isotop Pu-238 dan nilai terendah dimiliki oleh isotop Pu-239. Seperti diperlihatkan untuk komposisi DH, Pu-238 juga menjadi kontributor terbanyak bagi komposisi SFN plutonium. Kontribusi isotop plutonium

bernomor masa genap lainnya seperti Pu-240 dan Pu-242 juga memberikan kontribusi yang cukup tinggi

3. EVALUASI DAN DISKUSI *MATERIAL ATTRACTIVENESS* ISOTOP PLUTONIUM

Di dalam bagian evaluasi dan diskusi ini akan diperlihatkan dan dijelaskan beberapa data yang mengacu pada komposisi isotop-isotop plutonium yang diikuti oleh data komponen DH dan SFN. Beberapa penjelasan dan diskusi terkait fenomena yang terjadi

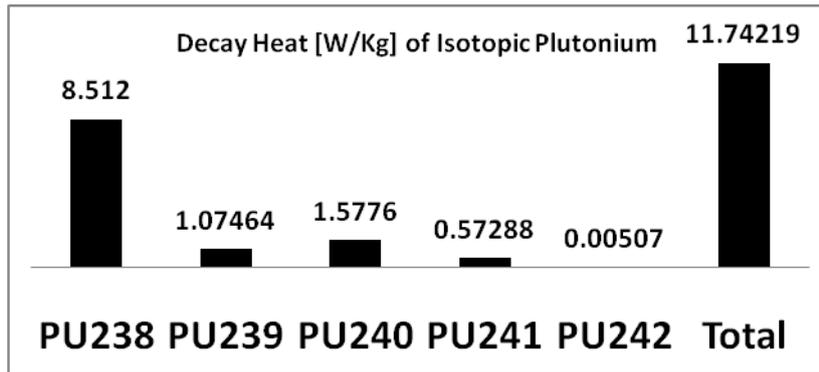
dan evaluasi level material penghalang terhadap komposisi komponen total dalam proliferasi melekat untuk non-DH dan SFN yang tentunya juga proliferasi nuklir. Komposisi dipengaruhi nilai individual DH dan plutonium sangat berpengaruh sekali SFN masing-masing isotop plutonium.



Gambar 4 Komposisi Vektor Plutonium dari Bahan Bakar Bekas LWR dengan Burnup 33 GWd/t tanpa proses waktu pendinginan

Komposisi plutonium vektor untuk masing-masing isotop dapat di lihat pada **Gambar 4** berdasarkan komposisi bahan bakar bekas LWR dengan komposisi burnup 33 GWd/t. Komposisi vektor isotop Pu-239 mempunyai nilai komposisi tertinggi dibandingkan dengan isotop plutonium lainnya dan komposisi terendah diperlihatkan oleh isotop Pu-238. Komposisi Pu-239 berasal dari transmudasi material dari isotop uranium U-238 yang berubah menjadi Pu-239 dengan menangkap neutron dan melalui rantai Np-239 kemudian berubah menjadi Pu-239

setelah meluruh mengeluarkan partikel beta. Pu-240 mempunyai komposisi tertinggi kedua setelah Pu-240 yang dihasilkan dari transmudasi sebagian dari Pu-239 dan sebagian lainnya berfisi dan meluruh pada saat bersamaan. Sedangkan isotop plutonium bernomor masa genap lainnya seperti Pu-238 dan Pu-242 sebagai material barrier mempunyai komposisi yang kecil. Pu-238 dapat diproduksi melalui transmudasi Pu-239 melalui proses reaksi (n,2n) atau melalui peluruhan partikel alfa curium-242.



Gambar 5 Komposisi *Decay Heat* (Peluruhan Panas) Setiap Isotop Plutonium Bahan Bakar Bekas LWR 33 GWd/t

Dari komposisi plutonium di atas, dapat termasuk pada kategori MOX *fuel grade* komposisi plutonium bahan bakar bekas LWR dapat dikategorisasikan sebagai lebih tinggi level non-proliferasinya kategori plutonium komposisi pada *reactor grade* dibanding dengan level *reactor grade* mengacu kepada vektor komposisi dari isotop Pu-239 dan Pu-240 seperti bisa kita lihat pada **Table 1** terkait kategorisasi komposisi plutonium. Komposisi plutonium LWR dengan burnup 33 GWd/t tanpa waktu peluruhan tersebut belum

Beberapa cara yang bisa dilakukan dengan menaikkan level komposisi plutonium dari *fuel grade* ke MOX *grade*, diantaranya dengan mempertinggi nilai burnup dan juga didaur ulang atau recycling kembali komposisi plutonium tersebut.

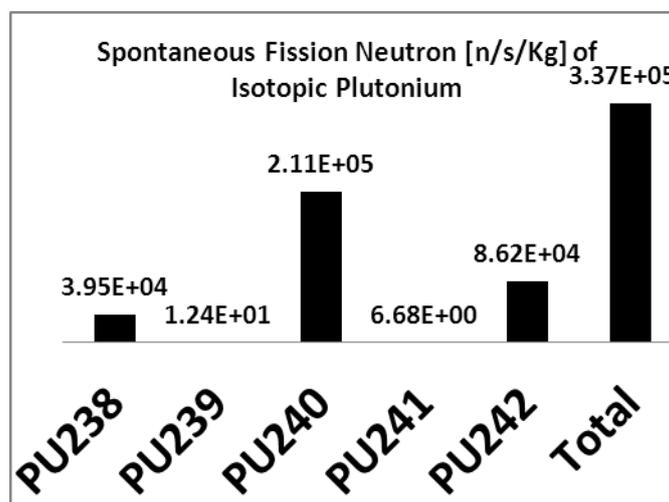
Tabel 2 Komposisi DH dan SFN Berbagai Kategorisasi

Grade	DH [W/Kg]	SFN [n/s/Kg]
Super-grade	2	1.82E+04
Weapon-grade	2.26	5.36E+04
Reactor-grade	10.47	3.40E+05
MOX-grade	14.35	4.74E+05
FBR-blanket	2.1	3.64E+04

Evaluasi *material attractiveness* komposisi plutonium dan juga nilai berdasarkan pada komponen DH dan melekat pada masing-masing isotop SFN yang berkaitan dengan aspek plutonium untuk komponen DH dan intrinsik nuklir non-proliferasi akan SFN. Beberapa hasil terkait DH dan difokuskan pada bagian ini. Komposisi SFN dijelaskan pada Gambar 5 dan *decay heat* dan *spontaneous fission neutron* akan sangat dipengaruhi oleh berdasarkan komposisi plutonium dari bahan bakar bekas LWR. Gambar 5

memperlihatkan bahwa komponen DH untuk Pu-238 berkontribusi sangat signifikan terhadap total DH plutonium dibandingkan dengan isotop lainnya meskipun dalam vektor komposisi isotop Pu-238 relatif kecil. Akan tetapi dengan nilai individual DH Pu-238, maka komponen individu ini sangat berkontribusi optimal seperti diperlihatkan pada Gambar 4 untuk vektor komposisi plutonium dan Gambar 2 untuk komponen DH masing-masing isotop. Dari jumlah total DH plutonium bahan bakar bekas LWR tersebut, dapat dikategorisasikan pada level komposisi diantara level *reactor grade* dan level *MOX grade*. Hal ini berdasarkan hasil Gambar 5 untuk total DH komposisi plutonium LWR didasarkan pada kategorisasi level DH pada Tabel 2. Sementara itu, komponen *material*

attractiveness yang berkaitan dengan komposisi *spontaneous fission neutron* (SFN), kontribusi terbesar diperlihatkan oleh SFN dari Pu-240 yang kemudian ditambahkan oleh kontribusi Pu-242 dan juga Pu-238 sebagai isotop-isotop bermasa genap plutonium. Besar nya nilai SFN Pu-240 dapat dimengerti dari besarkan komponen vektor komposisi dari Pu-240 seperti digambarkan pada Gambar 4 untuk isotop plutonium bermasa genap dan juga komponen individu SFN Pu-240 yang diperlihatkan pada Gambar 3 yang relatif berkontribusi tinggi seperti halnya SFN untuk isotop plutonium bernomor massa genap lainnya. Dari nilai total komponen SFN plutonium komposisi bahan bakar bekas LWR dapat dikategorisaikan pada level *reactor grade* berdasarkan kategorisasi pada Tabel 2.



Gambar 6 Komposisi Spontaneous Fission Neutron (Netron Fisi Spontan) Setiap Isotop Plutonium Bahan Bakar Bekas LWR 33 GWd/t

4. KESIMPULAN

Telah dilakukan evaluasi dan analisa pendahuluan dengan menggunakan metode *material attractiveness* berdasarkan pada komponen-komponen DH dan SFN dari masing-masing komposisi isotop plutonium dari bahan bakar bekas LWR dengan nilai burnup 33 GWd/t tanpa proses waktu pendinginan. Untuk mengetahui seberapa efektif komponen material penghalang tersebut dari masing-masing isotop plutonium dan seberapa jauh level non proliferasi bahan bakar bekas LWR terkait material penghalang tersebut. Komposisi plutonium bahan bakar bekas LWR tersebut dapat dikategorisasikan sebagai kategori plutonium *reactor grade* berdasar pada vektor komposisi dari isotop Pu-239 dan Pu-240. Level komposisi plutonium dari *fuel grade* ke *MOX grade* dapat dinaikan, diantaranya dengan mempertinggi nilai burnup dan juga didaur ulang atau recycling kembali komposisi plutonium tersebut. Komponen DH untuk Pu-238 berkontribusi sangat signifikan terhadap total DH plutonium dibandingkan dengan isotop lainnya dan jumlah total DH plutonium bahan bakar bekas LWR tersebut, dapat dikategorisasikan pada level komposisi

diantara level *reactor grade* dan level *MOX grade*. Untuk *spontaneous fission neutron* (SFN), kontribusi terbesar diperlihatkan oleh SFN Pu-240 dan di ikuti oleh kontribusi Pu-242 dan Pu-238. Dari nilai total komponen SFN plutonium komposisi bahan bakar bekas LWR dapat dikategorisaikan pada level *reactor grade*.

UCAPAN TERIMA KASIH

Ucapan terima kasih kepada pihak ITB melalui program penelitian riset KK yang membantu penulisan makalah ini.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] Remarks by President Barack Obama, on April 5, 2009. URL: http://www.whitehouse.gov/the_press_office/Remarks-By-President-Barack-Obama-In-Prague-As-Delivered/ (di akses November 23, 2010), 2010.
- [2] Vladimir Artisyuk and Masaki Saito, Development of the Methodology to Assess Resistance of Heavy Metals Against Unsanctioned Proliferation, COE-INES International Symposium INES-2 Nov. 26-30, 2006.
- [3] Kessler G. Plutonium denaturing by Pu-238. Nucl Sci and Eng., 155:53-73, 2007.
- [4] Pellaud B. Proliferation aspects of plutonium recycling. J Nucl Mater Managements, XXXI(1):30-38, 2002.

- [5] Saito M. Multi-component self-consistent nuclear energy system for sustainable growth. *Progress in Nuclear Energy*. 40(3-4): 365-374, 2002.
- [6] Ludwig BS, Croff AG. ORIGEN 2.2 Isotope generation and depletion code matrix exponential method. Oak Ridge National Laboratory, 2002.
- [7] Permana S, Suzuki M, Basic evaluation on material attractiveness of isotopic plutonium barrier, *Prog. Nucl. Energy*, 53, 958, 2011.

CATATAN TEKNIS KEGAGALAN PENGGUNAAN PRODUK SUMBER TERTUTUP IRIDIUM-192 UNTUK RADIOGRAFI INDUSTRI DI INDONESIA

Suhaedi Muhammad dan Farida Tusafariah

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

email : suhaedi.muhammad@yahoo.com

ABSTRAK

CATATAN TEKNIS KEGAGALAN PENGGUNAAN PRODUK SUMBER TERTUTUP IRIDIUM-192 UNTUK RADIOGRAFI INDUSTRI DI INDONESIA. Kegagalan penggunaan produk sumber tertutup Iridium-192 untuk radiografi industri telah terjadi dalam kurun waktu sepuluh tahun terakhir, yang dapat mengakibatkan dampak radiologi bagi pekerja, masyarakat maupun lingkungan. Untuk mencegah terulangnya kegagalan penggunaan sumber telah dilakukan kajian untuk mencari faktor penyebabnya. Lingkup kajian meliputi kasus lepasnya sambungan *outer capsule* dan *pigtail*, lepasnya hasil pengelasan *outer capsule* dan lepasnya hasil pengelasan *inner capsule*. Pengkajian meliputi aspek manufaktur dan aspek penggunaan produk sumber tertutup Iridium-192 di lapangan. disimpulkan bahwa kegagalan penggunaan produk sumber tertutup Iridium-192 di lapangan dapat disebabkan karena faktor manufaktur, kondisi peralatan radiografi yang tidak memenuhi standar dan perilaku operator dalam pelaksanaan kegiatan radiografi.

Kata kunci : sumber tertutup iridium-192, radiografi

ABSTRACT

TECHNICAL NOTE OF THE FAILURE OF THE PRODUCT SOURCE CLOSED IRIDIUM-192 INDUSTRY IN INDONESIA FOR RADIOGRAPHY . *The Failure of the using of Iridium-192 sealed sources product for industrial radiography has occurred within the last ten years, which may result in radiological consequences for workers, communities and the environment. To prevent a recurrence of the failure of using the sources assessment has been carried out to find the causes. The scope of study includes failure of the capsule and pigtail connection and welding the outer capsule release and escape of the inner capsule welding. The assessment covers aspects of manufacturing and other aspects of the use of sealed source products Iridium - 192 in the field. Its is concluded that the failure of the use of Iridium – 192 sealed source product in the field could be caused by manufacturing factors, conditions of radiographic equipment that do not meet the standards and the behavior of operators in the implementation of radiography.*

Keyword : Iridium-192 Sealed Source, radiography

1. PENDAHULUAN

1.1. Latar Belakang

Dalam kurun waktu sepuluh tahun terakhir ini di Indonesia telah terjadi beberapa kali kegagalan penggunaan produk sumber tertutup Iridium – 192 untuk bidang radiografi. Kegagalan penggunaan produk sumber tertutup Iridium – 192 ini mendapat perhatian banyak pihak, baik produsen, distributor, badan pengawas, asosiasi pengguna maupun kalangan pengguna itu sendiri. Untuk mencegah terulangnya kejadian kegagalan penggunaan produk sumber tertutup Iridium – 192 di masa yang akan datang yang dapat mengakibatkan dampak radiologi bagi pekerja, masyarakat, dan lingkungan, perlu dilakukan pengkajian secara teknis tentang faktor-faktor yang menjadi penyebab kegagalan tersebut.

1.2. Tujuan

Kajian ini dilakukan untuk mengetahui faktor – faktor yang menjadi penyebab kegagalan penggunaan produk Iridium – 192 untuk bidang radiografi baik yang menyangkut aspek manufaktur produk maupun aspek penggunaan produk tersebut di lapangan.

1.3. Metode

Metode yang digunakan dalam kajian teknis ini adalah :

1. Pencermatan pada tahapan manufaktur produk sumber tertutup Iridium – 192 berdasarkan dokumen yang dikeluarkan oleh Amersham.
2. Fakta dan pengalaman di lapangan dalam penanganan kegagalan penggunaan produk sumber tertutup Iridium – 192 untuk radiografi industri di Indonesia dalam kurun waktu sepuluh tahun terakhir.

2. DASAR TEORI

Guna mendapatkan faktor penyebab kegagalan penggunaan produk sumber tertutup Iridium – 192 untuk bidang radiografi secara lebih komprehensif, maka lingkup kajian yang akan diuraikan di sini meliputi : jenis – jenis kegagalan, faktor yang mempengaruhi penggunaan produk di lapangan baik dari aspek manufaktur maupun aspek penggunaan produk tersebut. Dengan diketahuinya faktor penyebab kegagalan penggunaan produk sumber tertutup Iridium – 192 untuk bidang radiografi industri, maka diharapkan akan membuka kesadaran para pihak yang terkait sehingga kegagalan

penggunaan produk tersebut tidak terulang lagi di masa yang akan datang.

2.1. Jenis – Jenis Kegagalan.

Dalam kurun waktu sepuluh tahun terakhir ini, jenis kegagalan penggunaan produk sumber tertutup Iridium – 192 untuk bidang radiografi industri yang pernah terjadi di Indonesia dapat dikategorikan ke dalam jenis :

1. Lepasnya sambungan *outer capsule* dengan *pigtail*.
2. Lepasnya hasil pengelasan *outer capsule*.

3. Lepasnya hasil pengelasan *inner capsule*.

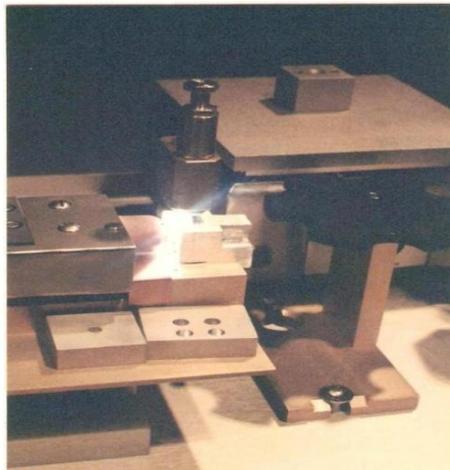
2.2. Faktor Yang Mempengaruhi Kegagalan Penggunaan Produk

2.2.1. Aspek Manufaktur Produk

Aspek manufaktur produk sumber tertutup Ir-192 yang sangat mempengaruhi kondisi penggunaan produk tersebut di lapangan meliputi :

a. Pengelasan *Inner Capsule*.

Sesuai dengan prosedur manufaktur perakitan sumber tertutup Iridium – 192 dari Amersham, pengelasan *inner capsule* dilakukan secara atomis dengan metode TIG.



Gambar 1. Pengelasan *Inner capsule*

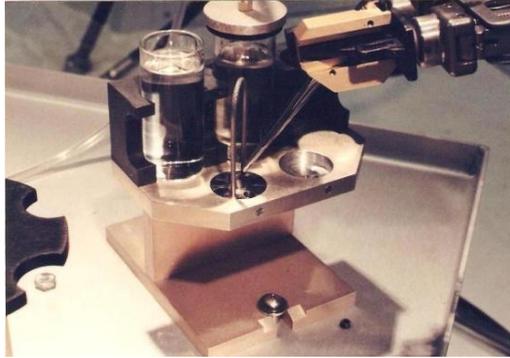
Inner capsule yang sudah dilas kemudian dibersihkan dari pengotor radioaktif dengan air dan alkohol lalu dipes usap menggunakan kertas saring dan diukur aktivitasnya.

Inner capsule dinyatakan bebas kontaminasi apabila hasil

pengukuran kertas saring tersebut nilainya kurang dari 150 dpm (5 n Ci).

Selanjutnya pengujian hasil pengelasan *inner capsule* dilakukan secara visual dengan video kamera. *Inner capsule* dinyatakan memenuhi

persyaratan apabila tidak ada : cacat lubang, patahan atau lubang tembus pada profil pulsa. Pengujian berikutnya dilakukan dengan metode gelembung udara (*bubble test*) pada kevakuman 15 in Hg selama 10 detik dan dilanjutkan dengan kevakuman 15 in Hg selama 10 detik.

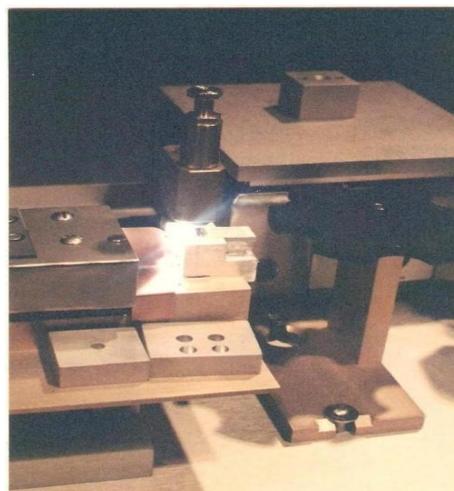


Gambar 2. Uji Kebocoran *Inner Capsule*

Jika ada kebocoran akan nampak apabila kecepatan pembentukan gelembung udara lebih cepat dibandingkan dengan gelembung udara normal dari sekeliling kapsul. *Outer capsule* dinyatakan bebas kontaminasi apabila hasil pengukuran kertas saring tersebut nilainya kurang dari 150 dpm (5 n Ci).

b. Pengelasan *Outer Capsule*

Outer Capsule dilas secara atomis dengan metode TIG, kemudian



Gambar 3. Pengelasan *Outer Capsule*

Pengujian secara visual dengan video kamera. *Outer capsule* dinyatakan memenuhi syarat apabila tidak ada : cacat lubang, patahan

atau lubang tembus pada profil *kevakuan 15 in Hg* selama 10 detik pulsa. dan dilanjutkan dengan *kevakuan 15 in Hg* selama 10 detik. Sedangkan pengujian dengan metode gelembung udara (*bubble test*) pada



Gambar 4. Uji Kebocoran *Outer Capsule*

Kondisi bocor akan nampak jika kecepatan pembentukan gelembung udara lebih cepat dibandingkan dengan gelembung udara normal dari sekeliling kapsul.

Untuk lebih meyakinkan hasil pengelasan *outer capsule*, hasil pengelasan diperiksa dengan *safety weld tester*, dengan ketentuan lebar pengelasan harus : 2 – 3 mm.

c. Penyambungan *Outer Capsule* Dengan *Pigtail*.

Outer capsule yang sudah lolos uji dimasukkan ke dalam lubang

swager . *Pigtail* dimasukkan ke dalam lubang *outer capsule* dengan kedalaman tepat di garis putih.

Selanjutnya *outer capsule* dan *pigtail* dijepit menggunakan pompa

hidrolik dengan tekanan 1600 Psi.

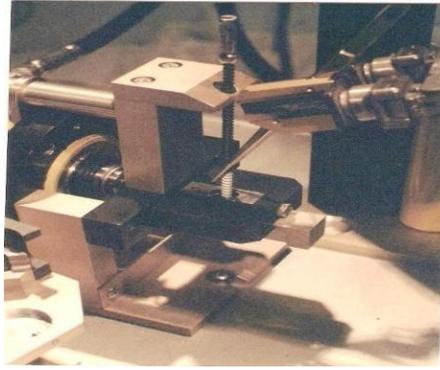
Outer capsule yang sudah disambung dengan *pigtail*

dimasukkan ke tempat uji tarik lalu ditarik dengan kekuatan 120 lbs

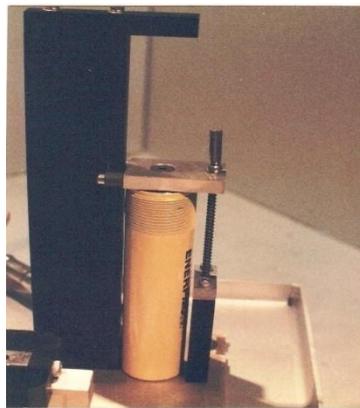
(pon) selama 10 detik.

Produk dinyatakan memenuhi syarat

jika tidak terjadi pergeseran sambungan atau putus.



Gambar 5. Penyambungan *Outer Capsule*



Gambar 6. Uji Tarik Sambungan *Outer Capsule* dengan *Pigtail*

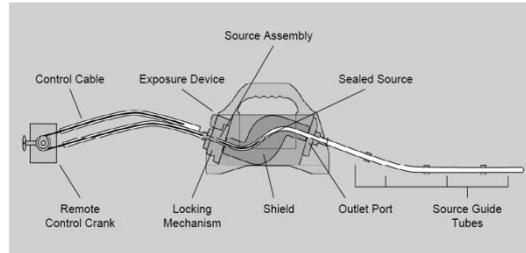
2.2.2. Aspek Penggunaan Produk Di Lapangan

Aspek penggunaan produk sumber tertutup Iridium - 192 di lapangan yang memberikan kontribusi sangat signifikan adalah : kondisi peralatan radiografi yang terdiri dari pemasangan Sumber Radioaktif (*Source Assembly*), Kamera Radiografi Portabel (*Portable Exposure Camera*), Kendali Kabel Pendorong (*Drive Cable Control*) yang digunakan, status dan

perilaku operator radiografi dalam pengoperasian sistem peralatan tersebut.

a. Kondisi Sistem Peralatan Radiografi.

Kondisi peralatan radiografi industri yang digunakan di lapangan yang tidak memenuhi standar turut memberikan kontribusi sangat signifikan dalam hal terjadinya kegagalan penggunaan produk sumber tertutup Iridium – 192.



Gambar 7. Sistem Peralatan Radiografi

b. Status Dan Perilaku Operator

Status dan perilaku operator dalam mengoperasikan peralatan radiografi industri yang tidak mengikuti prosedur baku juga turut memberikan kontribusi yang sangat signifikan dalam hal terjadinya kegagalan penggunaan produk sumber tertutup Iridium – 192. Pada umumnya terjadinya kegagalan yang disebabkan perilaku operator antara lain adalah pekerja kurang pengetahuan dan keterampilan dalam mengoperasikan alat, kurang hati-hati. Bagi para operator perlu adanya persyaratan/ kualifikasi khusus dan harus diikuti untuk mengoperasikannya. Selain itu sistem pelatihan perlu dievaluasi dan ditindaklanjuti

3. HASIL DAN PEMBAHASAN

3.1. Lepasnya Sambungan *Outer Capsule* Dengan *Pigtail*

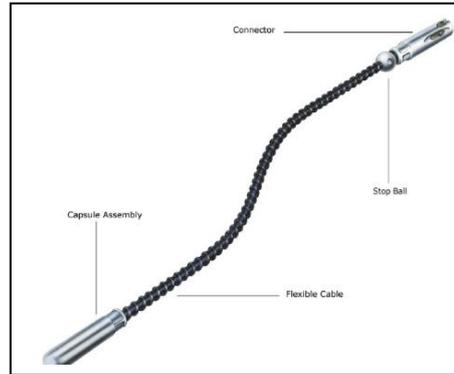
Kasus lepasnya sambungan antara *outer capsule* dengan *pigtail* seperti yang pernah terjadi di Pulau Batam

pada tahun 2002 kemungkinan disebabkan karena :

- Kurang kuatnya kualitas sambungan antara *outer capsule* dan *pigtail*. Kondisi ini dapat terjadi karena ujung *pigtail* kurang masuk ke dalam lubang sambungan *outer capsule* sehingga hasil ***crimping*** kurang kuat. Pemasukan *pigtail* ke dalam lubang *outer capsule* dengan sistem ulir seperti buatan dari Korea Selatan dapat lebih menjamin kekuatan hasil sambungan. Faktor lain bisa disebabkan karena alat uji tarik belum terkalibrasi ulang sehingga penunjukkan angka sebesar 120 lbs diragukan keakuratannya.
- Adanya tindakan kekerasan mekanik dengan kekuatan yang jauh lebih besar dari 120 lbs yang dilakukan oleh operator pada saat ***loading*** dan ***unloading*** sumber dikarenakan kondisi peralatan (*control cable*, *remote control crank*, *source guide tubes*) yang sudah tidak memenuhi standar.

Tindakan kekerasan mekanik yang dilakukan secara berulang-ulang dengan kondisi peralatan yang tidak memenuhi standar dan cara

pengoperasian yang tidak sesuai prosedur yang semestinya, sangat mempengaruhi hasil penyambungan *outer capsule* dengan *pigtail*.



Gambar 8. Produk Sumber Tertutup Ir – 192

3.2. Lepasnya Hasil Pengelasan *Outer Capsule*.

Kasus lepasnya hasil pengelasan *outer capsule* yang mengakibatkan keluarnya *inner capsule* seperti yang pernah terjadi di Tanjung Jabung – Lampung pada tahun 2003, di Ambon – Maluku pada tahun 2007, di Pulo Gadung pada tahun 2008 dan Pulau Batam pada tahun 2009, kegagalannya terjadi disebabkan lepasnya bagian atas dari *outer capsule* sementara bagian bawahnya tetap tersambung dengan *pigtail*. Jenis kegagalan ini kemungkinan dapat disebabkan karena :

a. Kualitas hasil pengelasan *outer capsule* yang kurang bagus dan tidak memenuhi standar (lebar hasil

pengelasan di bawah interval 2 – 3 mm).

b. Kekurangcermatan pengamatan dalam pengujian secara visual terhadap hasil pengelasan *outer capsule* baik dengan teleskop maupun dengan kamera, mengakibatkan penampakan adanya cacat lubang, patahan atau lubang tembus pada profil pulsa tidak dapat terlihat dengan jelas.

c. Kekurangcermatan pengamatan dalam pengujian kebocoran terhadap hasil pengelasan *outer capsule* dengan metode gelembung udara (*bubble test*), mengakibatkan penampakan adanya kebocoran yang ditandai oleh kecepatan pembentukan gelembung udara yang

lebih cepat dibandingkan dengan gelembung udara normal dari sekeliling kapsul tidak terlihat dengan jelas.

- d. Adanya tindakan kekerasan mekanik yang mampu merusak kualitas hasil pengelasan *outer capsule* yang dilakukan oleh operator pada saat *loading* dan *unloading* sumber dikarenakan kondisi peralatan (*control cable, remote control crank, source guide tubes*) yang tidak memenuhi standar.

3.3. Lepasnya Hasil Pengelasan *Inner Capsule*.

Kegagalan penggunaan produk sumber tertutup Iridium-192 dalam bentuk lepasnya hasil pengelasan *inner capsule* yang mengakibatkan keluarnya *disk* Iridium-192 dari dalam *inner capsule* seperti yang terjadi pada tahun 2011 di daerah Kutai Kertanegara, Kalimantan Timur, kemungkinan dapat disebabkan karena :

- a. Kualitas hasil pengelasan *inner capsule* yang kurang bagus (hasil pengelasan kurang menutup rapat celah yang ada antara tutup dan bagian bawah *inner capsule*).
- b. Kekurangcermatan pengamatan dalam pengujian secara visual terhadap hasil pengelasan *inner*

capsule baik dengan teleskop maupun dengan kamera mengakibatkan penampakan adanya cacat lubang, patahan atau lubang tembus pada profil pulsa tidak dapat terlihat dengan jelas.

- c. Kekurangcermatan pengamatan dalam pengujian kebocoran terhadap hasil pengelasan *inner capsule* dengan metode gelembung udara (*bubble test*), mengakibatkan penampakan adanya kebocoran yang ditandai oleh kecepatan pembentukan gelembung udara yang lebih cepat dibandingkan dengan gelembung udara normal dari sekeliling kapsul tidak terlihat dengan jelas.
- d. Adanya tindakan kekerasan mekanik yang mampu merusak kualitas hasil pengelasan *inner capsule* yang dilakukan oleh operator pada saat *loading* dan *unloading* sumber dikarenakan kondisi sistem peralatan (khususnya *source guide tubes*) yang tidak memenuhi standar (seperti adanya patahan di bagian dalam).

4. KESIMPULAN

Dari hasil kajian teknis terhadap kegagalan penggunaan produk sumber tertutup Iridium – 192 untuk radiografi

industri di atas, dapat disimpulkan bahwa :

1. Lepasnya sambungan *outer capsule* dan *pigtail* bisa disebabkan karena kurang kuatnya hasil *crimping* dan adanya tindakan kekerasan mekanis dengan kekuatan yang jauh lebih besar dari 120 lbs karena peralatan radiografi yang tidak memenuhi standar dan pengoperasian (*loading* dan *unloading* sumber) yang tidak mengikuti prosedur yang semestinya.
2. Lepasnya hasil pengelasan *outer capsule* bisa disebabkan karena kurang bagusnya kualitas hasil pengelasan dan adanya tindakan kekerasan mekanis yang mampu merusak hasil pengelasan akibat peralatan radiografi yang tidak memenuhi standar dan pengoperasian (*loading* dan *unloading* sumber) yang tidak mengikuti prosedur yang semestinya.
3. Lepasnya hasil pengelasan *inner capsule* bisa disebabkan karena kurang bagusnya kualitas hasil pengelasan (hasil pengelasan kurang menutup rapat celah yang ada antara tutup dan bagian bawah *inner capsule*) dan adanya tindakan kekerasan mekanis yang mampu merusak hasil pengelasan *inner capsule* akibat sistem peralatan radiografi (khususnya *source guide tubes*) yang tidak memenuhi standar (seperti adanya patahan di bagian dalam) dan pengoperasian (*loading* dan *unloading* sumber) tidak mengikuti prosedur yang semestinya.
4. Dari sisi pengguna, kegagalan penggunaan produk sumber tertutup Iridium-192 diantaranya disebabkan tidak semua pengguna memiliki prosedur baku yang mengatur tentang pengoperasian peralatan radiografi secara baik dan benar sesuai dengan sistem jaminan kualitas untuk radiografi industri. Kalaupun prosedur itu ada, hanya sekedar untuk memenuhi persyaratan perizinan ke Badan Pengawas (BAPETEN), sementara kualitas dokumen tersebut tidak bisa dijamin.
5. Kegagalan penggunaan produk sumber tertutup Iridium-192 juga disebabkan para pengguna produk tersebut belum membudayakan kegiatan evaluasi terhadap kualitas pelaksanaan kegiatan radiografi yang telah dilakukannya, baik yang menyangkut kualitas SDM,

kondisi sistem peralatan maupun sistem manajemen.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] Manual manufaktur sumber tertutup Iridium – 192, Amersham, 1993.
- [2] IAEA, *Lessons Learned from Accident in Industrial Radiography*, Safety Report Series, No. 7, Vienna, 1998.
- [3] SUHAEDI MUHAMMAD, Kajian Lepasnya Inner Capsule Dari Dalam Outer Capsule Dan Lepasnya Disk Ir – 192 Dari Dalam *Inner Capsule* Di PT. Kaliraya Sari, Handil, Kutai Kertanegara, Kalimantan Timur, 2011.
- [4] SUHAEDI MUHAMMAD, Kajian Kandungan Aktivitas Dan Jumlah Disk Ir – 192 Yang Berasal Dari Komponen Produk Ir – 192 Dan Barang Lain Yang Dikirim Dari PT. Kaliraya Sari, Handil, Kutai Kertanegara, Kalimantan Timur, 2011.
- [5] DNV- *Systematic Cause Analysis Technique (Scat)*

1. Endang Kunarsih (BAPETEN)

Bagaimana rekomendasi untuk menghindari kegagalan penggunaan sumber dalam radiografi industri, dalam kaitannya dengan aspek manufaktur, aspek peralatan, aspek personil. Bagaimana penerapan Perka no 4 BAPETEN tahun 2010 tentang SMFK terhadap fasilitas Radigrafi Industri

Jawaban:

1. Kontrol kualitas pada tiap tahapan produksi harus lebih ditingkatkan lagi ketelitiannya. Peralatan harus senantiasa terkalibrasi dan senantiasa terawat dengan baik. Ketrampilan personil harus senantiasa ditingkatkan. Perlu ada implementasi dari PERKA no 4 yang mudah dimengerti dan dipahami terkait dengan aspek teknis sehingga bisa diterapkan dilapangan.

TANYA JAWAB

PERKIRAAN PENERIMAAN DOSIS EKSTERNA PADA PROSES PERAKITAN GENERATOR Tc-99m

Suhaedi Muhammad, Nur Rohmah, Rimin Sumantri

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

email : suhaedi.muhammad@yahoo.com

ABSTRAK

PERKIRAAN PENERIMAAN DOSIS RADIASI EKSTERNAL PADA PROSES PERAKITAN GENERATOR Tc-99m. Perkiraan penerimaan dosis radiasi eksternal para pekerja radiasi pada proses perakitan Generator Tc-99m telah dilakukan. Perkiraan dilakukan dengan menggunakan data hasil pemantauan proses perakitan Generator Tc-99m dari Laporan Operasi Instalasi Produksi Radioisotop Dan Radiofarmaka (IPRR) periode Triwulan I Tahun 2008 dan sudah disampaikan ke BAPETEN. Variabel yang digunakan untuk perkiraan penerimaan dosis berdasarkan pada jumlah Generator Tc-99m yang dirakit, nilai paparan radiasi pada beberapa lokasi perakitan dan waktu yang dibutuhkan untuk masing-masing tahapan perakitan di setiap lokasi. Penelitian menunjukkan bahwa penerimaan dosis oleh pekerja masih di bawah Nilai Batas Dosis (NBD) bulanan, kecuali di dua lokasi yaitu lokasi pemasangan boks dan enklosur Generator Tc-99m serta lokasi pemasangan baut untuk boks Generator Tc-99m yang nilainya melebihi dari NBD bulanan tapi masih di bawah NBD triwulanan.

Kata kunci : Dosis eksternal, Generator Tc-99m

ABSTRACT

The Estimation of Occupational Dose for external exposure to the Assembly of Tc-99m Generator. The estimation of occupational dose for external exposure to the radiation workers has been carried out. The study was performed by using data of monitoring of the assembly process of Tc-99m generator that come from operation report of the Radioisotopes and Radiopharmaceutical Production (IPRR) for period of the first quarterly of 2008 and has been submitted to BAPETEN. The variables used for estimation of occupational dose based on number of Tc-99m Generator is assembled, radiation exposure at several assembly location and time required for each stage of assembly site. The study obtained showed that occupational dose by workers still below the Dose Limit Value (NBD) monthly, except in two locations namely the box mounting location and the enclosure of Tc-99m Generator and as well the bolt mounting location to the box of Tc-99m Generator whose value is exceeds the dose limit value monthly but still below the quarterly.

Keyword : External dose, Tc-99m Generator

1. PENDAHULUAN

1.1. Latar Belakang

Salah satu produk radiofarmaka yang digunakan oleh beberapa rumah sakit di Indonesia untuk keperluan diagnosis fungsi dan anatomis organ tubuh adalah Generator Tc – 99m. Produk radiofarmaka ini mempunyai bentuk kimia sebagai Sodium Perchnetate ($\text{Na}^{99\text{m}}\text{TcO}_4$) dalam 0.9% larutan salin dengan tingkat kemurnian radiokimia $^{99\text{m}}\text{TcO}_4^- \geq 95\%$.

Indonesia sejak tahun 1989 telah memiliki fasilitas produksi radioisotop dan radiofarmaka yaitu Instalasi Produksi Radioisotop Dan Radiofarmaka (IPRR) termasuk di dalamnya fasilitas perakitan Generator Tc-99m. Pengelolaan IPRR ini sejak tahun 1989 berada dalam manajemen Pusat Produksi Radioisotop (PPR) – BATAN. Namun sejak tahun 1996, pengelolaan manajemen IPRR beralih ke PT Batan Teknologi (Persero), sebuah Badan Usaha Milik Negara (BUMN) yang bergerak dalam bidang nuklir.

Instalasi Produksi Radioisotop Dan Radiofarmaka (IPRR) sejak awal beroperasinya tahun 1990 sampai dengan sekarang telah memasok

produk Generator Tc – 99m ke beberapa rumah sakit, diantaranya adalah : Rumah Sakit Hasan Sadikin – Bandung, Rumah Sakit Pusat Pertamina - Jakarta, Rumah Sakit Kanker Dharmasih – Jakarta, Rumah Sakit Jantung Harapan Kita – Jakarta, Rumah Sakit Dr. Kariadi – Semarang, Rumah Sakit Dr. Sardjito – Jogjakarta dan Rumah Sakit Dr. Soetomo – Surabaya.

Untuk mengetahui seberapa besar dampak radiologi yang dialami oleh pekerja radiasi yang terlibat pada proses perakitan Generator Tc – 99m, perlu dilakukan pengamatan seberapa besar dosis eksterna yang diterima.

1.2. Tujuan

Upaya kajian ini dilakukan untuk mengetahui perkiraan besarnya dosis eksterna yang diterima oleh pekerja radiasi yang terlibat pada proses perakitan Generator Tc – 99m tanpa harus menunggu hasil evaluasi TLD – badge.

1.3. Masalah

Besarnya paparan radiasi yang diterima oleh pekerja radiasi yang terlibat dalam kegiatan proses perakitan Generator Tc – 99m selama ini secara khusus belum

dilakukan pengamatan rinci seberapa besar dosis eksterna yang ditimbulkan akibat adanya paparan radiasi tersebut. Dengan adanya pengamatan rinci ini dapat diketahui apakah dosis eksterna yang diterima oleh pekerja radiasi yang terlibat dalam kegiatan proses perakitan Generator Tc – 99m masih dalam batas yang diizinkan atau tidak.

2. BAHAN DAN METODOLOGI

2.1. Pemantauan Paparan Radiasi.

Pemantauan besarnya paparan radiasi pada saat berlangsungnya proses perakitan Generator Tc – 99m dilakukan pada beberapa titik lokasi, yaitu :

1. Tempat keluar leadpot (kontener yang berisi kolom Generator) dari dalam Hot Cell Generator.
2. Tempat pemasangan fluidpath untuk sistem Generator.
3. Tempat pemasangan boks dan enklosur Generator.
4. Tempat pemasangan baut untuk boks Generator.
5. Tempat pemeriksaan kendali kualitas tahap pertama.
6. Tempat pemeriksaan kendali kualitas tahap kedua.

Pemantauan paparan radiasi pada lokasi - lokasi tersebut di atas dilakukan pada arah organ kritis.

Di setiap lokasi pemantauan, disamping dicatat berapa besarnya nilai paparan radiasi juga dicatat berapa lama waktu yang dibutuhkan oleh pekerja radiasi yang bertugas di lokasi tersebut untuk menyelesaikan tahapan perakitan Generator.

Dari keenam lokasi pemantauan, biasanya yang memiliki potensi paparan radiasi cukup besar adalah lokasi 3 dan 4 yaitu tempat pemasangan boks dan enklosur serta tempat pemasangan baut untuk boks Generator. Di lokasi ini pekerja radiasi kontak langsung dengan lead pot Generator dengan waktu yang relatif cukup lama dari lokasi lain. Sedangkan di lokasi 6, hanya akan ada paparan radiasi yang cukup besar bila ada penggantian fluid path, namun kondisi ini sangat jarang terjadi.

2.2. Perkiraan Besarnya Dosis Radiasi Yang Diterima Pekerja Radiasi.

Dengan diketahuinya nilai paparan radiasi dan waktu kontak yang dialami oleh tiap – tiap pekerja radiasi yang ada di tiap – tiap lokasi pemantauan, maka dapat diperkirakan besarnya dosis

radiasi (dalam mSv) yang diterima oleh pekerja radiasi pada saat melakukan proses perakitan Generator Tc-99m melalui persamaan :

$$D = \frac{(\text{Paparan Radiasi} \times \text{waktu kerja})}{6000} \quad (1)$$

)

Dengan paparan radiasi dalam satuan mR/jam, waktu kerja dalam menit serta angka 6000 menyatakan faktor konversi dari mR ke mSv dan jam ke menit.

Besarnya nilai dosis radiasi yang diterima oleh pekerja radiasi yang bertugas pada masing – masing titik lokasi diakumulasikan sesuai dengan jumlah Generator Tc – 99m yang dirakit di setiap proses.

Akumulasi nilai dosis ini selanjutnya dibandingkan dengan Nilai Batas Dosis (NBD) mingguan, bulanan atau triwulanan.

Dengan cara membandingkan khususnya terhadap NBD mingguan, maka dapat dibuat pengaturan pekerja radiasi yang terlibat pada proses perakitan Generator Tc – 99m, sehingga pekerja radiasi tersebut terhindar dari menerima dosis yang melebihi NBD.

3. HASIL DAN PEMBAHASAN

3.1. Hasil Pemantauan Paparan Radiasi.

Untuk keperluan perkiraan besarnya dosis eksternal yang diterima oleh pekerja radiasi yang terlibat pada kegiatan proses perakitan Generator Tc – 99m digunakan data hasil pemantauan paparan radiasi seperti yang tercantum di dalam Laporan Operasi Instalasi Produksi Radioisotop Dan Radiofarmaka (IPRR) khususnya Periode Triwulan I Tahun 2008 sebagaimana yang sudah dikirim ke BAPETEN.

Di lokasi 1, 2, 5 dan 6 untuk menyelesaikan satu buah Generator Tc – 99m rata – rata membutuhkan waktu sekitar 2 menit. Sedangkan untuk lokasi 3 dan 4 rata – rata membutuhkan waktu sekitar 3 menit.

Besarnya akumulasi nilai paparan radiasi yang dihadapi oleh pekerja radiasi yang bertugas di masing – masing titik lokasi selama periode Triwulan 1 tahun 2008, secara lengkap diberikan pada Tabel 1.

Dari Tabel 1 terlihat bahwa nilai paparan radiasi yang diterima pekerja radiasi di lokasi 3 dan 4 pada setiap proses perakitan Generator Tc – 99m jauh lebih besar dari lokasi – lokasi lainnya. Pada lokasi 2, 5 dan 6 terpasang *Top Barrier Shield* dimana pada masing – masing lokasi tersebut ada *leadglass* yang berfungsi sebagai

shielding sehingga radiasi yang diterima oleh pekerja radiasi pada arah organ kritis relatif lebih kecil.

Dengan nilai paparan radiasi yang jauh lebih besar dari titik lokasi lain, maka pekerja radiasi yang bertugas di lokasi 3 dan 4 akan menerima dosis radiasi eksternal lebih besar dibandingkan dengan pekerja radiasi yang bertugas di titik lokasi lain (lokasi 2, 5 dan 6).

3.2. Hasil Perkiraan Besarnya Dosis Eksterna.

Dengan diketahuinya akumulasi nilai paparan radiasi dan akumulasi waktu yang dibutuhkan oleh pekerja radiasi guna menyelesaikan suatu tahapan proses perakitan Generator Tc – 99m, maka melalui persamaan (1) dapat diperkirakan besarnya dosis radiasi eksternal yang diterima.

Berdasarkan Tabel 1, bila dibuat prosentase terhadap NBD bulanan akan diperoleh hasil sebagaimana diberikan pada Tabel 2.

Dari Tabel 2, terlihat bahwa perkiraan akumulasi besarnya dosis radiasi yang akan diterima oleh pekerja radiasi yang secara tetap selama 1 bulan bekerja di suatu lokasi tertentu persentasenya masih dibawah NBD bulanan, kecuali di lokasi 4 pada bulan Januari 2008 nilainya melebihi NBD bulanan (1,8198 mSv = 108,97%).

Berdasarkan Tabel 1, untuk menghindari adanya penerimaan akumulasi dosis yang mendekati bahkan melebihi NBD, maka harus dibuat pengaturan pertukaran lokasi kerja dimana seorang pekerja radiasi dalam suatu periode tidak hanya bekerja di satu lokasi tertentu. Khusus untuk pekerja radiasi yang bertugas di lokasi 3 dan 4 harus dilengkapi dengan perlengkapan proteksi radiasi personal seperti baju apron dan kacamata Pb)

4. KESIMPULAN

Dari hasil kajian terhadap perkiraan besarnya dosis radiasi eksternal yang diterima oleh pekerja radiasi yang terlibat dalam kegiatan proses perakitan Generator Tc – 99m dapat disimpulkan bahwa :

1. Akumulasi nilai dosis yang diterima pekerja radiasi dalam satu bulan untuk lokasi 1,2, 5 dan 6 rata – rata persentasenya di bawah 50% NBD bulanan.
2. Akumulasi nilai dosis yang diterima pekerja radiasi dalam satu bulan untuk lokasi 3 dan 4 persentasenya di atas 50% NBD bulanan, bahkan pada bulan Januari 2008 untuk lokasi 4 nilainya melebihi NBD bulanan (1,8198 mSv = 108,97% dari NBD bulanan), namun akumulasi dosis

triwulannya masih di bawah NBD triwulanan ($4,1102 \text{ mSv} = 82,2 \% \text{ dari NBD triwulanan}$).

3. Untuk menghindari adanya penerimaan akumulasi dosis yang mendekati atau bahkan melebihi NBD baik bulanan maupun triwulanan, maka harus dibuat pengaturan pertukaran lokasi kerja dimana seorang pekerja radiasi dalam suatu periode tidak hanya bekerja di satu lokasi tertentu.
4. Guna menghindari adanya penerimaan akumulasi dosis yang cukup besar, maka pekerja radiasi yang bertugas di lokasi 4 harus dilengkapi dengan perlengkapan proteksi radiasi personil.

DAFTAR PUSTAKA

- [1]Keputusan Kepala BAPETEN No. 01/Ka-BAPETEN/V-99 tentang Ketentuan Keselamatan Kerja Terhadap Radiasi.
- [2]Peraturan Pemerintah No. 33 tahun 2007 tentang Keselamatan dan Kesehatan Terhadap Pemanfaatan Radiasi Pengion.
- [3]SUHAEDI MUHAMMAD, Laporan Operasi Instalasi Produksi Radioisotop Dan Radiofarmaka (IPRR) Periode Tahun 2008, Divisi Produksi – PT Batan Teknologi (Persero), 2008.

[4]SUHAEDI MUHAMMAD, Sistem Keselamatan Instalasi Produksi Radioisotop Dan Radiofarmaka (IPRR), Serpong, 1998.

TANYA JAWAB

1. Djarwanti (PRR-Batan)
 - a. Apakah perkiraan penerimaan dosis eksterna memperhitungkan penerimaan paparan lingkungan selain dari saat kegiatan perakitan generator Tc-ggm
 - b. Tindakan koreksi apa yang dilakukan jika hitungan perkiraan dosis eksterna berbeda dengan dosis yang dictat TLD atau dosimeter lain

Jawaban:

- a. Perkiraan penerimaan dosis eksterna sudah memperhitungkan penerimaan paparan radiasi di sekitar fasilitas perakitan generator Tc-ggm (paparan radiasi yang digunakan sudah dikurangi paparan radiasi latar).
- b. Tindakan yang dilakukan adalah pemeriksaan kondisi alat ukur radiasi (surveymeter) dan koordinasi dengan pihak PTLR-Batan sebagai pihak yang melakukan evaluasi TLD-Badge

Tabel 1. Nilai Paparan Radiasi dan Perkiraan Nilai Dosis Radiasi Eksterna

NO.	TANGGAL	JUMLAH PRODUK	PELAKSANAAN PEMANTAUAN								
			LOKASI 1			LOKASI 2			LOKASI 3		
			TOTAL WAKTU (menit)	TOTAL PAPARAN (mR/j)	DOSIS RADIASI (mSv)	TOTAL WAKTU (menit)	TOTAL PAPARA N (mR/j)	DOSIS RADIASI (mSv)	TOTAL WAKTU (menit)	TOTAL PAPARAN (mR/j)	DOSIS RADIASI (mSv)
01.	03-Jan-08	7	14	7	0,0163	14	7	0,0163	21	35	0,1225
02.	09-Jan-08	8	16	67,2	0,1792	16	32	0,0853	21	80	0,2800
03.	17-Jan-08	10	20	34	0,1133	20	30	0,1000	30	66	0,3300
04.	24-Jan-08	6	12	96	0,1920	14	13,2	0,0308	21	60	0,2100
05.	31-Jan-08	9	18	12,6	0,0378	18	18	0,054	27	73,8	0,3321
SUB TOTAL 1					0,5387			0,2865			1,2746
06.	06-Feb-08	10	20	38	0,1267	20	20	0,0667	30	66	0,3300
07.	14-Feb-08	9	18	54	0,1620	18	21,6	0,0648	27	75,6	0,3402
08.	21-Feb-08	7	14	28	0,0653	14	21	0,0490	21	56	0,1960
09.	28-Feb-08	7	14	63	0,1470	14	14	0,0327	21	70	0,2450
SUB TOTAL 2					0,5010			0,2131			1,1112
10.	05-Mar-08	9	18	90	0,2700	18	40,5	0,1215	27	180	0,8100
11.	13-Mar-08	7	14	23,8	0,0555	14	15,4	0,0359	21	63	0,2205
12.	19-Mar-08	8	16	25,6	0,0683	16	11,2	0,0299	24	73,6	0,2944
13.	27-Mar-08	8	16	83,8	0,2235	16	22,4	0,0597	24	56	0,2240
SUB TOTAL 3					0,6173			0,2470			1,5489
TOTAL					1,6569			0,7466			3,9347

Tabel 2. Nilai Paparan Radiasi dan Perkiraan Nilai Dosis Radiasi Eksterna

NO.	TANGGAL	JUMLAH PRODUK	PELAKSANAAN PEMANTAUAN								
			LOKASI 4			LOKASI 5			LOKASI 6		
			TOTAL WAKTU (menit)	TOTAL PAPAN (mR/j)	DOSIS RADIASI (mSv)	TOTAL WAKTU (menit)	TOTAL PAPAN (mR/j)	DOSIS RADIASI (mSv)	TOTAL WAKTU (menit)	TOTAL PAPAN (mR/j)	DOSIS RADIASI (mSv)
01.	03-Jan-08	7	21	70	0,2450	14	8,4	0,0196	14	56	0,1307
02.	09-Jan-08	8	21	160	0,5600	16	32	0,0853	16	48	0,1280
03.	17-Jan-08	10	30	100	0,5000	20	30	0,1000	14	56	0,1307
04.	24-Jan-08	6	18	96	0,2880	12	16,8	0,0336	12	20,4	0,0408
05.	31-Jan-08	9	27	50,4	0,2268	18	19,8	0,0594	18	63	0,189
SUB TOTAL 1					1,8198			0,2979			0,6191
06.	06-Feb-08	10	30	62	0,3100	20	62	0,2067	20	40	0,1333
07.	14-Feb-08	9	27	90	0,405	18	45	0,135	18	54	0,1620
08.	21-Feb-08	7	21	70	0,2450	14	25,2	0,0588	14	29,4	0,0686
09.	28-Feb-08	7	21	35	0,1225	14	21	0,0490	14	56	0,1307
SUB TOTAL 2					1,0825			0,4495			0,4946
10.	05-Mar-08	9	27	108	0,4860	18	45	0,1350	18	90	0,2700
11.	13-Mar-08	7	21	49	0,1715	14	29,4	0,0686	14	29,4	0,0686
12.	19-Mar-08	8	24	65,6	0,2624	16	11,2	0,0299	16	65,6	0,1749
13.	27-Mar-08	8	24	72	0,2880	16	35,2	0,0939	16	41,6	0,1109
SUB TOTAL 3					1,2079			0,3273			0,6245
TOTAL					4,1102			1,0747			1,7382

Tabel 3. Prosentase Dosis Yang Diterima Terhadap NBD Bulanan

NO.	BULAN	NBD BULANAN (mSv)	LOKASI 1		LOKASI 2		LOKASI 3		LOKASI 4		LOKASI 5		LOKASI 6	
			DOSIS (mSv)	%NB D	DOSIS (mSv)	%NBD	DOSIS (mSv)	%NBD	DOSIS (mSv)	%NBD	DOSIS (mSv)	%NBD	DOSIS (mSv)	%NB D
01.	Januari 2008.	1,67	0,5387	32,26	0,2865	17,16	1,2746	76,32	1,8198	108,97	0,2979	17,84	0,6191	37,07
02.	Februari 2008.	1,67	0,5010	30,00	0,2131	12,76	1,1112	66,54	1,0825	64,82	0,4495	26,92	0,4946	29,62
03.	Maret 2008.	1,67	0,6173	36,96	0,2470	14,79	1,5489	92,75	1,2079	72,33	0,3273	19,60	0,6245	37,40

UJI KEBOCORAN RADIASI DAN PENENTUAN AKTIVITAS MAKSIMUM PADA KAMERA GAMMA RADIOGRAFI INDUSTRI JENIS PORTABEL

B.Y. Eko Budi Jumpeno dan Rofiq Syaifudin

PTKMR – BATAN, Jakarta 12070, email: eko_jumpeno@yahoo.com

ABSTRAK

UJI KEBOCORAN RADIASI DAN PENENTUAN AKTIVITAS MAKSIMUM PADA KAMERA GAMMA RADIOGRAFI INDUSTRI JENIS PORTABEL. Uji kebocoran radiasi dan penentuan aktivitas maksimum pada kamera gamma radiografi portabel tipe Amertest 660 B S/N B1822 telah dilakukan. Uji kebocoran radiasi pada kamera gamma radiografi industri jenis portabel ini perlu dilakukan untuk memastikan bahwa laju dosis di area kamera gamma masih pada batas yang ditentukan dalam standar nasional yang besarnya adalah 2 mSv/jam pada permukaan kamera gamma, 0,5 mSv/jam pada jarak 50 mm dari permukaan, dan 0,02 mSv/jam pada jarak 1 meter dari permukaan kamera gamma. Metoda pengujian yang diterapkan mengacu pada SNI ISO 3999:2008 klausul 5.3. dan 6.4.1. tentang laju dosis ekivalen ambien di area kontainer paparan dan uji efisiensi perisai. Uji kebocoran radiasi ini merupakan bagian dari uji kepatuhan (compliance test) berdasarkan Peraturan Kepala BAPETEN No. 7 Tahun 2009 khususnya Pasal 44 Ayat (1) huruf f. Pelaksanaan uji kebocoran dilakukan dengan mengukur laju dosis faktual pada kondisi kamera gamma tidak berisi sumber radioaktif dan kondisi kamera gamma berisi sumber radioaktif Ir-192 yang aktivitasnya sudah diketahui. Hasil analisis pengujian menunjukkan bahwa kamera gamma radiografi industri jenis portabel dinyatakan tidak bocor untuk pemakaian radionuklida Ir-192 dengan aktivitas maksimum 82,673 Curie. Dengan pelaksanaan uji kebocoran dan penentuan aktivitas maksimum pada kamera gamma radiografi industri ini maka salah satu ketentuan dalam Perka BAPETEN No. 7 Tahun 2009 dapat dipenuhi dan menjamin keselamatan pemanfaatan peralatan radiografi gamma industri dalam hal kebocoran radiasi.

Kata kunci: aktivitas, dosis, kebocoran, kamera gamma, maksimum, portabel, radiografi industri,

ABSTRACT

RADIATION LEAKAGE TEST AND MAXIMUM ACTIVITY DETERMINATION ON PORTABLE INDUSTRIAL RADIOGRAPHY GAMMA CAMERA. Radiation leakage test and determination of the maximum activity on the portable radiography gamma camera Amertest 660 B S/N B1822 has been done. Radiation leakage test on the industrial radiography gamma camera of this portable type needs to be done to ensure that the dose rate in the area gamma camera is still on the limits specified in national standards, namely the amount is 2 mSv/h at the surface of the gamma camera, 0.5 mSv/h at a distance 50 mm from the surface, and 0.02 mSv / h at a distance of 1 meter from the surface. Testing method applied refers to SNI ISO 3999:2008 clause 5.3. and 6.4.1. about ambient equivalent dose rate in the exposure area and test of container shielding efficiency. Radiation leakage test is part of the compliance test under the BAPETEN Head Regulation No.. 7 Year 2009, particularly Article 44 Paragraph (1) letter f. Implementation of a leakage test is performed by measuring the dose rate gamma camera factual conditions which is not containing radioactive source and conditions of gamma camera containing Ir-192 radioactive source whose activity is known. The result of the test analysis shows that industrial radiography gamma camera of portable type is declared not leak for the use of Ir-192 radionuclide with a maximum activity of 82.673 Curies. With the implementation of a leakage test and determination of the maximum activity in industrial radiography gamma camera, then one of the provisions in the BAPETEN Head Regulation No.. 7 The year 2009 can be fulfilled and the safety of industrial gamma radiography equipment utilization in terms of radiation leakage is ensured.

Keyword : *activity, dose, leakage, gamma camera, maximum, portable, industrial radiography.*

1. PENDAHULUAN

Dalam dunia industri radiografi, kontainer paparan atau dikenal dengan nama kamera radiografi gamma atau kamera gamma adalah perisai dalam bentuk kontainer yang didesain untuk memungkinkan penggunaan radiasi gamma dan rakitan sumber (*pigtail*) secara terkendali. Merujuk Pasal 44 Ayat (1) butir f Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) No. 7 Tahun 2009 tentang *Keselamatan Radiasi dalam Penggunaan Peralatan Radiografi Industri*, yang dimaksud dengan permukaan peralatan adalah permukaan kamera gamma. Pasal 44 Ayat (1) huruf f menyatakan perlunya melakukan pengukuran tingkat paparan radiasi pada permukaan peralatan [1].

Berdasarkan klausul 4.1. SNI ISO 3999:2008 tentang *Proteksi Radiasi-Peralatan untuk radiografi gamma industri-Spesifikasi untuk kinerja, desain dan uji*, dinyatakan bahwa klasifikasi kamera gamma menurut mobilitasnya dibagi menjadi 3 yaitu kelas P (*portable*), kelas M (*mobile*) dan kelas F (*fixed*)[1]. Kamera gamma kelas P didesain untuk dibawa oleh 1 orang atau lebih. Massanya kurang atau sama dengan 50 kg.

Kamera gamma kelas M didesain untuk dapat dipindahkan dengan mudah menggunakan alat yang sesuai dengan maksud tersebut. Sedangkan kamera gamma kelas F terpasang secara tetap atau mempunyai mobilitas terbatas untuk membatasi lokasi kerja yang ditentukan. Menurut SNI ISO 3999:2008 klausul 6.4.1. dinyatakan bahwa untuk memastikan radiasi yang terjadi masih dalam batas yang ditentukan dalam standar nasional ini maka perlu dilakukan uji kebocoran radiasi pada kamera gamma. Batasan yang dimaksud adalah laju dosis ekuivalen ambien dalam (mSv/jam) atau (mRem/jam) yang nilai maksimum untuk kamera gamma portabel adalah 2 mSv/jam (200 mRem/jam) pada permukaan luar kamera, 0,5 mSv/jam (50 mRem/jam) pada jarak 50 mm dari permukaan luar kamera gamma, dan 0,02 mSv/jam (2 mRem/jam) pada jarak 1 meter dari permukaan luar. Pengukuran laju dosis ekuivalen ambien harus dilakukan pada jarak 1 meter dari permukaan kamera dan juga dilakukan pada permukaan atau pada jarak 50 mm dari permukaan [2]. Untuk kamera gamma *mobile* batasannya adalah 2 mSv/jam (200 mRem/jam) pada permukaan luar kamera, 1 mSv/jam

(100 mRem/jam) pada jarak 50 mm dari permukaan luar, dan 0,05 mSv/jam (5 mRem/jam) pada jarak 1 meter dari permukaan luar kamera gamma. Sedangkan pada kamera gamma *fixed* batasannya adalah 2 mSv/jam (200 mRem/jam) pada permukaan luar, 1 mSv/jam (100 mRem/jam) pada jarak 50 mm dari permukaan luar, dan 0,1 mSv/jam (10 mRem/jam) pada jarak 1 meter dari permukaan luar kamera gamma.

Menurut Publikasi IAEA (*International Atomic Energy Agency*) yang berjudul *Lesson Learned from Accidents in Industrial Radiograph (Safety Report Series No. 7)* disebutkan bahwa industri radiografi menyumbang hampir separo kecelakaan radiasi yang terjadi dalam industri nuklir baik di negara maju maupun negara berkembang [3].

Merujuk kepada Peraturan Kepala BAPETEN No. 7 Tahun 2009 maka uji kebocoran radiasi pada kamera gamma radiografi industri perlu dilakukan. Uji kebocoran radiasi ini merupakan bagian dari uji kepatuhan atau *compliance test* yang perlu dilakukan untuk menjamin bahwa persyaratan keselamatan pada pemanfaatan peralatan radiografi gamma industri sudah dipenuhi.

Dalam uji kebocoran radiasi akan ditentukan berapa aktivitas maksimum yang diperbolehkan digunakan agar kamera radiografi industri dinyatakan tidak bocor. Dalam tulisan ini pembahasan uji kebocoran radiasi kamera gamma dibatasi hanya pada kamera gamma radiografi industri jenis portabel dengan radionuklida Ir-192. Metoda uji yang digunakan adalah metoda yang terdapat dalam SNI ISO 3999:2008 tentang uji efisiensi perisai.

2. TINJAUAN PUSTAKA

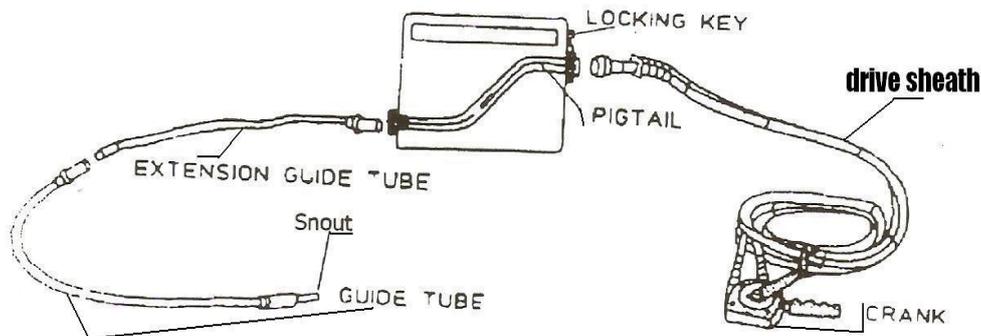
Peralatan Radiografi Gamma Industri

Kamera gamma yang banyak digunakan untuk keperluan pengujian tak rusak (*non destructive testing*) di Indonesia pada umumnya masuk klas P (*portable*). Sebagian besar kamera gamma ini diklasifikasikan dalam *projection exposure container* yaitu kamera gamma yang mana sumber radioaktif yang dipakai diproyeksikan ke luar kamera menggunakan suatu pengarah (*guide tube*) pada suatu kolimator oleh operator yang berada jauh dari kolimator tersebut.

Peralatan radiografi gamma industri pada dasarnya terdiri dari rakitan sumber (*pigtail*), kamera gamma, unit pemutar (*crank*), kabel pengendali dan

rumah kabel, selongsong proyeksi suatu peralatan radiografi gamma (*guide tube/extension guide tube*), dan industri.

kolimator. Gambar 1. menunjukkan



Gambar 1. Peralatan radiografi gamma industri

Apabila pekerjaan radiografi *exposure container* telah memerlukan area obyek yang kecil, menggabungkan sistem kolimasi ukuran berkas radiasi dapat dikurangi sebagai bagian dari perisai radiasi. dengan menggunakan kolimator Gambar 2 melukiskan berbagai bentuk sebagai pengarah radiasi. Salah satu kolimator. jenis kamera gamma yaitu *shutter*



Gambar 2. Berbagai bentuk kolimator pada peralatan radiografi gamma

Kamera Gamma

Untuk memastikan operator radiografi atau orang lain di sekitarnya tidak menerima paparan yang tidak diperlukan, sumber radioaktif ditempatkan di dalam wadah berperisai pada saat tidak digunakan atau pada saat diangkat. Wadah berperisai ini

dikenal dengan nama kamera gamma.

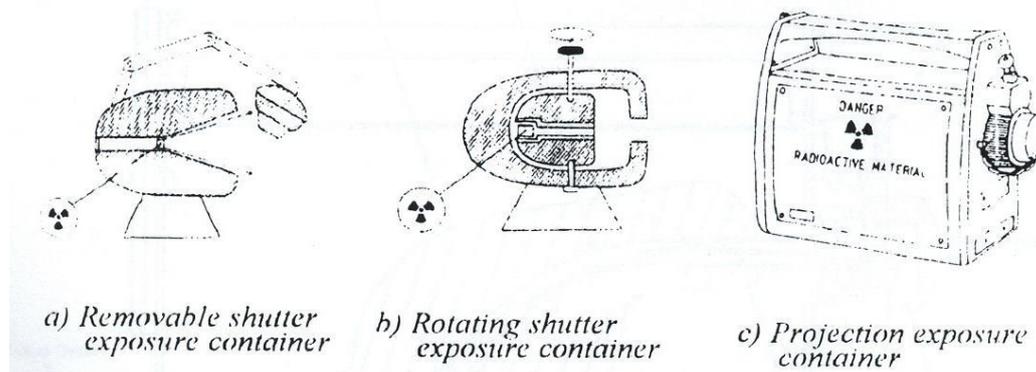
Kamera gamma terbuat dari timbal/uranium susut kadar (*depleted uranium*) yang dikombinasikan dengan selimut baja tahan karat (*stainless steel*) untuk memberikan perlindungan mekanis dan kekuatan. Berdasarkan lokasi sumber radioaktif ketika dalam

posisi kerja, kamera gamma radiografi dibedakan menjadi 3 yaitu:

1. *Removable shutter exposure container*
2. *Rotating shutter exposure container*

3. *Projection exposure container*

Gambar 3 melukiskan berbagai jenis kamera gamma yang digunakan dalam radiografi industri.



Gambar 3. Berbagai jenis kamera gamma yang digunakan dalam radiografi industri

Kamera gamma jenis *shutter exposure container* (Nomor 1 dan 2) adalah jenis kamera gamma yang lokasi sumber tetap berada di dalam kamera gamma ketika dalam kondisi kerja. Pada jenis *removable shutter exposure container* dan dalam kondisi kerja, sumber radioaktif tidak berubah posisi hanya penutup (*shutter*) yang berubah. Pada jenis *rotating shutter exposure container*, *shutter* yang berisi sumber radioaktif diputar pada posisi kerja sehingga mengarah pada kolimator dan memancarkan radiasi melalui kolimator tersebut. Keduanya mengkolimasi dan membatasi ukuran berkas radiasi yang dilepaskan. Pada kamera gamma jenis ini ada yang memiliki mekanisme manual ada pula yang otomatis. Apabila obyek atau

ukuran film melebihi berkas radiasi, sumber radioaktif dapat dipasang pada kolimator yang sesuai untuk melakukan kegiatan radiografi panoramik. Dalam kegiatan ini, operator radiografi biasanya menerima paparan dosis radiasi yang lebih tinggi dibandingkan pada radiografi non panoramik.

Pada kamera gamma jenis *projection exposure container*, sumber diproyeksikan di luar kamera gamma menggunakan peralatan kendali jarak jauh ketika dioperasikan. Saat ini, kamera gamma jenis *projection exposure container* paling banyak dipakai di lapangan dan jenisnya pun sangat banyak misalnya Tech Ops 660, Gammarid-192 dan Spec 2T.



Model 660



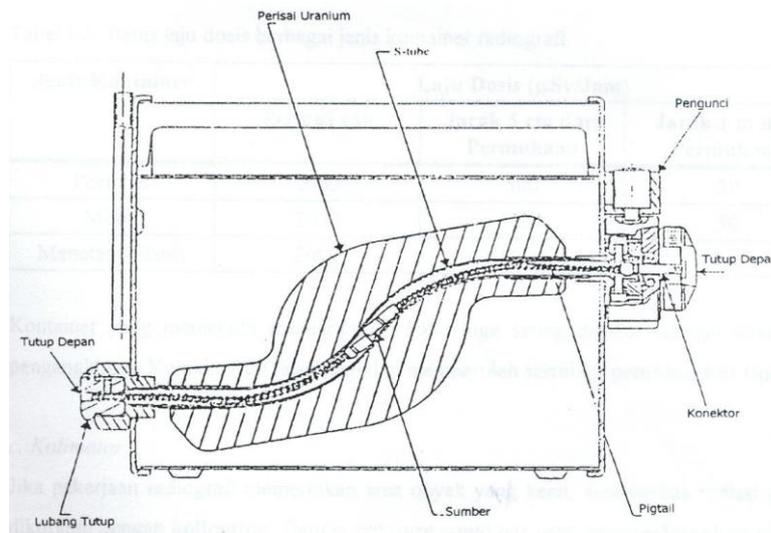
Model 880



Model 680

Gambar 4. Kamera gamma jenis Tech Ops/Sentinel/Ameritest

Di dalam industri radiografi, jenis sumber (*pigtail*). Bagian non-aktif kamera gamma yang banyak digunakan adalah *projection exposure container* atau *crank out camera*. Sumber pengunci yang menjaga rakitan sumber radioaktif terpasang pada ujung rakitan tetap pada center.

Gambar 5. Bagian-bagian kamera gamma jenis *projection exposure container*

S-shape tube (leher bebek) pada penahan radiasi mencegah radiasi tidak memancar keluar. Pada kamera gamma terdapat mekanisme pengaman berupa sistem pengunci. Kamera gamma tidak boleh disimpan atau diangkut dalam

kondisi tidak terkunci dan anak kunci masih tertinggal dalam lubang kunci. Pada saat tidak digunakan, anak kunci tidak boleh ditinggal. Gambar 5 memperlihatkan bagian-bagian kamera

gamma jenis *projection exposure container*.

Uji Kebocoran Radiasi Kamera Gamma dan Penentuan Aktivitas Maksimum

Uji kebocoran radiasi pada kamera gamma radiografi dilakukan untuk memastikan bahwa radiasi yang

diemisikan masih dalam batas yang ditentukan dalam standar/ketentuan yaitu laju dosis ekivalen ambien maksimum. Nilai laju dosis ekivalen ambien maksimum yang dipersyaratkan pada kamera gamma dinyatakan dalam Tabel 1.

Tabel 1. Laju dosis ekivalen ambien maksimum

Kelas	Laju dosis ekivalen ambien maksimum (mSv/jam)/(mRem/jam)		
	Permukaan luar kamera	Jarak 50 mm dari permukaan luar kamera	Jarak 1 m dari permukaan luar kamera
P (Portable)	2 (200)	0,5 (50)	0,02 (2)
M (Mobile)	2 (200)	1 (100)	0,05 (5)
F (Fixed)	2 (200)	1 (100)	0,1 (10)

Sumber: SNI ISO 3999:2008

Sebelum diuji, semua kelengkapan kamera gamma, yaitu alat pemutar, kabel dan rumah kabel, serta selongsong proyeksi harus dilepaskan. Pengukuran kebocoran radiasi dilakukan dalam kondisi kamera gamma terkunci dengan tutup proteksi yang terpasang. Harus dipastikan bahwa permukaan kamera gamma tidak terdapat kontaminasi radioaktif.

Pengukuran laju dosis dilakukan pada permukaan kamera gamma, pada jarak 50 mm dari permukaan dan pada jarak 1 meter dari permukaan kamera. Pengukuran dilakukan pada semua arah pada kondisi tanpa radionuklida dan berisi

radionuklida. Pada kondisi dengan radionuklida, kamera gamma diisi dengan sumber terbungkus yang radionuklida dan aktivitasnya sudah diketahui. Aktivitas maksimum radionuklida diperoleh dengan cara membagi laju dosis ekivalen ambien maksimum terhadap laju dosis faktual hasil pengukuran dan mengalikannya dengan aktivitas sumber pada saat dilakukan pengukurannya. Aktivitas maksimum radionuklida yang diperbolehkan agar tidak bocor dihitung menggunakan persamaan:

$$A_{\max} = (A_{\text{meas.}} \times (D_{\max}/D_{\text{meas.}})) \dots \dots \dots (1)$$

$$D_{\text{meas.}} = D_{\text{meas.DR}} - D_{\text{meas.TR}} \dots \dots \dots (2)$$

$$A_{\text{meas.}} = A_0 \times e^{(-0,693t/T1/2)} \dots \dots \dots (3)$$

Keterangan :

- A_{max} : Aktivitas maksimum radionu-klida yang diperbolehkan dipakai dalam kamera gamma
- A_{meas} : Aktivitas radionuklida saat dilakukan pengukuran laju dosis
- D_{meas} : Laju dosis hasil pengukuran
- $D_{meas.DR}$: laju dosis dengan radionuklida
- $D_{meas.TR}$: laju dosis tanpa radionuklida
- D_{max} : Laju dosis ekivalen ambien maksimum
- A_0 : Aktivitas radionuklida mula-mula
- $T_{1/2}$: Waktu paro radionuklida
- t : Selang waktu dari radionuklida mula-mula sampai saat pengukuran laju dosis

untuk mengukur laju dosis radiasi dalam satuan mRem/jam

3. Radionuklida Iridium 192 (Ir-192) aktivitas 9,49 Ci (20 September 2011)
4. Mistar 1 meter terkalibrasi untuk mengukur jarak

METODE UJI**1. Persiapan**

Kamera gamma dilepaskan dari peralatan kendali jarak jauh (kabel kendali dan *crank*) dan selongsong proyeksi (*guide tube*) kemudian dipastikan bahwa kamera gamma dalam posisi terkunci dengan tutup depan (*plug nut*) serta tutup belakang (*lock cover*) terpasang dengan baik. Dipastikan bahwa kamera gamma bebas dari kontaminasi radioaktif pada permukaan.

3. BAHAN DAN PERALATAN

Bahan dan peralatan yang digunakan dalam uji kebocoran radiasi pada kamera gamma radiografi industri adalah sebagai berikut:

1. Kamera gamma portabel tipe Amertest 660 B yang merupakan jenis *projection exposure container*
2. Surveimeter Radiation Alert Inspector terkalibrasi (FK=0,95)

2. Pengukuran laju dosis radiasi pada kamera gamma tanpa radionuklida

Dipastikan bahwa kamera gamma dalam kondisi kosong tidak berisi radionuklida. Kemudian dilakukan pengukuran laju dosis radiasi pada posisi depan, samping kanan, belakang samping kiri dan atas (Gambar 6 dan 7). Pengukuran dilakukan mula-mula pada jarak 1 meter dari permukaan kamera,

kemudian pada jarak 50 mm dari permukaan, dan terakhir pada permukaan kamera. Masing-masing pengukuran dilakukan 3 kali. Hasilnya dicatat.

Dihitung nilai rata-rata hasil pengukuran laju dosis. Kemudian ditentukan nilai laju dosis faktual paparan radiasi pada kamera gamma dengan cara mengalikannya terhadap faktor kalibrasi (FK).

3. Pengukuran laju dosis radiasi pada kamera gamma yang berisi radionuklida

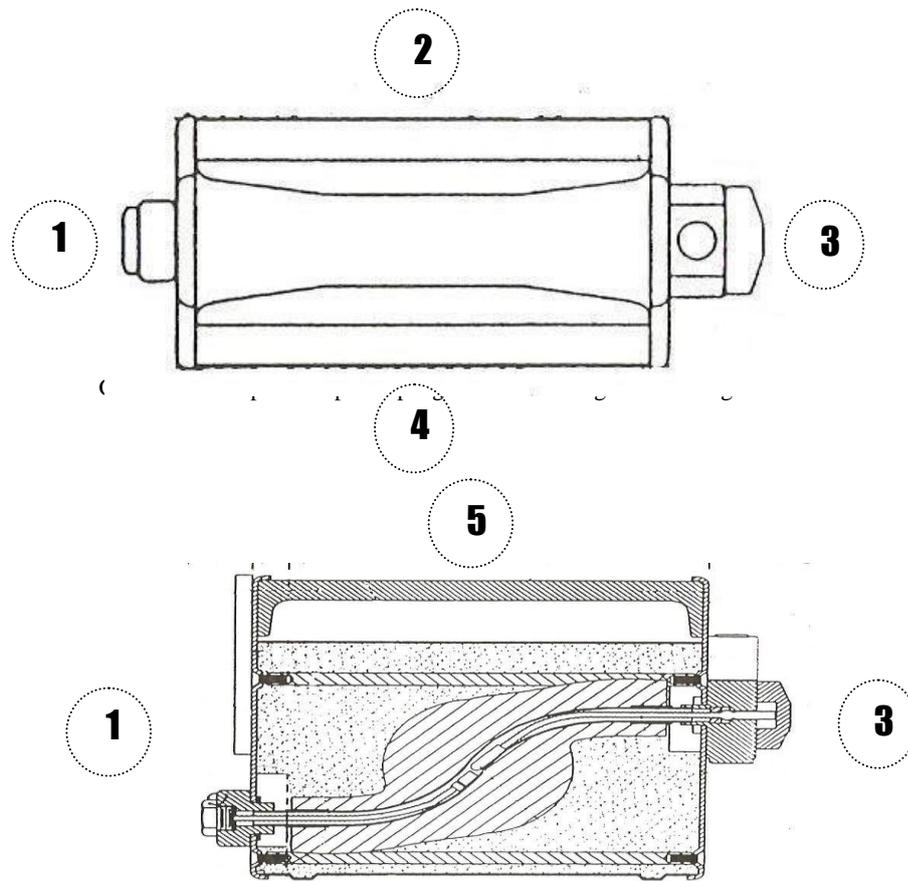
Diidentifikasi jenis radionuklida dalam kamera gamma dan dihitung nilai aktivitas saat dilakukan pengukuran laju dosis. Kemudian dilakukan pengukuran laju dosis radiasi pada posisi depan, samping kanan, belakang samping kiri dan atas. Pengukuran dilakukan mula-mula pada jarak 1 meter dari permukaan kamera, kemudian pada jarak 50 mm dari permukaan, dan terakhir pada permukaan kamera. Masing-masing pengukuran dilakukan 3 kali. Hasilnya dicatat.

Dihitung nilai rata-rata hasil pengukuran laju dosis. Kemudian ditentukan nilai laju dosis faktual paparan radiasi pada kamera gamma dengan cara mengalikannya terhadap faktor kalibrasi (FK).

4. Perhitungan kapasitas maksimum kamera gamma agar tidak bocor

Dilakukan pengurangan laju dosis faktual pada kamera gamma yang berisi radionuklida terhadap laju dosis faktual pada kamera gamma yang kosong. Perhitungan nilai laju dosis ini dilakukan pada semua posisi pengukuran.

Dengan mengacu kepada Tabel Laju Dosis Ekuivalen Ambien Maksimum (Tabel 1.) dihitung nilai aktivitas maksimum radionuklida yang diizinkan digunakan pada kamera gamma agar tidak ada radiasi bocor dengan cara mengalikan nilai terkecil rasio laju dosis ekuivalen ambien maksimum terhadap laju dosis faktual hasil pengurangan dengan nilai aktivitas radionuklida pada saat pengujian.



Gambar 7. Tampak samping kiri posisi pengukuran kamera gamma radiografi

4. HASIL DAN PEMBAHASAN

Laju dosis radiasi pada kamera gamma diukur menggunakan Surveimeter Radiation Alert Inspector S/N 19437 dengan faktor kalibrasi = 0,95. Kamera gamma radiografi yang diuji adalah tipe Amertest 660 B S/N B1822 dengan radionuklida Ir-192 yang memiliki waktu paro 74,5 hari. Kapasitas maksimum kamera gamma dari pabrikan adalah 140 Ci. Hasil perhitungan aktivitas radionuklida saat dilakukan pengukuran laju dosis ($A_{\text{meas.}}$) adalah 8,102 Curie (7 Oktober

2011). Sedangkan aktivitas mula-mula yang tercatat adalah 9,49 Curie (20 September 2011)

Laju dosis radiasi faktual pada berbagai posisi pengukuran hasil pengurangan laju dosis faktual kamera gamma yang berisi radionuklida terhadap laju dosis faktual kamera gamma ketika dalam keadaan kosong dapat dilihat pada Tabel 2. Nilai rasio antara laju dosis ekivalen ambien maksimum terhadap laju dosis radiasi faktual hasil pengurangan ($D_{\text{max.}}/D_{\text{meas.}}$) dapat dilihat pada Tabel

3. Laju dosis radiasi pada aktivitas digunakan pada kamera gamma dapat maksimum yang diperbolehkan dilihat pada Tabel 4.

Tabel 2. Laju dosis radiasi faktual hasil pengukuran pada pengukuran dengan dan tanpa radionuklida

No.	Posisi Pengukuran	Laju dosis radiasi faktual (mRem/jam)		
		Jarak 1 meter	Jarak 50 mm	Permukaan
1.	Depan	0,153	3,107	5,753
2.	Samping kanan	0,049	3,341	6,390
3.	Belakang	0,196	4,192	7,145
4.	Samping kiri	0,048	1,429	1,869
5.	Atas	0,040	2,442	2,843

Tabel 3. Nilai rasio antara laju dosis ekivalen ambien maksimum terhadap laju dosis radiasi faktual hasil pengukuran

No.	Posisi Pengukuran	Jarak 1 meter	Jarak 50 mm	Permukaan
1.	Depan	13,072	16,093	34,764
2.	Samping kanan	40,816	14,966	31,299
3.	Belakang	10,204	11,927	27,992
4.	Samping kiri	41,667	34,990	107,009
5.	Atas	50,000	20,475	70,348

Tabel 4. Laju dosis radiasi pada aktivitas maksimum radionuklida Ir-192 pada kamera gamma Amertest 660 B S/N B1822

No.	Posisi Pengukuran	Laju dosis ekivalen ambien (mRem/jam)		
		Jarak 1 meter	Jarak 50 mm	Permukaan
1.	Depan	1,563	31,749	58,798
2.	Samping kanan	0,505	34,147	65,304
3.	Belakang	2,000	42,846	73,022
4.	Samping kiri	0,485	14,603	19,098
5.	Atas	0,408	24,962	29,059

Nilai terkecil rasio antara laju $A_{\text{meas.}} = 82,673$ Curie. Hal ini berarti dosis ekivalen ambien maksimum bahwa kamera gamma radiografi terhadap laju dosis faktual hasil industri tipe Amertest 660 B S/N pengukuran (Tabel 3), terjadi pada B1822 tidak bocor apabila aktivitas jarak 1 meter dengan posisi sumber radioaktif Ir-192 yang pengukuran “belakang”. Nilai digunakan maksimum sebesar 82,673 ($D_{\text{max.}}/D_{\text{meas.}}$) terkecil adalah 10,204, Curie. sehingga nilai $A_{\text{max.}} = (D_{\text{max.}}/D_{\text{meas.}}) \times$



Gambar 8. Uji kebocoran radiasi pada kamera gamma tipe Amertest 660 B S/N B1822

5. KESIMPULAN DAN SARAN

Uji kebocoran radiasi dan penentuan aktivitas maksimum pada kamera gamma tipe Amertest 660 B S/N B1822 yang dilakukan untuk memenuhi ketentuan dalam Perka BAPETEN No. 7 Tahun 2009 mengacu pada SNI ISO 3999:2008 klausul 6.4.1 dan 5.3. Hasil uji kebocoran radiasi menunjukkan bahwa kamera gamma tidak bocor apabila aktivitas Ir-192 maksimum yang dipakai adalah 82,673 Curie. Metoda uji kebocoran radiasi dan penentuan aktivitas maksimum pada kamera gamma jenis portabel dapat dilakukan juga pada kamera gamma radiografi industri jenis *mobile* dan *fixed*. Berdasarkan hasil uji kebocoran radiasi dan penentuan aktivitas maksimum kamera gamma ini, dapat disusun prosedur baku uji kebocoran dan penentuan aktivitas

maksimum pada kamera gamma radiografi industri jenis portabel.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR, Keselamatan Radiasi dalam Penggunaan Peralatan Radiografi Industri, Perka No. 7 Tahun 2009, Jakarta (2009).
- [2] BADAN STANDARDISASI NASIONAL, Proteksi radiasi-Peralatan untuk radiografi gamma industri-Spesifikasi untuk kinerja, desain dan uji. SNI ISO 3999:2008, Jakarta (2008).
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Lesson Learned from Accidents in Industrial Radiograph*, Safety Series No. 7, Vienna, (2003).
- [4] KANNAN,R., et al, *Quality Assurance Procedure for Functional Performance of*

- Industrial Gamma Radiography Exposure Devices*, BARC Report. Mumbai (2003).
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Radiation Protection and Safety in Industrial Radiography*. Safety Series No. 13, Vienna (1996).
- [6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Manual on Gamma Radiography Incorporating: Application Guide, Procedure Guide and Basic Guide Useful*. Revision 1, Vienna (1996).
- [7] PUSAT PENDIDIKAN DAN PELATIHAN, BATAN, Sumber Radiasi dan Peralatannya, Modul Pelatihan Radiografi Level I, Jakarta (2008).
- [8] JUMPENO, B.Y.E.B, Kajian Terhadap Perka BAPETEN No.7 Tahun 2009 Mengenai Pengujian Peralatan Radiografi Gamma Industri, Buletin ALARA Vol. 12 No. 1, ISSN 1410-4652, Jakarta (2010).
- [10] JUMPENO, B.Y.E.B, Uji Kepatuhan Peralatan Radiografi Gamma Industri Berbasis ISO 3999:2004, Buletin ALARA Vol. 10 No. 3, ISSN 1410-4652, Jakarta (2009)
- [11] JUMPENO, B.Y.E.B, WAHYUDI, dan WIJONO, M, Pengujian Peralatan Radiografi Gamma Industri Dalam Rangka Memenuhi Persyaratan Keselamatan, Prosiding Seminar Keselamatan Nuklir 2009, ISSN 1412-3258, Jakarta (2009)
- [12] WIJONO, M, JUMPENO, B.Y.E.B, dan WAHYUDI, Pengujian Kamera Gamma Radiografi Industri Model Tech Ops 660 B, Prosiding Pertemuan dan Presentasi Ilmiah Fungsional Pengembangan Teknologi Nuklir III, ISSN 1978-9971, Jakarta (2008)

STUDI AWAL UJI BANDING TANGGAPAN Hp(10) PADA DOSIMETER OSL DAN TL

B.Y. Eko Budi Jumpeno¹⁾, Sri Widayati²⁾, dan Huriyatil Afia¹⁾

¹⁾ PTKMR – BATAN, Jakarta 12070, email: eko_jumpeno@yahoo.com

²⁾ PTLR – BATAN, Setu-Tangerang 15310, email: widayati.widayati2@gmail.com

ABSTRAK

STUDI AWAL UJI BANDING TANGGAPAN Hp(10) PADA DOSIMETER OSL DAN TL.

Telah dilakukan uji banding tanggapan Hp(10) dosimeter OSL dan dosimeter TL. Sembilan buah dosimeter OSL tipe Inlight XA, 4 buah diantaranya digunakan untuk pemantauan dosis di Reaktor Serbaguna Siwabessy dan 5 buah sisanya digunakan untuk pemantauan dosis di Pusat Produksi Radioisotop. Dari 4 buah dosimeter OSL di Reaktor Serbaguna Siwabessy, 3 buah dosimeter untuk pemantauan dosis pekerja dan 1 dosimeter sebagai kontrol. Sedangkan dari 5 buah dosimeter untuk pemantauan dosis di Pusat Produksi Radioisotop, 4 buah diantaranya untuk pemantauan dosis pekerja dan 1 dosimeter sebagai kontrol. Sementara itu 5 buah dosimeter TL tipe BGN-7776 digunakan untuk pemantauan dosis di Reaktor Serbaguna Siwabessy, 3 buah dosimeter untuk pemantauan dosis pekerja dan 2 buah dosimeter sebagai kontrol. Sedangkan 6 buah dosimeter TL tipe BG-0110, 4 buah dosimeter diantaranya digunakan untuk pemantauan dosis pekerja di Pusat Produksi Radioisotop dan 2 buah dosimeter sisanya sebagai kontrol. Kedua jenis dosimeter yaitu dosimeter OSL dan dosimeter TL dipakai secara bersamaan oleh pekerja ketika sedang bekerja atau berada di medan radiasi. Setelah jangka waktu pemakaian selama 3 bulan, semua dosimeter ditarik dan dievaluasi. Dosimeter OSL dievaluasi menggunakan OSLD reader Inlight Microstar System sedangkan dosimeter TL dievaluasi menggunakan TLD reader Harshaw model 6600. Hasil evaluasi dan analisis data menunjukkan bahwa nilai perbedaan tanggapan Hp(10) adalah sebesar 2,50 s.d. 32,43% atau rata-rata sebesar 16,60%. Perbedaan nilai Hp(10) dosimeter OSL dengan TLD BGN-7776 berada pada rentang 2,50 s.d. 16,67% atau rata-rata sebesar 8,59%. Sedangkan perbedaan nilai Hp(10) dosimeter OSL dengan TLD BG-0110 berada pada rentang 15,09 s.d. 32,43% atau rata-rata sebesar 22,61%. Untuk lebih memastikan perbedaan tanggapan Hp(10) perlu dilakukan uji profisiensi menggunakan dosimeter OSL dan TL pada dosis acuan yang sama.

Kata kunci: dosimeter OSL, dosimeter TL, Hp(10), dan uji banding.

ABSTRACT

EARLY STUDY OF COMPARATIVE TEST OF Hp(10) RESPONSE ON OSL AND TL DOSIMETERS. Comparative test of Hp (10) response has been conducted for OSL dosimeters and TL dosimeters. Nine OSL dosimeters type Inlight XA, 4 of them were used for dose monitoring in the Siwabessy Multipurpose Reactor and 5 pieces of the rest were used for dose monitoring in Radioisotope Production Center. For 4 pieces of OSL dosimeter in Siwabessy Multipurpose Reactor, 3 dosimeters of them were for dose monitoring of workers and a dosimeter as a control. While, for the 5 pieces of dosimeter in Radioisotope Production Center, 4 of them were for dose monitoring of workers and a dosimeter as a control. The 5 pieces of TL dosimeter type BGN-7776 used in Siwabessy Multipurpose Reactor, 3 dosimeters were for dose monitoring of workers and 2 dosimeter were as a kontrol. Meanwhile, 6 units of dosimeter type BG-0110, 4 of them were used for dose monitoring of workers at the Radioisotope Production Center and the remaining 2 pieces were as a control. Both types of dosimeters, namely OSL and TL dosimeters were used simultaneously by workers at work or in the radiation field. After a period of usage for 3 months, all the dosimeters were withdrawn and evaluated. OSL dosimeters were evaluated using a OSLD reader Inlight Microstar System while the TL dosimeters were evaluated using a Harshaw TLD reader 6600 models. Evaluation results and analysis of data showed that the differences in response to Hp (10) is equal 2.50 up to 32.43% or an average of

16.60%. Differences in the value of $H_p(10)$ with OSL dosimeters and TLD-7776 BGN in the range of 2.50 up to 16.67% or an average of 8.59%. While the difference in the $H_p(10)$ with OSL dosimeters and TLD-0110 BG is in the range of 15.09 up to 32.43% or an average of 22.61%. To further ensure that differences in response to $H_p(10)$, it is necessary to be conducted a proficiency test of OSL and TL dosimeter on the dose at the same reference.

Keyword : OSL dosimeter, TL dosimeter, $H_p(10)$, and comparative test

1. PENDAHULUAN

Optically stimulated luminescence dosemeter (OSLD) atau dosimeter OSL merupakan alat ukur dosis radiasi yang menggunakan induksi optis untuk melepaskan elektron yang terperangkap dalam bahan dosimeter. Dosimeter OSL mirip dengan *thermoluminescence* dosimeter (TLD) atau dosimeter TL. Perbedaannya terletak pada induksi yang digunakan untuk melepaskan muatan elektron. Pada dosimeter TL, induksi yang digunakan adalah panas sedangkan pada dosimeter OSL digunakan laser atau cahaya yang diemisikan oleh LED (*light emitting diode*). Besar sinyal OSL yang dilepaskan oleh dosimeter setelah diinduksi dengan laser atau cahaya sebanding dengan muatan elektron yang terperangkap di dalam material (*hole*)[1].

Dosimeter TL memerlukan pemanasan untuk mengevaluasi dosis, sedangkan dosimeter OSL tidak, sehingga sensitivitas dosimeter OSL relatif lebih tinggi karena tidak adanya stimulasi panas yang akan memengaruhi struktur material

dosimeter[2]. Menurut publikasi mengenai *Comparison of Radiation Dosemeters*, dosimeter OSL memiliki kemampuan deteksi (*lowest limit of detection-LLD*) sampai 0,1 mRem, sementara dosimeter TL hanya mampu sampai 1 mRem[3].

Menunjuk kelebihan karakteristik dosimeter OSL terhadap dosimeter TL sebagaimana dijelaskan oleh Yoder [4] dan belum dimanfaatkannya dosimeter OSL sebagai perangkat pengukur dosis perorangan di Indonesia, maka perlu dilakukan studi awal uji banding tanggapan dosis radiasi antara dosimeter OSL dengan dosimeter perorangan yang sudah lebih dulu digunakan di Indonesia yaitu dosimeter TL. Hasil tanggapan dosis pada dosimeter OSL dan dosimeter TL ini dapat menjadi bahan kajian dalam pemanfaatan dosimeter OSL sebagai perangkat pengukur dosis radiasi perorangan.

Dalam kegiatan studi awal uji banding, tanggapan dosis yang diukur adalah besaran $H_p(10)$ yaitu dosis seluruh tubuh yang diterima dari

paparan eksterna pada kedalaman 1 cm karena kegiatan pemantauan dosis radiasi perorangan. Dosimeter yang digunakan adalah OSL *InLight Wholebody (Inlight XA)* buatan Landauer dan dosimeter TL BGN-7776 dan BG-0110 buatan Harshaw.

2. BAHAN DAN METODE

Besaran Hp(10)

Besaran Hp(10) atau *deep dose* adalah dosis seluruh tubuh yang diterima dari paparan eksterna pada kedalaman 1 cm. 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 TLD/OSLD badge.

Dosis untuk kulit dikenal dengan Hp(0,07) atau *shallow dose*. Dosis ini diterima oleh seluruh tubuh pada kedalaman 70 μm 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 film/TLD/OSLD 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 film/TLD/OSLD badge.

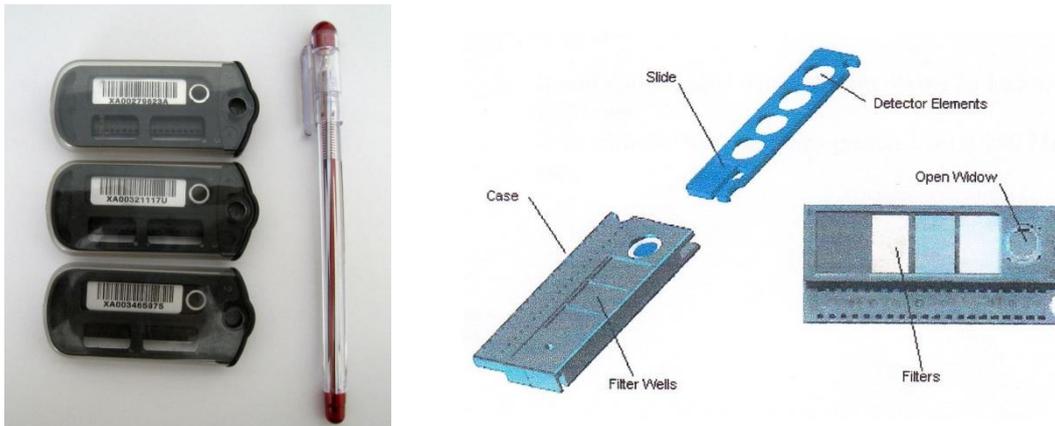
Dosimeter OSL *InLight Wholebody (Inlight XA)*

Dosimeter OSL *InLight Wholebody (InLight XA)* 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 Al_2O_3 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 *InLight XA*

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.

Uji linieritas pada dosimeter OSL *InLight XA* dilakukan dengan memberikan penyinaran Cs-137 pada

dosis acuan 0,5, 5 dan 10 mSv di Laboratorium Kalibrasi, Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi – BATAN [6]. Hasil evaluasi Hp(10) ditunjukkan pada Tabel 2. Kurva linieritas hasil evaluasi Hp(10) dan persamaan linieritasnya dapat dilihat pada Gambar 2.

Tabel 2. Hasil evaluasi Hp(10) pada dosimeter OSL *InLight XA* dengan penyinaran Cs-137 [6]

No.	Dosis Acuan (mSv)	Hasil Evaluasi Dikoreksi Dosis Latar (mSv)	Penyimpangan Terhadap Dosis Acuan (%)
1.	0,5	0,46 ± 0,08	7,78
2.	5	5,20 ± 0,13	4,02
3.	10	10,61 ± 0,28	6,09

TLD (Dosimeter TL)

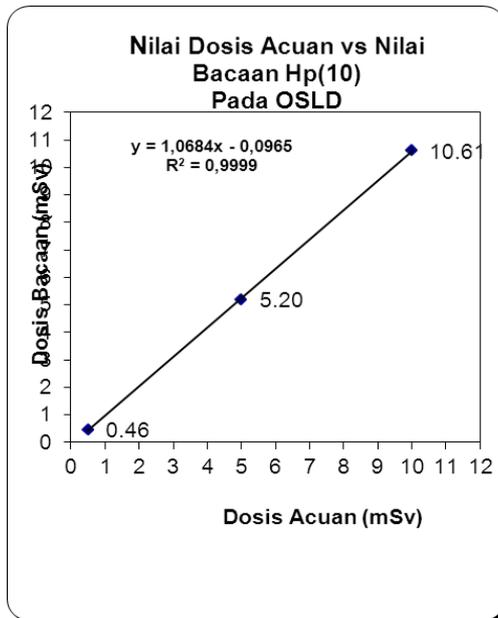
TLD kartu buatan Harshaw dirancang untuk memantau dosis perorangan seluruh tubuh. TLD kartu yang digunakan untuk pemantauan dosis adalah TLD kartu buatan

Harshaw tipe 8814. TLD kartu tipe 8814 ada 2 macam yaitu TLD BGN-7776 dan TLD BG-0110. TLD kartu BGN-7776 terdiri dari 3 elemen TLD 700 dan 1 elemen TLD 600. Sedangkan TLD kartu BG-0110 terdiri dari 2

elemen TLD 100. Semua elemen TLD berukuran 3 mm x 3 mm dengan ketebalan 0,38 mm. Material TLD dan filter pada holder TLD secara rinci dapat dilihat pada Tabel 3.

TLD BGN-7776 mampu mendeteksi radiasi β , γ , sinar X dan neutron, sedangkan TLD BG-0110 mampu mendeteksi radiasi β , γ dan sinar X. Rentang dosis radiasi yang dideteksi oleh TLD berkisar antara 10 μ Gy sampai dengan 10 Gy dengan

fading sebesar 5 % pertahun jika disimpan pada suhu 20 °C. Karena karakteristiknya, TLD BGN-7776 digunakan untuk memantau penerimaan dosis radiasi para pekerja yang berada di medan radiasi dimana terdapat radiasi β , γ , sinar X dan neutron, sedangkan TLD BG-0110 digunakan untuk memantau penerimaan dosis radiasi dimana di area tersebut terdapat medan radiasi β , γ , dan sinar X.



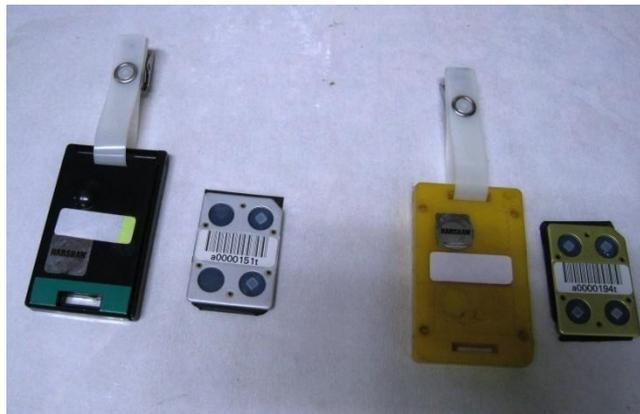
Gambar 2. Linieritas hubungan dosis hasil evaluasi terhadap dosis acuan pada dosimeter OSL *InLight XA*[6]

Tabel 3. Spesifikasi material dan filter dari TLD BGN-7776 dan TLD BG-0110.

Tipe dosimeter		Posisi 1		Posisi 2		Posisi 3		Posisi 4	
		Material	Tebal	Material	Tebal	Material	Tebal	Material	Tebal
7776	Chip	TLD 700	0,38mm	TLD 700	0,38mm	TLD 700	0,38 mm	TLD 600	0,38mm
	Filter	ABS+Cu	333mg/cm ²	ABS+PTFE	1000mg/cm ²	Mylar	17mg/cm ²	ABS	300mg/cm ²
0110	Chip	-	-	TLD 100	0,38 mm	TLD 100	0,38 mm	-	-
	Filter	-	-	ABS+PTFE	1000mg/cm ²	Mylar	17mg/cm ²	-	-

Uji banding Hp(10) terhadap dosis acuan pada TLD BGN-77767 dan TLD BG-0110 yang diselenggarakan oleh Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi-BATAN ditunjukkan pada Tabel 4. Uji banding ini dikoordinasikan oleh Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi-BATAN dengan peserta dari Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi-BATAN (PTKMR-BATAN), Pusat Teknologi Limbah

Radioaktif-BATAN (PTLR-BATAN), dan Balai Pengamanan Fasilitas Kesehatan– Kementerian Kesehatan Republik Indonesia (BPFK-Kemkes) Jakarta, Medan, Surabaya dan Makasar dalam rangka menjamin mutu hasil pengujian layanan dosimeter Perorangan. Tabel 4 menunjukkan bahwa penyimpangan hasil pengujian pada TLD BGN-77767 dan TLD BG-0110 terhadap dosis acuan berkisar antara 0,46-1,67%.



Gambar 2. TLD BG-0110 (kiri) dan TLD BGN-7776 (kanan)

Tabel 4. Hasil Uji banding TLD BGN-7776 dan TLD BG-0110 terhadap dosis acuan pada program audit mutu penentuan dosis perorangan Hp(10) di PTKMR-BATAN [7].

No.	Jenis TLD	TLD BGN-7776			TLD BG-0110		
1.	Dosis Acuan (mSv)	1,2	1,6	1,9	1,2	1,6	1,9
2.	Dosis hasil evaluasi (mSv)	1,151 ± 0,005	1,544 ± 0,025	1,838 ± 0,024	1,159 ± 0,017	1,547 ± 0,014	1,827 ± 0,021
3.	Penyimpangan(%)	0,46	1,67	1,30	1,48	0,90	1,15

DOSIMETER YANG DIGUNAKAN

Bahan dan peralatan yang digunakan dalam uji banding tanggapan Hp(10) pada dosimeter OSL

dan dosimeter TL adalah sebagai berikut:

1. Sembilan (9) dosimeter OSL terdiri dari 7 dosimeter untuk pemantauan dosis perorangan dan 2 sebagai dosimeter kontrol.

2. Lima (5) dosimeter TLD BGN-7776 terdiri dari 3 dosimeter untuk pemantauan dosis perorangan dan 2 sebagai dosimeter kontrol.
3. Enam (6) dosimeter TLD BG-0110 terdiri dari 4 dosimeter untuk pemantauan dosis perorangan dan 2 sebagai dosimeter kontrol.
4. TLD reader Harshaw 6600
5. OSLD reader *InLight MicroStar System* (portabel)

3. TAHAPAN UJI

1. Persiapan

a. Dosimeter OSL

- 1) Sebelum digunakan, 9 (sembilan) dosimeter OSL tipe *Inlight XA* dievaluasi nilai bacaan Hp(10) awalnya menggunakan OSLD reader *InLight MicroStar System* dan dicatat
- 2) Kemudian dosimeter OSL dimasukkan ke dalam holder dan dilabel.

b. Dosimeter TL

- 1) Sebelum dosimeter TL digunakan, dilakukan annealing pada suhu 300°C selama 13 1/3 detik setiap elemen (chip) dengan menggunakan TLD reader model 6600

- 2) Kemudian dosimeter TL dimasukkan ke dalam holder dan dilabel

2. Pemantauan Dosis

- a. Dosimeter OSL dan dosimeter TL didistribusikan kepada pekerja radiasi di Reaktor Serbaguna Siwabessy (3 dosimeter OSL dan 3 dosimeter TL BGN-7776) dan Pusat Produksi Radioisotop, Serpong (4 dosimeter OSL dan 4 dosimeter TL BG-0110). Masing-masing 1 dosimeter OSL dan 2 dosimeter TL sebagai kontrol diletakkan di lokasi penyimpanan dosimeter di Reaktor Serbaguna Siwabessy dan Pusat Produksi Radioisotop.
- b. Setelah 3 (tiga) bulan yaitu periode 6 Desember 2010 s.d. 4 Maret 2011 semua dosimeter ditarik dari Reaktor Serbaguna Siwabessy dan Pusat Produksi Radioisotop dan selanjutnya dievaluasi.

3. Evaluasi dosis

a. Dosimeter OSL

- 1) Disiapkan OSLD reader *InLight MicroStar System* untuk mengevaluasi nilai Hp(10) pada dosimeter OSL
- 2) Dosimeter OSL dikeluarkan dari holdernya dan dievaluasi untuk membaca nilai Hp(10)

- 3) Hasil bacaan Hp(10) pada semua dosimeter OSL kemudian dikurangi pembacaan Hp(10) awal dievaluasi dengan menggunakan perangkat lunak WinREMS untuk menghasilkan dosis Hp(10) dalam satuan mSv.
- 4) Nilai Hp(10) pekerja radiasi diperoleh dengan cara mengurangi bacaan Hp(10) pada dosimeter sampel (dosimeter untuk pemantauan dosis) terhadap bacaan Hp(10) kontrol. Nilai Hp(10) pekerja radiasi dicatat dan dianalisis.
- 3) Nilai Hp(10) pekerja radiasi diperoleh dengan cara mengurangi bacaan Hp(10) pada dosimeter sampel (dosimeter untuk pemantauan dosis) terhadap bacaan Hp(10) kontrol. Nilai Hp(10) pekerja radiasi dicatat dan dianalisis.

b. Dosimeter TL

- 1) Disiapkan TLD reader model 6600
- 2) TLD BGN-7776 dan TLD BG-0110 yang telah dipakai oleh pekerja dibaca dengan menggunakan alat baca TLD reader Harshaw model 6600 , hasil bacaan dari TLD reader
- 4. HASIL DAN PEMBAHASAN**
- Hasil evaluasi Hp(10) pada pekerja radiasi menggunakan dosimeter OSL dan dosimeter TL di fasilitas Reaktor Serbaguna Siwabessy (TLD BGN-7776) dan Pusat Produksi Radioisotop (TLD BG-0110) dapat dilihat pada Tabel 5.

Tabel 5. Hasil evaluasi Hp(10) menggunakan dosimeter OSL dan dosimeter TL

No.	Evaluasi Hp(10) dengan Dosimeter OSL (mSv)	Evaluasi Hp(10) dengan Dosimeter TL ^{*)} (mSv)	Perbedaan Tanggapan Hp(10) Dosimeter OSL Terhadap Dosimeter TL (%)
1	0,85	0,91	6,59
2	0,28	0,24	16,67
3	0,39	0,40	2,50
4	0,76	0,66	15,15
5	0,45	0,53	15,09
6	0,92	0,72	27,78
7	0,98	0,74	32,43

^{*)}. No. 1 s.d. 3 : TLD BGN-7776

No. 4 s.d. 7 : TLD BG-0110

Dari hasil evaluasi nilai Hp(10) di atas terlihat bahwa perbedaan nilai Hp(10) yang ditunjukkan oleh dosimeter OSL terhadap dosimeter TL berada pada

kisaran 2,50 s.d. 32,43% atau perbedaan rata-rata sebesar 16,60%. Perbedaan nilai Hp(10) dosimeter OSL dengan TLD BGN-7776 berada pada rentang 2,50 s.d. 16,67% atau rata-rata sebesar 8,59%. Sedangkan perbedaan nilai Hp(10) dosimeter OSL dengan TLD BG-0110 berada pada rentang 15,09 s.d. 32,43% atau rata-rata sebesar 22,61%.

Nilai penyimpangan tanggapan Hp(10) terhadap dosis acuan pada penyinaran dosimeter OSL menggunakan Cs-137 terletak pada kisaran 4,02 s.d. 7,78% atau rata-rata penyimpangan sebesar 5,96%. Sedangkan nilai penyimpangan tanggapan Hp(10) terhadap dosis acuan pada uji profisiensi dosimeter TL menggunakan Cs-137 yang diselenggarakan oleh Lab. Kalibrasi Radiasi PTKMR berada pada kisaran 0,46 s.d. 1,67% atau rata-rata penyimpangan sebesar 1,16%. Penyimpangan rata-rata hasil bacaan Hp(10) terhadap dosis acuan pada dosimeter OSL ternyata lebih besar dibandingkan dengan penyimpangan rata-rata Hp(10) dosimeter TL. Kisaran dosis acuan yang digunakan pada dosimeter OSL adalah 0,5 s.d. 10 mSv, sedangkan pada dosimeter TL adalah 1,2 s.d. 1,9 mSv.

5. KESIMPULAN DAN SARAN

Studi awal uji banding tanggapan Hp(10) dosimeter OSL dan dosimeter TL menunjukkan adanya perbedaan nilai hasil evaluasi sebesar 2,50 s.d. 32,43% atau rata-rata perbedaan nilai hasil sebesar 16,60%. Perbedaan nilai Hp(10) dosimeter OSL dengan TLD BGN-7776 berada pada rentang 2,50 s.d. 16,67% atau rata-rata sebesar 8,59%. Sedangkan perbedaan nilai Hp(10) dosimeter OSL dengan TLD BG-0110 berada pada rentang 15,09 s.d. 32,43% atau rata-rata sebesar 22,61%.

Untuk mendapatkan hasil uji banding tanggapan Hp(10) yang lebih memastikan perbedaan nilai tanggapan Hp(10), maka perlu dilakukan uji profisiensi menggunakan dosimeter OSL dan TL pada dosis acuan yang sama.

DAFTAR PUSTAKA

- [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] ANONIM, Comparison of Radiation Dosimeters, www.jplabs.com (2011).

[4] YODER, R.C, Optically Stimulated Luminescence Dosimetry , Landauer Inc, Glenwood, IL 60425, Amerika Serikat.

[5] LOMBARDI, MAX, H, Radiation Safety in Nuclear Medicine, 2ndEd, Taylor & Francis Group, Boca Raton, Amerika Serikat (2007)

[6] JUMPENO, B.Y.E.B, AFFIAH, H, EKARANTI, E., Uji Tanggapan Dosis Hp(10) Pada Dosimeter OSL Terhadap Paparan Radiasi Gamma Cesium-137, Buletin Widyanuklida Vol. 10 No. 1-2, ISSN 1410-5357, Jakarta (2010).

[7] PUSAT TEKNOLOGI KESELA-MATAN DAN METROLOGI RADIASI, Laporan Audit Mutu Penentuan

Dosis Perorangan Hp(10), Jakarta (2009)

TANYA JAWAB

1.Djarwanti RPS (PRR-BATAN)

1. Mana yang lebih baik kualitas tanggap Hp (10) antara OSL dan TL
2. Mengapa tidak dilakukan terhadap Hp (0,07)
3. Dari penelitian ini, TLD mana yang ekonomis

Jawaban:

1. Untuk mengetahui kualitas tanggap Hp (10) perlu uji untuk komparasi antara OSL dan TL (dosimeter) menggunakan dosis yang sama.
2. Untuk penelitian ini hanya difokuskan pada Hp (10) , meskipun dalam evaluasi dosis juga dilaporkan Hp (0,07).
3. OSL lebih praktis dan ekonomis dalam pengoperasian tetapi perlu dana besar untuk membangun infrastructure. Sementara TL kurang praktis dan ekonomis dalam pengoperasian. Tetapi infrastructure leboh established, sehingga dana lebih kecil.

ASPEK KESELAMATAN RADIASI PESAWAT SINAR-X DENGAN mA RENDAH (<50 mA)

Sawiyah, Leily Savitri, Yus Rusdian Akhmad,
Wawan Susanto, Liya Astuti

BAPETEN, Jl. Gadjah Mada No. 8 Jakarta 10120, email: s.sawiyah@bapeten.go.id

ABSTRAK

ASPEK KESELAMATAN RADIASI PESAWAT SINAR-X DENGAN MA RENDAH (<50 mA). Telah dilakukan pengukuran dosis permukaan kulit (*Entrance Surface Dose-ESD*), kualitas citra dan kinerja terhadap 8 (delapan) buah pesawat sinar-X dengan kuat arus rendah (< 50 mA). ESD diperoleh melalui metode pengukuran secara tidak langsung, kualitas citra diperoleh menggunakan phantom *lead test object* dan pengukuran kinerja meliputi 4 (empat) parameter yang berpengaruh terhadap keselamatan radiasi yaitu reproduksibilitas, akurasi tegangan, akurasi waktu penyinaran dan linieritas keluaran radiasi. Diperoleh hasil 100% ESD berada di bawah tingkat panduan yang tercantum dalam Perka BAPETEN No. 8/2011, kualitas citra yang dihasilkan dapat memberikan informasi diagnostik yang memadai bagi dokter namun hanya 37.5% pesawat sinar-X dapat dioptimasi dan 62.5% pesawat sinar-X memiliki kinerja yang baik (lolos uji kesesuaian). Perlu pembatasan penggunaan pesawat sinar-X dengan kuat arus < 50 mA hanya untuk jenis penyinaran dan kondisi tertentu.

Kata kunci: ESD, kualitas citra, reproduksibilitas, phantom lead test object

ABSTRACT

RADIATION SAFETY ASPECTS OF X-RAY WITH LOW MA (<50 mA). Measurements of entrance surface dose (ESD), image quality and performance of X-rays have been carried out for 8 (eight) low tube current X-rays (<50 mA). ESD was obtained by the indirect measurement method and the image quality was determined using a lead test object phantom and X-ray performance measurement includes 4 (four) parameters that influence the radiation safety such as output reproducibility, voltage accuracy, time accuracy and output linearity of the radiation exposure. The results indicate 100% ESD values were still below the guidance level stated in BAPETEN Regulation No. 8/2011, the image quality provides adequate diagnostic information for physicians, but only 37.5% of X-rays can be optimized and 62.5% X-rays have good performance (i.e. they pass the compliance test). There should be restrictions on the use of low current X-rays <50 mA only for certain types of radiation and conditions.

Keywords: ESD, image quality, reproducibility, lead test object phantom

1. PENDAHULUAN

Teknologi pesawat sinar-X berkembang pesat, sehingga banyak rumah sakit yang sudah memiliki pesawat sinar-X untuk pemeriksaan umum dengan spesifikasi tinggi yang memiliki aspek keselamatan radiasi baik, dengan waktu penyinaran sangat singkat mampu menghasilkan citra yang bagus dengan dosis permukaan kulit (*Entrance Surface Dose-ESD*) rendah. Namun masih banyak pula ditemukan pesawat dengan spesifikasi rendah dengan aspek keselamatan radiasi kurang baik yang memerlukan waktu lebih lama untuk penyinaran, sehingga perlu ditinjau kembali ijin pengoperasiannya, terutama pesawat sinar-X dengan kuat arus rendah (< 50 mA).

Tujuan dari penelitian ini adalah untuk mengetahui kondisi pesawat sinar-X yang memiliki kuat arus rendah (< 50 mA) dilihat dari aspek keselamatan radiasinya meliputi ESD, kualitas citra dan kinerja pesawat.

2. BAHAN DAN METODE

Pada suatu pemeriksaan radiologik, dosis yang diterima oleh seluruh tubuh bervariasi, dan dosis maksimum terjadi pada kulit yang menerima berkas

radiasi primer. Dosis di permukaan kulit ini disebut *Entrance Surface Dose* (ESD). ESD biasanya diukur dalam satuan mGy, merupakan dosis yang diabsorpsi pada permukaan kulit pasien di pusat lapangan penyinaran, termasuk radiasi hamburan balik (*backscatter*) dari organ di bawah kulit [1].

Besar kecilnya ESD juga berpengaruh terhadap citra yang dihasilkan. Kualitas citra sangat penting dalam menentukan keakuratan diagnosis objek. Oleh karena itu, perlu diperhatikan faktor-faktor yang mempengaruhinya agar dapat diperoleh citra yang cukup baik dan bisa memberikan informasi yang tepat untuk mengenali kelainan yang terdapat pada objek. Nilai ESD dan kualitas citra sangat bergantung pada kinerja pesawat sinar-X.

2.1. Alat

Peralatan yang digunakan dalam penelitian ini meliputi detektor Unfors Xi, Pesawat sinar-X dengan kuat arus rendah (<50 mA), phantom *lead test object*.

2.2. Metode

Nilai ESD thorax diperoleh melalui pengukuran secara tidak langsung (*indirect measurement*), tanpa

menggunakan TLD, namun dengan mengukur parameter - parameter pesawat sinar-X seperti jarak dari fokus ke film (FFD), jarak dari fokus ke permukaan kulit pasien (FSD), kV, mA dan s atau mAs dengan menggunakan nilai *backscatter factor* dari TRS 457 sebesar 1.38 [2], dan ketebalan thorax rata-rata 21,6 cm [3, 4, 5].

Pengukuran kualitas citra dilakukan dengan menggunakan phantom *lead test object*, dengan menganalisis *Grey Scale, Low Contrast, High Contrast, Resolusi Spasial (spatial resolution)*. Citra phantom diambil pada kondisi penyinaran yang sama dengan kondisi penyinaran untuk ESD thorax pada kondisi biasa dan referensi.

Kinerja pesawat sinar-X diperoleh melalui pengukuran 4 (empat) parameter yang berpengaruh terhadap keselamatan radiasi yaitu reproduksibilitas meliputi tegangan tabung (kV), waktu penyinaran (s) dan keluaran radiasi (mA); akurasi tegangan tabung; akurasi waktu penyinaran dan linieritas keluaran radiasi.

2.3. Sampel

Populasi pesawat sinar-X yang memiliki kuat arus generator ≤ 50 mA

di pulau Jawa dan memiliki izin adalah sebanyak 279 buah pesawat sesuai data B@LIS status bulan Maret 2011 [6]. Dengan menggunakan Nomogram Harry King (untuk jumlah sampel < 2000) dengan tingkat kesalahan 20% maka diperoleh prosentase sampel populasi pesawat sinar-X yang dapat mewakili yaitu sebesar 3,1%, sehingga jumlah sampel yang akan diambil pada penelitian ini sebanyak 8 pesawat sinar-X, yang diperoleh melalui perhitungan sebagai berikut [7]:

$$3,1\% \times 279 = 8,6 \approx 8 \text{ sampel}$$

3. HASIL DAN PEMBAHASAN

3.1. ESD

Nilai ESD yang diperoleh pada kondisi penyinaran yang lazim digunakan oleh operator dari 8 (delapan) pesawat sinar-X dapat dilihat pada Tabel 1 dan Gambar 1 di bawah ini.

Tabel 1 dan Gambar 1 merupakan data ESD dengan kondisi penyinaran yang lazim digunakan oleh operator. Kondisi penyinaran tersebut berada pada tegangan sekitar 50 kV dan kuat arus antara 30-40 mA. Dari Gambar 1 dan Tabel 1 tersebut dapat diketahui bahwa ESD Thorax Poterior Anterior (PA) pada 8 (delapan) pesawat sinar-X (100%) berada di bawah tingkat

panduan yang tercantum dalam Perka 0,4 mGy [8].

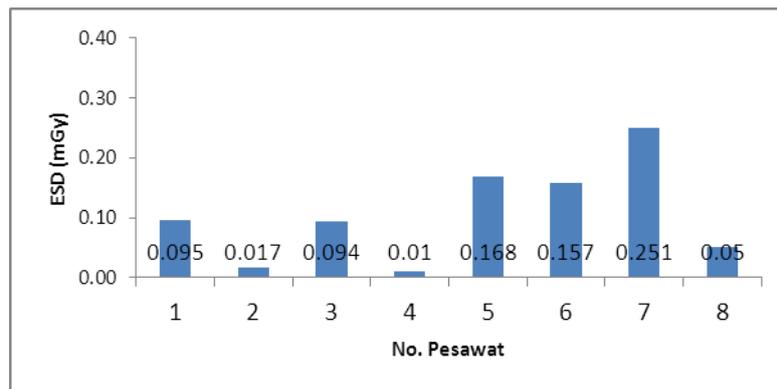
BAPETEN No. 8/2011 yaitu sebesar

Tabel 1. Nilai ESD diukur dengan metode tidak langsung, pada kondisi penyinaran yang lazim digunakan operator (~50 kV)

No. Pesawat	RS/ Klinik	No. Pesawat	Kondisi penyinaran				FFD (cm)	FSD (cm)	Ki (mGy)	ESD =Ki x BSF (mGy)
			kV	mA	s	mAs				
1.	RS. A	1	50	30	0,4	-	150	128,4	0,069	0,095
2.	RS. B	2	50	-	-	0,8	150	128,4	0,013	0,017
3.	Kli. C	3	60	30	0,16	-	100	78,4	0,068	0,094
4.	Kli.D	4	60	30	0,12	-	100	78,4	0,007	0,010
5.	RS.E	5	50	-	-	5	120	98,4	0,122	0,168
6.	RS.E	6	50	-	-	5	120	98,4	0,114	0,157
7.	Kli. F	7	56	40	0,35	-	150	128,4	0,182	0,251
8.	Kli. G	8	50	-	0,5	-	120	98,4	0,026	0,050

Ket. :

- asumsi ketebalan pasien 21,6 cm [3, 4, 5]
- BSF: *backscatter factor*: faktor radiasi hamburan balik: 1,38 [2]
- pesawat Acoma no. 3 dan 4 dengan tegangan tabung yang ditunjukkan panel kontrol sebesar 60 kV sebenarnya memiliki tegangan keluaran ~50 kV yang terukur dari Unfors.
- FFD: *focus-film distance*: jarak dari fokus ke film
- FSD: *focus-to-skin distance*: jarak dari fokus ke permukaan kulit pasien
- Ki: *Incident Air Kerma*: dosis serap di udara yang diukur pada sebuah titik permukaan suatu obyek, pada jarak tertentu dari fokus pesawat sinar-X di pusat lapangan penyinaran, tidak termasuk radiasi hamburan balik.



Gambar 1. Nilai ESD diukur dengan metode tidak langsung, pada kondisi penyinaran yang lazim digunakan operator (~50 kV)

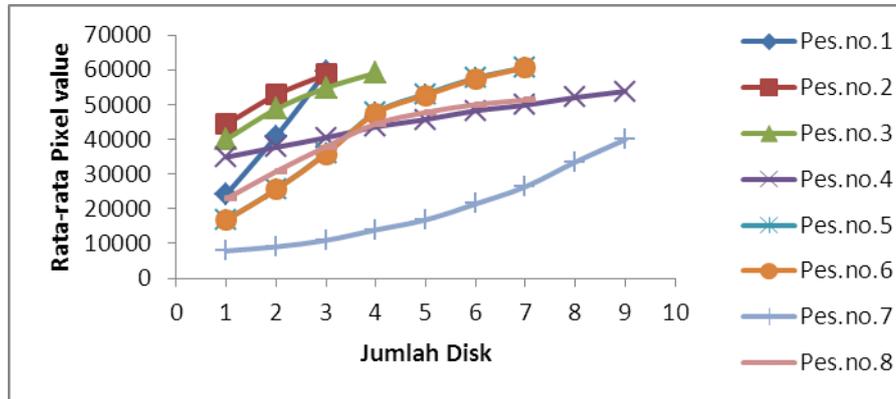
3.2. Kualitas Citra

Evaluasi citra menggunakan phantom *leeds test object* dengan kondisi penyinaran sama dengan kondisi penyinaran untuk ESD thorax PA.

1. Evaluasi Grey Scale

Grey scale merupakan istilah untuk menyebutkan citra yang memiliki warna abu-abu di antara hitam dan putih. Rentang *grey scale* menunjukkan jumlah warna di antara hitam dan putih

yang ada dalam satu citra. Rentang diinformasikan dalam rentang pixel *grey scale* dalam evaluasi value.



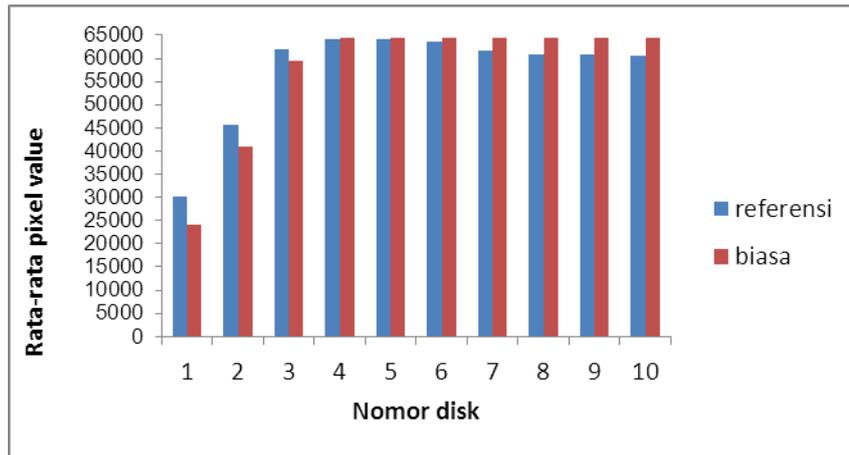
Gambar 2. *Grey scale* pada kondisi penyinaran yang lazim dilakukan oleh operator

Dari Gambar 2 dapat dilihat bahwa pada kondisi yang lazim dilakukan oleh operator untuk pesawat no. 4 dan 7 memiliki *grey scale* terbaik karena jumlah disk yang terbaca terbanyak yaitu 9 (sembilan) dari 10 (sepuluh) disk, sehingga citra yang dihasilkan dapat memberikan informasi diagnostik yang memadai bagi dokter.

Pixel value terendah dan tertinggi yang didapatkan dari kedua kondisi yakni kondisi penyinaran referensi dan kondisi penyinaran yang lazim digunakan oleh operator berfungsi sebagai kontrol tingkat kecerahan dan

kontras dari monitor yang digunakan untuk menampilkan citra. Hal ini bertujuan agar diperoleh kondisi monitor yang optimal.

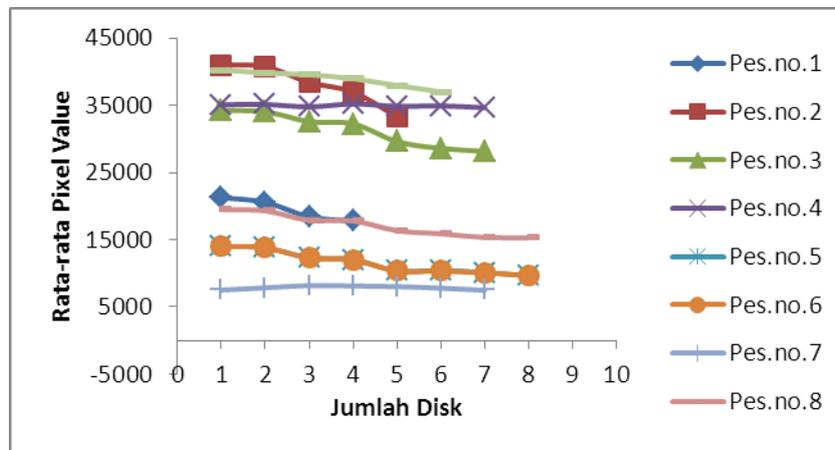
Gambar 3 adalah *grey scale* untuk pesawat no. 1 sebelum dan setelah dioptimasi. Nilai referensi menunjukkan nilai *grey scale* setelah dioptimasi sedangkan nilai biasa menunjukkan nilai *grey scale* pada kondisi penyinaran yang lazim digunakan oleh operator, kedua citra tersebut dievaluasi menggunakan *software image J* dan saling diperbandingkan.

Gambar 3 Optimasi *grey scale* Pesawat No.1

Gambar 3 menunjukkan bahwa pada kondisi biasa hanya mampu membedakan pixel value sampai 4 disk. Sedangkan pada kondisi referensi mampu membedakan pixel value sampai 10 disk. Semakin banyak disk yang dapat dibedakan maka kualitas citra semakin baik.

2. Evaluasi *Low Contrast*

Resolusi *low contrast* merupakan kuantifikasi kontras pada area tertentu (*area of interest*) yang memiliki perbedaan skala keabu-abuan yang kecil terhadap area sekitarnya (*background*) [9]. Semakin banyak jumlah disk yang dapat dibaca maka semakin baik kondisi *low contrast* nya.

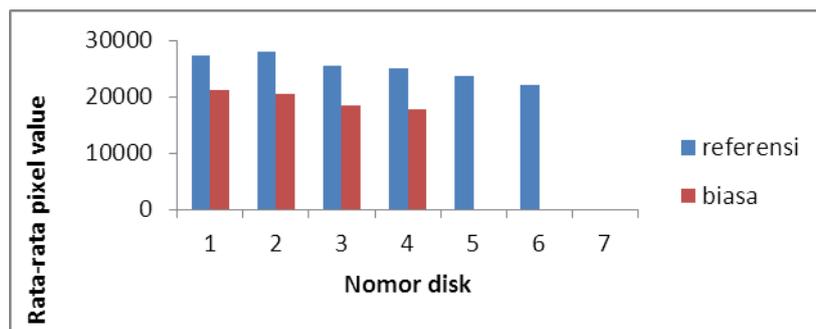
Gambar 4. Evaluasi *low contrast* pada kondisi penyinaran yang lazim digunakan oleh operator

Pada Gambar 4 dapat dilihat bahwa yang lazim digunakan oleh operator, evaluasi *low contrast* pada kondisi Pesawat No. 4 dan 7 memiliki *low*

contrast yang kurang baik karena grafik datar. Hal ini menunjukkan bahwa tidak ada perbedaan yang signifikan antar organ lunak (*soft tissue*), namun masih bisa diterima jika pesawat sinar-X hanya digunakan untuk pemeriksaan selain organ lunak seperti thorax dan ekstremitas. Untuk 6 (enam) pesawat lainnya dapat

memberikan informasi diagnostik yang memadai bagi dokter.

Gambar 5 adalah grafik nilai *low contrast* untuk Pesawat No. 1 sebelum dan sesudah dioptimasi. Citra sebelum dan sesudah dioptimasi tersebut dievaluasi menggunakan *software image J* dan saling diperbandingkan.



Gambar 5. Optimasi *low contrast* Pesawat No. 1

Grafik pada Gambar 5 menunjukkan bahwa pada kondisi yang lazim digunakan oleh operator, citra yang dihasilkan hanya mampu membedakan pixel value sampai 4 disk, sedangkan pada kondisi referensi mampu membedakan pixel value sampai 6 disk.

3. Evaluasi *High Contrast*

Resolusi *high contrast* merupakan kuantifikasi kontras pada area tertentu (*area of interest*) yang memiliki perbedaan skala keabu-abuan yang besar terhadap area sekitarnya (*background*) [9]. Evaluasi *high contrast* menunjukkan bahwa semakin banyak titik yang dapat terbaca akan semakin baik citra yang dihasilkan.

Tabel 2. Evaluasi *high contrast* pada kondisi biasa (lazim) dan referensi

No. Pesawat	Kondisi Biasa	Kondisi Referensi
1	15 titik (0,061 sd 0,954)	16 titik (0,045 sd 0,954)
2	16 Titik (0,045 sd 0,954)	16 Titik (0,045 sd 0,954)
3	12 titik (0,039 sd 0,954)	16 titik (0,045 sd 0,954)
4	7 titik (0,302 sd 0,954)	-
5	12 titik (0,167 sd 0,954)	-
6	13 titik (0,088 sd 0,954)	-
7	8 titik (0,238 sd 0,954)	-
8	16 titik (0,045 sd 0,954)	-

Dari Tabel 2. Pesawat No. 1, 2, 3 didapatkan kondisi referensi terbaca 16 titik sedangkan pada kondisi yang lazim digunakan oleh operator terbaca 15, 16, dan 12 titik. Untuk pesawat di rumah sakit lainnya tidak dilakukan optimasi. Kondisi ini menunjukkan bahwa pesawat dengan kuat arus < 50 mA masih bisa dioptimasi dan menghasilkan citra yang memadai bagi dokter. Optimasi dilakukan untuk memperoleh kualitas citra yang baik melalui tampilan detail citra phantom. Dari hasil survei menunjukkan bahwa hasil optimasi bervariasi antara satu

pesawat dengan pesawat lainnya atau masing-masing pesawat tidak memiliki kecenderungan yang sama.

4. Evaluasi Resolusi Spasial (*spatial resolution*)

Resolusi spasial menunjukkan kemampuan memisahkan pasangan garis dalam citra dengan satuan line pairs per milimeter (lp/mm). Semakin besar nilai lp/mm maka detail citra semakin baik.

Tabel 3 menunjukkan hasil evaluasi resolusi spasial pada kondisi biasa dan referensi.

Tabel 3. Evaluasi resolusi spasial pada kondisi biasa (lazim) dan referensi

No. Pesawat	RS/Klinik	Kondisi Biasa	Kondisi Referensi
1	RS. A	2,00 lp/mm	2,24 lp/mm
2	RS. B	2,24 lp/mm	2,50 lp/mm
3	Kli. C	2,50 lp/mm	3,15 lp/mm
4	Kli. D	2,50 lp/mm	-
5	RS. E	3,55 lp/mm	-
6	RS. E	2,80 lp/mm	-
7	Kli. F	2,80 lp/mm	-
8	Kli. G	3,55 lp/mm	-

Dari Tabel 3 tersebut dapat dilihat bahwa resolusi spasial yang diperoleh dari kondisi penyinaran yang lazim digunakan oleh operator untuk Pesawat No. 1 sebesar 2,00 lp/mm pada kondisi 50 kV, 30 mA dan 0,4 s, sedangkan untuk kondisi referensi yang dapat diberikan adalah 2,24 lp/mm pada 50 kV, 30 mA dan 0,08 s. Dengan

demikian evaluasi terhadap resolusi spasial untuk citra pada kondisi penyinaran yang lazim digunakan oleh operator menunjukkan bahwa hasil citra Pesawat No. 1 mendekati kondisi referensi.

Data resolusi spasial yang diperoleh dari survei menunjukkan bahwa

pesawat dengan kuat arus < 50 mA dapat dioptimasi sebagai contoh, pada kondisi biasa pesawat no. 3 hanya memiliki 2,50 lp/mm dan untuk kondisi referensi meningkat menjadi 3,15 lp/mm, sehingga dapat memberikan informasi diagnostik yang lebih memadai dan lebih memudahkan dokter dalam menganalisis citra yang dihasilkan.

4. KINERJA PESAWAT SINAR-X

Hasil pengukuran kinerja pesawat sinar-X melalui uji kesesuaian adalah sebagai berikut:

▪ Reprodusibilitas:

- Uji reprodusibilitas tegangan tabung 100 % lolos uji.
- Uji reprodusibilitas keluaran radiasi hanya dilakukan terhadap 5 (lima) pesawat: 3 (tiga) pesawat lolos uji (60%) sedangkan 2 (dua) pesawat (40%) melebihi batas toleransi

- Uji reprodusibilitas waktu penyinaran hanya dilakukan terhadap 6 (enam) pesawat: 3 (tiga) pesawat (50%) lolos uji dan 3 (tiga) pesawat lainnya (50%) melebihi batas toleransi
- Akurasi tegangan tabung, 6 (enam) dari 8 (delapan) pesawat sinar-X lolos uji (75 %) dan 2 (dua) pesawat lainnya tidak lolos uji (25%).
- Akurasi waktu penyinaran hanya dapat dilakukan terhadap 5 (lima) pesawat sinar-X, 3 (tiga) dari 5 (lima) pesawat lolos uji (60%) dan 2 (dua) lainnya tidak lolos uji (40%).
- Linearitas keluaran radiasi hanya dapat dilakukan terhadap 7 (tujuh) pesawat sinar-X, 100% lolos uji.
- Hasil uji kesesuaian terhadap 8 (delapan) pesawat sinar-X tersebut disajikan pada Tabel 4.

Tabel 4. Hasil uji kesesuaian pesawat sinar-X

No. Pesawat	RS/Klinik	Parameter Uji Kesesuaian					
		Reproduksibilitas			Akurasi Tegangan Tabung	Akurasi Waktu Penyinaran	Linieritas Keluaran Radiasi
		Tegangan Tabung	Keluaran Radiasi	Waktu Penyinaran			
1	RS. A	0,01	0,087*	0,14*	0.01-0.06	0.01-0.11*	0.040
2	RS. B	0,02	0	0,011	-0.01-0.05	-	0.074
3	Kli. C	0	0,025	0	0.01-0.04	0.01-0.02	0.035
4	Kli. D	0,01	0	0	-0.01-0.07	0.02-0.04	0.003
5	RS. E	0	0	0,02	-0.01-0.08	-	0.01
6	RS. E	0,01	0,01	0,13*	-0.01-0.4*	-	0.09
7	Kli. F	0,003	0,03	0,02	0.02-0.07	0.01-0.04	0.01
8	Kli. G	0,02	0,16*	0,23*	0.08-0.13*	0.7-0.79*	-
Batas toleransi		≤ 0,05	≤ 0,05	≤ 0,05	≤ 0,1	≤ 0,1	≤ 0,1

Ket :

- (*) melebihi batas toleransi (tidak lolos uji)
- (0) simpangan kecil
- (-) tidak dapat dilakukan

5. KESIMPULAN

Dari hasil survei pada 8 pesawat sinar-X dengan kuat arus < 50 mA dapat diambil kesimpulan sebagai berikut:

1. ESD untuk 8 pesawat sinar-X (100%) masih berada di bawah tingkat panduan yang tercantum dalam Perka BAPETEN No. 8/2011.
2. Kualitas citra yang dihasilkan dapat memberikan informasi diagnostik yang memadai bagi dokter, namun hanya 3 (tiga) dari 8 (delapan) pesawat sinar-X (37.5 %) yang dapat dioptimasi.
3. Hasil pengukuran kinerja pesawat sinar-X terhadap 4 (empat) parameter (reproduksibilitas, akurasi tegangan tabung, akurasi waktu penyinaran dan linieritas keluaran radiasi) menunjukkan bahwa 5 (lima) dari 8 (delapan) pesawat sinar-X (62.5 %) lolos nilai uji.
4. Perlu ada pembatasan dalam lingkup penggunaan untuk jenis-jenis pesawat sinar-X tertentu dengan kuat arus < 50 mA namun tidak perlu dilakukan pelarangan penggunaan selama pesawat sinar-X tersebut lolos uji kesesuaian.

SARAN

Saran yang dapat diberikan, sebagai berikut:

1. Perlu dilakukan pembatasan penggunaan pesawat sinar-X dengan kuat arus < 50 mA, yaitu:
 - Khusus digunakan untuk pemeriksaan organ tipis seperti penyinaran ekstrimitas.
 - Khusus digunakan untuk pemeriksaan organ yang tidak mengalami banyak pergerakan seperti penyinaran thorax pada pasien dewasa.
 - Tidak diperbolehkan untuk pemeriksaan pada anak dan orang yang memiliki kondisi khusus, seperti penderita asma dan obesitas.
 - Hanya boleh digunakan untuk pemeriksaan massal (*mass screening*) dan tidak boleh untuk pemeriksaan rutin.
2. Untuk meningkatkan kualitas citra, radiografer dengan diawasi oleh fisikawan medik perlu melakukan upaya optimasi melalui pengaturan kondisi penyinaran dan jarak fokus dengan film.
3. Perlu ada penelitian lebih lanjut untuk pesawat sinar-X dengan kuat arus > 50 mA.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] IAEA, Safety Series 115, *International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for The Safety of Radiation Sources*, Vienna 1996
- [2] Technical Reports Series No. 457, *Dosimetry In Diagnostic Radiology: An International Code Of Practice*, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2007
- [3] Manuaba, I. B., *Pengukuran Entrance Surface Dose (ESD) pada Pemeriksaan Dada Computed Radiography (CR) dengan beberapa metoda pengukuran*, Universitas Indonesia, Tesis, Depok, 2010
- [4] Santosa, S. A. A., *Pengukuran ESD (Entrance Surface Dose) pada Pemeriksaan Radiografi Kepala dan Cervical Spine*, Universitas Indonesia, Tesis Depok, 2010
- [5] Sawiyah, *Pengukuran Entrance Surface Dose (ESD) pada Pemeriksaan Abdomen, Pelvis*

- dan *Lumbosakral*, Universitas Indonesia, Tesis, Depok, 2010
- [6] www.bapeten.go.id. Data Perijinan dari B@LIS status bulan Maret 2011.
- [7] Sugiyono, IKAPI, *Statistika untuk Penelitian*, Bandung, 1999
- [8] Perka BAPETEN No. 8 Tahun 2011 tentang Keselamatan Radiasi Dalam Penggunaan Pesawat Sinar-X Radiologi Diagnostik dan Intervensional.
- [9] Hasegawa, B., *The Physics of Medical X-Ray Imaging. Chapter 4: Physical Determinants Of Contrast*. Medical Physics Pub. Corp., 1991.
- [10] European Commission, *European Guidelines on Quality Criteria for Diagnostic Radiographic Images*, 1996.
- [11] IAEA, DS 379 *International Basic Safety Standars for Protection against Ionizing Radiation and for The Safety of Radiation Sources*, January 2010.
- pesawat mA rendah memiliki second yang lama, itulah kelemahannya.
- Jawaban:
- Penggunaan kata mA pada makalah ini untuk membatasi ruang lingkup pengambilan sampel, sampel dibatasi hanya pada pesawat sinar x yang memiliki kuat arus max 50 mA dan single phase. Kualitas citra yang diuraikan di makalah berdasarkan besarnya kV dan mAs.
- Salah satu kelemahan pesawat ini adalah dibutuhkan waktu yang lebih lama untuk dapat menghasilkan citra, sehingga di bagian saran dan rekomendasi dijelaskan bahwa pesawat ini hanya dapat digunakan untuk jenis penyinaran tertentu dan pasien tertentu saja, tidak dapat digunakan pada pasien anak-anak.

2. Kelik (RS Dharmais)

Kenapa dilakukan penelitian ini?

Jawaban:

Karena pada saat ini ada pembahasan mengenai penggunaan pesawat sinar-x dengan mA rendah (50 mA) pada draf perka (sekarang perka 8/2011), sehingga dilakukanlah kajian ini, untuk melihat bagaimana kondisi pesawat sinar x yang memiliki kuat arus < 50 mA dan single phase dengan melihat dosis (ESD), citra dan kinerjanya.

TANYA JAWAB

1. Djoko S. (RSUP Dr. Sardjito)

Apa hubungan mA dengan Citra?

Karena sebenarnya yang berhubungan dengan citra adalah kV dan mA,

PENGALAMAN DAN TANTANGAN PENGAWASAN TENORM

Yus Rusdian Akhmad

BAPETEN, Jl. Gadjah Mada No. 8 Jakarta 10120, y.rusdian@bapeten.go.id

ABSTRAK

PENGALAMAN DAN TANTANGAN PENGAWASAN TENORM. Perka No. 9 Tahun 2009 tentang Intervensi Terhadap Paparan yang Berasal dari TENORM yang berbasis pada BSS-115 dalam penerapannya telah memberikan pengalaman dan tantangan ke depan bagi BAPETEN untuk meningkatkan efektifitas dan efesiensi pengawasannya. Dengan Publikasi terkini dari IAEA, yaitu GSR-Part 3 yang merupakan revisi dari BSS-115, konsesus internasional dalam hal pengawasan TENORM telah mencapai suatu pengaturan yang lebih jelas sehingga dapat dipertimbangkan dalam merumuskan kebijakan pengawasan TENORM maupun merevisi Perka No. 9 jika diperlukan pada saatnya. Terdapat kemajuan berarti dalam hal kepedulian terhadap TENORM dari institusi berwenang di beberapa daerah dan pusat yang dapat mendorong perbaikan pengawasan TENORM bersama-sama dengan BAPETEN. Pendekatan dengan hanya proses intervensi dalam pengawasan TENORM dipandang tidak cukup sehingga perlu didekati juga secara proses *practices* yang berdasarkan perspektif GSR- part 3 disistematikan ke dalam Situasi Paparan Direncanakan, Eksisting, atau kombinasi keduanya. Permen ESDM No 7 Tahun 2012 tentang Peningkatan Nilai Tambah Mineral Melalui Kegiatan Pengolahan dan Pemurnian Mineral merupakan peluang sekaligus tantangan bagi peran pengawasan TENORM dalam mewujudkan peningkatan kekuatan ekonomik nasional dari sektor mineral.

Kata kunci: TENORM, tingkat intervensi, tingkat referensi, praktik

ABSTRACT

EXPERIENCES AND CHALLENGES IN TENORM CONTROL. *The Chairman Regulation No. 9 Year 2009 on Intervention against Exposure Originating from TENORM which is based on the BSS-115 in its application has given the experience and challenges for BAPETEN to improve the effectiveness and efficiency of supervision. With the recent publication of the IAEA, the GSR-Part 3 which is a revision of the BSS-115, an international consensus in terms of TENORM control have reached an arrangement that is more clear so it can be considered in formulating the policy of controlling TENORM and revising Chairman Regulation No. 9 if necessary in timely. There is significant progress in terms of concern for TENORM from the regulatory body in some local and central government that can drive improvements of TENORM control together with BAPETEN. Approaching only with the intervention process in TENORM control deemed is insufficient. Approaching with the practices process is also needed so that in systematic way based on the perspective of GSR- Part 3 they could be treated as planned or existing exposure situations, or a combination of both. The Regulation of Minister of ESDM No. 7 Year 2012 on Enhancing the Value Added Mineral through Processing and Refining Minerals is an opportunity and challenge to the role of controlling TENORM for increasing national economic strength from the mineral sector.*

Keywords: *TENORM, intervention level, reference level, practice*

1. PENDAHULUAN

Pada masa lalu sebelum menjadi target proteksi radiasi, keberadaan radiasi pengion dalam berbagai kegiatan atau fasilitas yang melibatkan TENORM (Technologically Enhanced Naturally Occuring Radioactive Material) merupakan hal biasa terjadi namun belum disadari oleh para pekerja, masyarakat, dan pengelola bahwa apabila tidak diterapkan prinsip-prinsip proteksi radiasi maka penerimaan dosis individu dapat melampaui ketentuan batas dosis. Dengan ciri utama bahwa TENORM berkonsentrasi radioaktivitas relatif rendah, jika dibandingkan dengan bahan yang terkontaminasi oleh unsur radioaktif yang berasal dari daur bahan bakar nuklir, tetapi memiliki volume besar dan terdapat di berbagai sektor pertambangan dan industri menjadikan pendekatan untuk pengawasan TENORM harus optimal karena sumberdaya pengawasan sangat terbatas.

Pada tahun 1996, BSS-115 (Basic Safety Standard) telah memperhatikan TENORM dengan penjelasan yang relatif terbatas sehingga penerapannya di berbagai

Negara termasuk di tanah air tidak begitu tegas dan mengundang kebingungan. Penerbitan Perka No. 9 tentang intervensi TENORM pada tahun 2009, walaupun berbasis pada BSS-115 namun telah mempertimbangkan juga rekomendasi IAEA lainnya yang diterbitkan setelah BSS-115 dan tidak terlalu lama dari penerbitan Perka tersebut.

Dengan kriteria penapisan TENORM yang telah ditetapkan pada Perka No. 9 maka monasit, zirkon, bahan *sand blasting tertentu*, *scale* (kerak air) dari fasilitas tambang minyak, fasilitas pupuk berbasis fosfat, dan fasilitas pengolahan dan pemurnian timah merupakan obyek-obyek yang membutuhkan perhatian pengawasan [1]. Adapun sebarannya berdasarkan pengalaman survey dapat dijumpai di Bangka Belitung, Batam, Jawa Timur, Banten, Kalimantan Tengah, Kalimantan Barat, Kalimantan Timur, Riau, Sumatra Selatan dan Sulawesi Barat.

Untuk meningkatkan efektifitas dan efisiensi pengawasan TENORM maka spesifikasi pengalaman dan tantangannya perlu disebarluaskan agar pengerahan sumberdaya yang terbatas dapat dioptimalkan. Untuk itu

penulis melalui media ini berupaya menyajikan secara sistematis mengenai pengalaman dan tantangan dari pengawasan TENORM berdasarkan hasil kajian, pengamatan inspeksi, reviu pustaka terkini, komunikasi pribadi, dan lokakarya pengawasan zirkon. Dengan cara ini diharapkan diperoleh penurunan kesenjangan pemahaman pengawasan TENORM yang berarti di antara pihak berkepentingan yang selama ini dirasakan sangat nyata.

2. BAHAN DAN METODE

IAEA dalam setiap rekomendasinya terkait paparan radiasi oleh sumber alam tidak menggunakan istilah TENORM tetapi menggunakan istilah NORM. Pada PP No. 33 Tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Peninggian dan Keamanan Sumber Radioaktif, baik istilah TENORM maupun NORM keduanya digunakan dengan menspesifikasi bahwa pelaksana intervensi untuk TENORM yaitu pihak penghasil mineral ikutan sedangkan pelaksana intervensi NORM yaitu BAPETEN.

Dalam pembahasan di sini untuk maksud pertimbangan rekomendasi IAEA terkait TENORM penulis mengacu pada GSR Part 3, dengan alasan bahwa rekomendasi ini

telah merevisi BSS-115 dan memperjelas muatannya [2]. Di sini IAEA menghindari penggunaan istilah NORM dan sebagai gantinya jika diperlukan maka digunakan kata *natural source (origin)*.

Pemaparan oleh sumber alam (*natural sources*) secara umum dipandang sebagai Situasi Paparan Eksisting, namun demikian ketentuan untuk persyaratan Situasi Paparan Terencana dapat diterapkan pada setiap *practice (facilities and activities)* apabila konsentrasi aktivitas di dalam bahan untuk setiap radionuklida dari deret peluruhan uranium dan torium melampaui 1 Bq/g atau untuk ^{40}K melampaui 10 Bq/g. Dalam hal ini GSR- Part 3 tidak mengatur mengenai volume atau takaran berat dari bahan yang diperhatikan karena hal ini bersifat persoalan kasus per kasus, yaitu sangat tergantung pada jalur paparannya, sehingga lebih sesuai penetapannya merupakan kewenangan atau diserahkan pada setiap Badan Pengawas dari Negara yang mengadopsi rekomendasi ini.

Dengan Situasi Paparan Terencana (SPT) penanggung jawab keselamatan dapat didefinisikan, yaitu katakanlah pemegang izin yang telah menerima kewenangan dari Badan Pengawas tertentu. Lingkup dari SPT

dapat meliputi *practices, sources with practices* (fasilitas dan sumber radiasi), paparan keja, paparan medik, paparan publik, dan *natural sources* (TENORM). Dalam hal ini SPT juga mencakup paparan oleh radon dan keturunannya ketika konsentrasi aktivitas rata-rata di udara di tempat bekerja dalam satu tahun tetap di atas *reference level* (1000 Bq/g). Bekerja yang dimaksud di sini tidak harus selalu berkaitan dengan pemanfaatan tenaga nuklir.

Dengan Situasi Paparan Eksisting (SPE) penanggung jawab keselamatan sulit didefinisikan sehingga biasanya ditangani oleh bagian dari pemerintah. PP No. 33 Tahun 2007 telah menetapkan bahwa pelaksana intervensi NORM ialah BAPETEN. Hal ini dapat meliputi karena kejadian di masa lampau atau apabila pengelola fasilitas dan/atau kegiatan tidak mengetahui atau di luar kesanggupannya sedangkan pemaparan radiasi penganon dari sumber alam sudah terlanjur ada dan terjadi pada saat pengambilan keputusan harus dilakukan (sudah ada sebelum Perka No. 9 diterbitkan).

Sejak awal tahun 2000 an, BAPETEN telah berkesempatan melaksanakan kajian pengawasan

TENORM yang diperkuat dengan pengambilan data primer (melalui survey) di berbagai sektor pertambangan dan industri. Data dan informasi yang diperolehnya dapat dijadikan salah satu bahan pertimbangan dalam mengidentifikasi potensi masalah TENORM di Indonesia.

Pada 22 Nopember 2011 telah diselenggarakan Lokakarya Nasional Pengawas Zirkon di Jakarta yang menghasilkan salah satu rumusannya yaitu “Perlu dilakukan pengembangan kebijakan nasional secara terpadu dalam pengelolaan dan pengawasan zirkon untuk mendorong pertumbuhan ekonomi daerah dan nasional termasuk pengembangan media komunikasi antara regulator dan industri demi kesejahteraan rakyat Indonesia”.

Pada bulan Maret tahun 2012, penulis berkesempatan mendampingi para inspektur tambang dalam melakukan inspeksi di lokasi penambangan/produksi zirkon di Kalimantan Barat. Apabila pada ranah pemanfaatan tenaga nuklir dikenal Petugas Proteksi Radiasi sebagai “mediator” dari pemegang izin untuk mengkomunikasikan penilaian kondisi keselamatan di lapangan, maka pada ranah pertambangan mineral untuk

kebutuhan itu dikenal personil yang dinamakan Kepala Teknik Tambang.

Di wilayah Mamuju provinsi Sulawesi Barat telah diketahui sebagai daerah dengan tingkat radioaktivitas alam yang relatif tinggi dibandingkan dengan daerah lainnya. Bahkan di beberapa desa dijumpai tingkat konsentrasi radioaktifnya di permukaan tanah melampaui 1 Bq/g. Daerah ini juga dikenal memiliki potensi sumber daya mineral seperti nikel, mangan, batu bara yang mungkin suatu saat akan di eksploitasi. Dengan demikian setiap kegiatan penambangan di wilayah ini perlu dicermati mengenai kemungkinan kebutuhan diterapkannya pengelolaan SPT.

3. HASIL DAN PEMBAHASAN

Berdasarkan BSS (GSR Part3) paparan terhadap sumber alam didekati melalui SPE yaitu sebagai situasi yang sudah terlanjur ada ketika kebutuhan pengaturan dilaksanakan (sebelumnya tidak direncanakan), kecuali apabila keadaannya memenuhi persyaratan untuk SPT. Persyaratan dimaksud yaitu konsentari radioaktif untuk setiap unsur anggota deret uranium dan torium melampaui 1 Bq/g dan untuk ^{40}K melampaui 10 Bq/g. Sedangkan dalam hal paparan terhadap radon

persyaratannya yaitu dengan konsentrasi rata-rata dalam setahun melampaui 1000 Bq/m³ di tempat bekerja.

Menurut PP No. 33 tahun 2007 paparan kronik terhadap sumber alam didekati dengan intervensi dengan pihak pelaksananya adalah penghasil mineral ikutan untuk TENORM sedangkan untuk NORM pelaksananya BAPETEN. Apabila hendak disimpulkan kesesuaiannya, maka penanganan TENORM akan lebih sesuai diperlakukan sebagai SPT sedangkan penanganan NORM didekati secara SPE. Dalam hal ini kejangggalan yang melekat dari ciri intervensi perlu dikesampingkan dahulu karena makna intervensi lebih dekat dengan SPE yaitu melalui tindakan remedial yang memadai mencakup skala dan bentuknya, termasuk durasi tertentu (tidak berkelanjutan).

BSS tidak menunjuk secara spesifik pertanggungjawaban dalam hal paparan terhadap sumber alam tetapi mengikuti pertanggungjawaban sebagaimana dengan penanganan sumber lain yang relevan. Untuk SPT, Pemerintah atau BAPETEN berkewajiban menetapkan industri dan pertambangan apa saja yang membutuhkan pengawasan. Sedangkan pemegang izin berkewajiban memastikan

kepatuhannya terhadap persyaratan yang direkomendasikan BSS. Untuk SPE, Pemerintah atau BAPETEN berkewajiban dalam hal berikut ini: 1. memastikan bahwa sumber alam yang teridentifikasi dievaluasi, 2. menetapkan penanggungjawab untuk pelaksanaan perlindungan dan keselamatan dan mengadakan *reference levels*, 3. memastikan bahwa tindakan protektif dan tindakan remedial dilaksanakan melalui proses justifikasi dan optimisasi.

Berdasarkan pengalaman pengawasan TENORM, kebutuhan pendekatan SPT sangat nyata, terlepas dari instansi berwenang mana yang harus memberikan izin, terutama untuk industri atau pertambangan tertentu yang bercirikan tegas melibatkan TENORM. Pendekatan intervensi (SPE) saja dapat menimbulkan situasi tidak pasti dalam hal kesanggupan atau ketersediaan sumberdaya untuk melaksanakan keputusan tindakan remedial atau perlindungan keselamatan radiologik. Pihak penimbul TENORM karena sebelumnya tidak dikenakan (terencana) memenuhi ketentuan keselamatan radiologik ternyata dalam perjalanannya tidak mempunyai kesanggupan untuk mematuhi kondisi bekerja dengan keselamatan radiologik

sehingga pada akhirnya menjadi beban masyarakat dan pemerintah. Dengan pendekatan SPT pihak penimbul TENORM menjadi terseleksi. Hal ini sangat relevan terutama untuk praktek-praktek yang bercirikan tingkat partisipasi masyarakat yang tinggi dikarenakan tidak membutuhkan perangkat produksi yang rumit tetapi pada perjalanannya tidak mampu memenuhi ketentuan keselamatan radiologik; contoh situasi seperti ini dapat dijumpai pada sektor produksi zirkon dan pengolahan dan pemurnian timah di mana mungkin banyak kegiatan yang mengalami kesulitan secara formal untuk menyediakan Kepala Teknik Tambang apalagi Petugas Proteksi Radiasi.

Seiring adanya peningkatan kepedulian dari instansi berwenang di daerah dan pusat terhadap keberadaan TENORM dan penguatan ekonomi domestik seperti ditunjukkan pada Lokakarya Nasional Pengawasan Zirkon pada 22 Nopember 2011 di Jakarta dan diterbitkannya belum lama ini Permen ESDM No 7 Tahun 2012 tentang Peningkatan Nilai Tambah Mineral Melalui Kegiatan Pengolahan dan Pemurnian Mineral [3] merupakan peluang sekaligus tantangan bagi peran pengawasan TENORM dalam

mewujudkan peningkatan kekuatan ekonomik nasional dari sektor mineral. Sebagai contoh, Zirkon dan Monasit dengan kategori mineral ikutan dan zirkon dengan kategori komoditas telah diatur sedemikian rupa sehingga mengharuskan para pihak mempertimbangkan tingkat kemurnian yang sangat tinggi (zirkon > 99%, monazite dilarang kecuali sebagai logam oksida tanah jarang (REO) > 99%) apabila bermaksud mengeksport yang pada gilirannya mendorong partisipasi domestik untuk meningkatkan kemampuan mengolah dan memurnikan atau apabila tidak berminat mengeksportnya maka mineral tersebut dimanfaatkan untuk kebutuhan di dalam negeri sebagai bahan baku di sektor-sektor yang inovatif.

Sekurang-kurangnya dari implementasi Permen ESDM No 7 dan penertiban produsen, pengolah dan konsumen (skala besar) zirkon saja akan memerlukan pengerahan sumberdaya untuk menangani sekitar seratusan pemegang izin yang tersebar di seluruh Indonesia. Perhitungan ini belum termasuk perkembangan di wilayah Mamuju ke depan sekiranya Pemda dan masyarakatnya kreatif untuk memajukan perekonomiannya.

Perhatian juga perlu ditujukan

terhadap kondisi paparan sumber alam yang dapat memenuhi kedua situasi paparan SPT dan SPE. Keadaan ini dapat terjadi untuk fasilitas dan kegiatan yang telah berlangsung sejak sebelum diterbitkannya Perka No. 9 tahun 2009. Dalam hal ini, pendekatan melalui kebijakan yang sesuai untuk pengawasan TENORM perlu ditempuh segera agar tradisi keselamatan radiologi terpelihara atau dengan perkataan lain supaya tidak dipersepsikan dan tergiring mengalami degradasi sehingga hanya terbatas seperti pada kebutuhan keselamatan konvensional pada fasilitas dan kegiatan yang berlangsung di sektor non-nuklir; pengalaman sebagian besar persoalan TENORM penanganannya tidak mengikuti tahapan pelaporan dan dokumentasi keselamatan radiologik yang memadai. Hal ini sangat penting terutama sebagai salah satu faktor yang dapat mencirikan dan menunjukkan pertanggungjawaban keselamatan radiologik secara memadai kepada para pekerja dan masyarakat.

Walaupun persoalan TENORM relatif rumit terutama mengenai aspek pertanggungjawaban keselamatan radiologik secara formal dan dalam hal koordinasi di antara instansi berwenang sebagai bentuk

konkrit dari tantangan pengawasan, namun seiring adanya peningkatan kepedulian dari berbagai instansi berwenang dan kebutuhan masyarakat dalam penggunaan TENORM maka dengan cara memelihara sikap optimis yang disertai dengan meningkatkan kapasitas dan kualitas sumberdaya pengawasan akan diperoleh penyelesaian signifikan terhadap tantangan tersebut untuk mewujudkan kemajuan dan martabat bangsa Indonesia.

4. KESIMPULAN

Telah disajikan pengalaman dan tantangan pengawasan TENORM dari perspektif penulis dalam rangka sumbangannya untuk turut meningkatkan efektivitas dan efisiensi pengawasan TENORM.

Pendekatan dengan hanya proses intervensi dalam pengawasan TENORM dipandang tidak cukup sehingga perlu didekati juga secara proses *practices* yang berdasarkan perspektif GSR- part 3 disistematikan ke dalam Situasi Paparan Direncanakan, Eksisting, atau kombinasi keduanya.

Seiring terjadi peningkatan kepedulian yang berarti dari instansi berwenang di daerah dan pusat

terhadap keberadaan TENORM dan terhadap penguatan ekonomi domestik termasuk adanya peningkatan kebutuhan masyarakat terhadap produk yang berbasis bahan mengandung unsur radioaktif alam hal ini merupakan peluang sekaligus tantangan bagi peran pengawasan TENORM dalam mewujudkan peningkatan kekuatan ekonomik nasional dari sektor mineral. Dengan cara memelihara sikap optimis yang disertai dengan meningkatkan kapasitas dan kualitas sumberdaya pengawasan akan diperoleh penyelesaian signifikan terhadap tantangan tersebut.

UCAPAN TERIMA KASIH

Penulis ingin menyampaikan terimakasih bagi staf P2STPFRZR dan berbagai pihak yang tidak dapat disebutkan satu persatu atas partisipasi dan dukungannya dalam menyelenggarakan kajian TENORM sehingga kajian telah berlangsung tanpa kendala yang berarti.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] Perka BAPETEN No. 9 Tahun 2009, tentang Intervensi Terhadap Paparan yang Berasal dari TENORM.
- [2] IAEA "Radiation Protection

and Safety of Radiation
Sources: International Basic
Safety Standards”, GSR-Part
3, Vienna, 2011.

[3] Permen ESDM No 7 Tahun

2012 tentang Peningkatan
Nilai Tambah Mineral
Melalui Kegiatan Pengolahan
dan Pemurnian Mineral

STRATEGI PENGAWASAN SUMBER RADIOAKTIF *ORPHAN SOURCE*

Aris Sanyoto

Direktorat Pengaturan Pengawasan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif
Jl. Gajah Mada No. 8, Jakarta Pusat 10120
Telepon (021) 6385 8269-70
E-mail : a.sanyoto@bapeten.go.id

ABSTRAK

STRATEGI PENGAWASAN SUMBER RADIOAKTIF *ORPHAN SOURCE*. Sumber radioaktif yang berada di wilayah Republik Indonesia jumlahnya mencapai ribuan buah dengan jenis, tingkat aktivitas dan tujuan penggunaan bervariasi, seperti untuk industri, medik, penelitian. Dari jumlah tersebut, ada sejumlah sumber radioaktif yang tidak memiliki izin dari BAPETEN. Kondisi lain yang memerlukan perhatian adalah hilangnya sumber radioaktif milik PT. Krakatau Steel beberapa tahun yang lalu. Sumber radioaktif yang tidak berada dalam pengawasan BAPETEN, baik tidak memiliki izin, karena dicuri, hilang ataupun dipindah-tangankan secara ilegal dikategorikan sebagai *orphan sources*. Belajar dari pengalaman kecelakaan yang melibatkan sumber radioaktif *orphan source* di negara lain dengan konsekuensi yang parah, baik terhadap pekerja, masyarakat umum, lingkungan dan bahkan perekonomian, mengisyaratkan pentingnya membangun sistem nasional yang mampu mendeteksi secara dini sumber radioaktif *orphan source* dan mengembalikannya ke dalam kerangka pengawasan BAPETEN. Sistem tersebut dapat terdiri dari infrastruktur organisasi dengan melibatkan *stake holder*, sosialisasi program *awareness* dan pemasangan alat monitor radiasi di lokasi strategis. Selain itu BAPETEN perlu melakukan kajian untuk mendapatkan gambaran potensi terjadinya *orphan source* dan konsekuensinya dengan memberi perhatian khusus pada penggunaan sumber masa lampau yang berasal dari donasi negara sahabat dan juga sumber yang berada di daerah konflik ataupun yang mengalami bencana alam.

Kata kunci : *orphan source*, strategi nasional, sumber radioaktif, infrastruktur nasional, *awarrence*.

ABSTRACT

REGULATORY STRATEGY OF ORPHAN RADIOACTIVE SOURCE. Nowadays, there are thousands of radioactive sources in the whole territory of the Republik of Indonesia with varying in radionuclides type, activity as well the purpose of use, such as for industrial, medical, research, and so on. Of the numbers, there are still a number of radioactive sources without any proper license from BAPETEN, as national authority. Another condition necessary particular attention is the experience of PT. Krakatau Steel for being stolen of its radioactive sources a few years ago. Those radioactive sources with no under control or without proper authorization by BAPETEN are classified as *orphan sources*. Lesson learned from the experiences of other countries involving *orphan sources* accident, with consequences tremendous, both for worker, member of the public, the environment and also the economic, it is clearly indicate the needs to develop a national system with capabilities to detect the *orphan sources* and to regain it under regulatory control. The system may consist of organization infrastructure amongs the *stake holder*, awareness program and instalion ofl the radiation monitor devices in the strategic points. In addition, BAPETEN needs to do an assessment to picture the potential of *orphan source* with special attention given to the utilization of radioactive sources imported as donation from abroad, as well as the radioactive sources located in area of conflicts or disaster experience.

Keywords : *orphan source*, national strategy, radioactive source, national infrastructure, *awarrence*

1. PENDAHULUAN

1.1. Latar Belakang

Teknologi nuklir umumnya memiliki sistem keselamatan yang handal sehingga rekaman kecelakaan yang terjadi jumlahnya tidak banyak. Namun demikian beberapa kecelakaan yang terekam IAEA seperti di Juarez, Mexico, Goiânia, Brazil, Tammiku, Estonia, Lilo, Georgia, Istanbul, Turkey, dan Bangkok, Thailand melibatkan sumber radioaktif telah menimbulkan konsekuensi yang sangat serius, seperti kematian, kontaminasi lingkungan dan kerugian ekonomi yang luar biasa. Potensi kecelakaan tersebut semakin tinggi pada kondisi dimana sumber tidak berada dalam pengawasan Badan Pengawas. Termasuk dalam kondisi tersebut adalah sumber yang dipindahkan tanpa mengikuti ketentuan regulasi, sumber yang hilang, salah penempatan ataupun dicuri. Sumber radioaktif semacam ini dikenal dengan sebutan *orphan sources*. Di Indonesia, pengalaman tidak terlacaknya kasus kehilangan sumber milik PT. Krakatau Steel beberapa tahun yang lalu telah mengisyaratkan pentingnya mengembangkan strategi nasional dalam mengawasi sumber dalam kategori *orphan source*.

Potensi konsekuensi serius, seperti kematian, kontaminasi lingkungan dan kerugian ekonomi atas

kecelakaan radiology terkait *orphan source* dan pengalaman tidak terlacaknya kasus kehilangan sumber milik PT. Krakatau Steel mengisyaratkan pentingnya mengembangkan strategi nasional dalam mengawasi sumber-sumber kategori *orphan source*.

1.2. Tujuan

Tujuan dari makalah ini adalah untuk membahas strategi yang diperlukan dalam mendeteksi secara dini sumber-sumber *orphan source* dan mengendalikannya ke dalam kerangka pengawasan.

1.3. Ruang Lingkup

Ruang lingkup makalah ini meliputi strategi pengawasan terhadap sumber radioaktif terbungkus (sumber) dan material terkontaminasi zat radioaktif (material) dalam kategori *orphan source*.

2. BAHAN DAN METODE (Tinjauan Pustaka)

Dewasa ini pengawasan terhadap bahan nuklir dan bahan radioaktif serta teknologinya telah memperoleh perhatian serius dari Badan Tenaga Atom Internasional (IAEA). Perhatian tersebut tidak terlepas dari berbagai peristiwa yang pernah terjadi, seperti serangan terhadap WTC pada 11

September 2001 dan 662 peristiwa *illicit trafficking* seperti yang terekam dalam *Illicit Trafficking Data Base (ITDB)*. Rekaman ITDB per 31 Desember 2004 mengidentifikasi bahwa sebagian besar peristiwa merupakan aktivitas kriminal seperti pencurian, kepemilikan secara ilegal, percobaan perdagangan ilegal; baik menyangkut bahan nuklir maupun bahan radioaktif. Selain itu, karena berbagai alasan ada kalanya sumber radioaktif tidak berada dalam pengawasan (*orphan sources*) atau tidak memperoleh pengawasan secara memadai (*vulnerable sources*). Sumber-sumber semacam ini harus dapat dideteksi secara dini (ditemukan kembali) dan dikembalikan ke dalam kerangka pengawasan sebelum menimbulkan konsekuensi yang parah.

Rantai atau jalur pasokan barang bekas (besi tua) memiliki sejarah dan peran penting dalam penemuan sumber radioaktif yang tidak diketahui pemiliknya (*orphan sources*) dan material yang terkontaminasi zat radioaktif (material). Dalam beberapa kasus, penemuan tersebut dilakukan melalui screening/ pemindaian terhadap limbah besi tua yang memasuki area pengolahan menggunakan alat monitor radiasi. Namun terkadang penemuan tersebut terjadi beberapa saat setelah *orphan sources* atau material tersebut telah dilebur dalam tungku pengolahan

(dilelehkan). Identifikasi dan pelaksanaan pemulihan (*recovery*) terhadap kondisi tersebut membutuhkan sumber daya yang luar biasa (intensif) dan penuh permasalahan. Konsekuensi dari kondisi tersebut bisa jadi sangat signifikan. Peleburan logam yang secara tidak sengaja tercampur dengan *orphan source* dan material terkontaminasi dapat menghasilkan produk-produk dan juga produk samping (*by-product*) terkontaminasi zat radioaktif. Kondisi ini dapat menyebabkan paparan radiasi yang signifikan, baik terhadap pekerja, anggota masyarakat maupun lingkungan hidup. Selain itu kondisi tersebut dapat memperburuk perekonomian nasional karena ketakutan terhadap produk-produk yang terkontaminasi sehingga mempengaruhi kehilangan waktu produksi, kapabilitas dan harga pasar/saham.

3. HASIL DAN PEMBAHASAN

3.1. Data Gambaran Status Izin Sumber Radioaktif di Indonesia.

Pada Tabel 1 disajikan gambaran status izin sumber radioaktif di Indonesia yang diperoleh dari database perizinan B@lis milik BAPETEN. Data tersebut mencerminkan tingkat persoalan yang harus diwaspadai dari aspek pengawasan.

Tabel 1. Gambaran Sumber Radioaktif di Indonesia Menurut Status Izin
(Data B@lis per 6 September 2010)

NO.	STATUS IZIN	AKTIF	NON AKTIF	TOTAL
1	Zat Radioaktif Memiliki Izin Pemanfaatan	5164	2877	8041

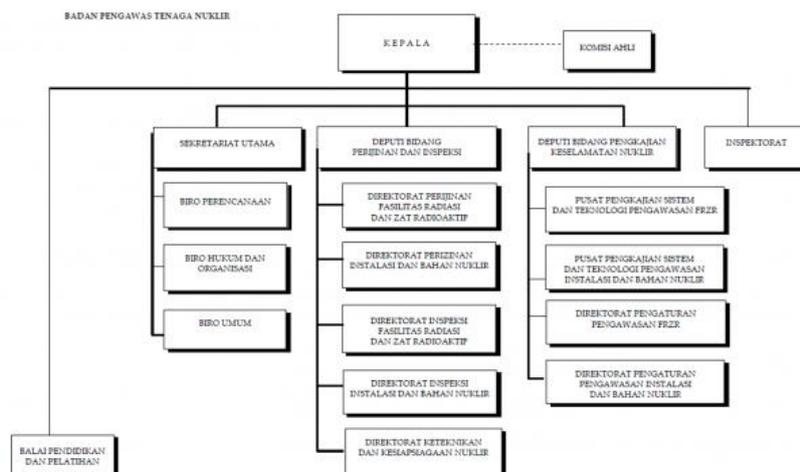
3.2. Gambaran Penggunaan Sumber Radioaktif di Indonesia Saat Ini

Pada Tabel 2 disajikan gambaran penggunaan sumber radioaktif di Indonesia yang diperoleh dari

database perizinan B@lis milik BAPETEN. Data tersebut mencerminkan tingkat persoalan yang harus diwaspadai dari aspek pengawasan.

Tabel 2. Gambaran Sumber Radioaktif di Indonesia Menurut Tujuan Penggunaan
(Data B@lis per 6 September 2010)

NO	TUJUAN PENGGUNAAN
1	Impor dan Pengalihan Zat Radioaktif untuk Keperluan Medik dan Non Medik
2	Operasi Penggunaan dalam Radioterapi
3	Penelitian dan Pengembangan dalam Gauging Industri dengan Zat Radioaktif Aktivitas Rendah dan Tinggi
4	Iradiator Kategori I dengan Zat Radioaktif Terbungkus
5	Penelitian dan Pengembangan Zat Radioaktif Terbuka untuk Tujuan Pendidikan, Penelitian dan Pengembangan
6	Penggunaan dalam Fotofluorografi dengan Zat Radioaktif Aktivitas Sedang
7	Penggunaan dalam Gauging Industri dengan Zat Radioaktif Aktivitas Rendah dan Tinggi
8	Penggunaan dalam Radiografi Industri Fasilitas Terbuka
9	Penggunaan dalam Well Logging
10	Penggunaan Zat Radioaktif untuk Tujuan Pendidikan, Penelitian dan Pengembangan
11	Penggunaan Zat Radioaktif untuk Kalibrasi
12	Penyimpanan Zat Radioaktif



Gambar 1. Struktur Organisasi BAPETEN

3.3. Struktur Organisasi BAPETEN

Pada Gambar 1 disajikan gambaran struktur organisasi BAPETEN yang menggambarkan cakupan dan ruang lingkup organisasi pengawasan yang dimiliki BAPETEN. Organisasi tersebut mencerminkan kemampuan BAPETEN dalam melaksanakan pengawasan.

4. PEMBAHASAN

Di Indonesia, terkait dengan pengawasan dalam pemanfaatan tenaga nuklir telah diterbitkan regulasi berupa Peraturan Pemerintah (PP) No. 33 Tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif dan PP No. 29 Tahun 2008 tentang Perijinan Pemanfaatan Sumber Radiasi Pengion dan Bahan Nuklir. Dari Tabel 1. Gambaran Sumber Radioaktif di Indonesia Menurut Status Izin, saat ini jumlah sumber radioaktif yang ada di wilayah Republik Indonesia tidak kurang dari 5000 (lima ribu) buah. Pemegang Izin Pemanfaatan Tenaga Nuklir meliputi tujuan radioterapi, iradiator, radiografi, *well logging*, gauging, penelitian, kalibrasi, dan lain-lain. Adapun jenis sumber radioaktif yang digunakan antara lain Co-60, Cs-137, Ir-192 dengan aktivitas rendah, sedang dan tinggi. Dari jumlah tersebut masih ada sejumlah sumber radioaktif yang belum pernah memiliki izin.

Pelaksanaan pengawasan sumber radioaktif dilakukan oleh BAPETEN melalui peraturan, perizinan dan inspeksi. Setiap orang ataupun badan hukum yang akan memanfaatkan sumber radiasi harus terlebih dahulu mengajukan permohonan ke BAPETEN dengan melengkapi berbagai persyaratan yang telah ditentukan. Setelah permohonan tersebut dievaluasi dan hasilnya memenuhi persyaratan maka pemohon akan menerima Surat Ijin Pemanfaatan Tenaga Nuklir. Selanjutnya untuk memastikan semua ketentuan regulasi dan kondisi perijinan, BAPETEN dapat melakukan inspeksi. Pelaksanaan inspeksi tersebut dilakukan oleh inspektur keselamatan nuklir dengan frekuensi yang disesuaikan dengan tingkat risiko dari sumber radiasi yang tertera dalam ijin. Dari gambar 1: Struktur organisasi BAPETEN, dapat dilihat bahwa BAPETEN telah memiliki semua fungsi yang diperlukan untuk melaksanakan tugas-tugas pengawasan seperti tersebut di atas.

Pengawasan yang dilakukan dengan struktur organisasi dan fungsi seperti yang dijelaskan pada alinea sebelumnya efektif untuk kondisi normal, dimana sumber memiliki status kepemilikan yang jelas. Kondisi lain yang memerlukan pengawasan secara serius adalah sumber radioaktif dalam

kategori *orphan source* dan *vulnerable sources*. Termasuk dalam *orphan sources* adalah keberadaan sumber-sumber yang tidak berada dalam pengawasan BAPETEN karena telah dicuri, dipindah-tangankan secara ilegal, terlantar, dan lain-lain. Pengalaman kehilangan sumber pernah terjadi di Indonesia beberapa tahun yang lalu. Sejumlah sumber radioaktif milik PT. Krakatau Stell hilang dicuri beberapa tahun yang lalu. Sumber radioaktif tersebut saat ini masuk dalam kategori *orphan source* karena tidak berada dalam pengawasan BAPETEN, sehingga memiliki potensi bahaya yang tidak bisa diabaikan, baik terhadap masyarakat umum maupun terhadap lingkungan hidup.

Sedangkan sumber radioaktif dalam kategori *vulnerable sources* adalah sumber radioaktif yang kurang memperoleh pengawasan secara memadai. Sejumlah kondisi yang ditengarai berpengaruh terhadap kurangnya pengawasan sumber radioaktif oleh internal pemegang ijin adalah kurangnya kesadaran manajemen (pemegang ijin) terhadap potensi bahaya sumber radioaktif, terjadinya konflik di dalam internal perusahaan, perusahaan yang sudah mengalami kebangkrutan cukup lama dan akan melimahkan seluruh komponen pabrik sebagai barang bekas, penggantian

sistem teknologi nuklir dengan teknologi lainnya, perpindahan instalasi tanpa memperhatikan instalasi lama. Kondisi lain yang memerlukan perhatian khusus adalah keberadaan sumber radioaktif di daerah-daerah yang mengalami konflik, daerah yang mengalami bencana alam dan lain-lain.

Belajar dari konsekuensi parah akibat kecelakaan sumber radioaktif *orphan source* yang terjadi di negara lain mengisyaratkan pentingnya kemampuan mendeteksi secara dini keberadaan sumber tersebut. Namun karena jalur lalu lintas *orphan source* tersebut sangat luas dan mengingat keterbatasan sumber daya BAPETEN, maka perlu dibangun system yang komprehensif dengan melibatkan semua pemangku-kepentingan (*stake holder*). Sistem tersebut dapat meliputi infrastruktur organisasi, mengembangkan kesadaran (*awareness*) para pemangku kepentingan (*stake holder*) dan peralatan deteksi dini. Sistem deteksi dini dapat berupa monitor radiasi yang dipasang di setiap pintu masuk pelabuhan, jalan raya utama (protokol), pintu masuk kawasan pengumpul besi tua, dan lain-lain.

Sedangkan sosialisasi untuk membangun *awareness* perlu dilakukan kepada *stake holder*, seperti internal BAPETEN, pengusaha limbah besi tua, perusahaan transportasi, pemilik lapak

barang-barang bekas (*scrap yards*), perusahaan pengolah/ daur ulang, dan lain-lain. Selain itu juga perlu melibatkan industri penghasil sumber radioaktif, supplier, perusahaan transportasi, pengguna dan manajer limbah radioaktif dan bahkan instansi lain terkait seperti Beacukai, Kepolisian dan Badan Penanggulangan Bencana Nasional.

Namun karena alasan keterbatasan sumber daya, strategi nasional harus memfokuskan prioritas pada sumber-sumber yang berbahaya (Kategori 1-3 menurut IAEA Safety Guide RS-G-1.9). Untuk mendapatkan gambaran sejauh mana potensi terjadinya *orphan source* dan konsekuensinya maka diperlukan kajian penilaian (*assessment*) terhadap situasi nasional. Situasi nasional terkait potensi terjadinya sumber radioaktif *orphan source* dapat dikaji dari dokumen impor dan donasi sumber radioaktif untuk tujuan radioterapi masa lampau (sebelum terbentuk badan pengawas (BAPETEN)), Fasilitas-fasilitas medik yang pernah menggunakan sumber Radium untuk tujuan brakiterapi, perusahaan-perusahaan radiografi industri, industri-industri pengguna nuklir gauging yang sudah tidak beroperasi, sumber radioaktif yang digunakan untuk keperluan militer, dan lain-lain.

Penilaian terhadap situasi nasional mencakup hal-hal seperti potensi konsekuensi radiologikal terhadap pekerja, masyarakat dan lingkungan, potensi *impact* terhadap ekonomi dan sosial, antar-muka dengan lembaga pengawas lain yang terkait dan manajemen insiden dan kecelakaan, inventori terhadap penggunaan sumber saat ini (seperti dalam radioterapi, iradiator, radiografi industri, *well logging*), penggunaan di lingkungan militer, impor dan ekspor sumber, rekaman *Illicit trafficking*, limbah radioaktif (termasuk *disused sources*), data sumber hilang dan lain lain. Kondisi lain yang perlu diperhatikan adalah sumber radioaktif yang berada dalam wilayah konflik ataupun daerah yang mengalami bencana alam.

5. KESIMPULAN DAN SARAN

5.1. Kesimpulan

Strategi nasional yang diperlukan untuk mendeteksi secara dini sumber radioaktif *orphan source* dan mengendalikannya ke dalam kerangka pengawasan meliputi:

- Membangun infrastruktur organisasi sistem deteksi dini sumber radioaktif dengan melibatkan stake holder.
- Membangun kesadaran (*awareness*) para *stake holder* melalui sosialisasi.
- Memasang monitor radiasi sebagai peralatan deteksi dini di tempat-

tempat strategis, seperti pelabuhan, bandara, dan lain-lain.

5.2. Saran:

Perlu dilakukan kajian nasional untuk mendapatkan gambaran potensi terjadinya *orphan source* dan konsekuensinya dengan memberi perhatian khusus pada penggunaan sumber masa lampau yang berasal dari donasi negara sahabat, sumber yang berada di daerah konflik ataupun yang mengalami bencana alam.

DAFTAR PUSTAKA:

- [1] Peraturan Pemerintah (PP) No. 33 Tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif, 2007.
- [2] Peraturan Pemerintah No. 29 Tahun 2008 tentang Perijinan Pemanfaatan Sumber Radiasi Pengion dan Bahan Nuklir.
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Legal and Governmental Infrastructure for Nuclear, Radiation, Radioactive Waste and Transport Safety, GS-R-1, 2000.
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Preparedness and Response for

a Nuclear or Radiological Emergency, GS-R-2, 2002

- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Arrangements for Preparedness for a Nuclear or Radiological Emergency, DS105, (to be published as GS-G-2.1 in 2006)
- [6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Regulatory Control of Radiation Sources, GS-G-1.5, 2004
- [7] B@lis, BAPETEN.

TANYA JAWAB

1. Sri Wahyuningsih (PTBN-BATAN)

Bagaimana perkembangan kasus *orphan source* di Indonesia?

Jawaban:

Perkembangan kasus *orphan source* di Indonesia, seperti peristiwa kehilangan sumber radioaktif milik PT Krakatau Steel juga dilaporkan dan dicatat dalam ITDB.

2. Faisal (BAPETEN)

- a. Dari strategi pengawasan yang bapak paparkan. Bagaimana Negara yang belum mempunyai portal monitor udara dan laut, missal Indonesia bagaimana cara untuk menghindari terjadinya OS?

- b. Bagaimana pengalaman Bapeten di dalam menangani OS ini?

Jawaban:

- a. Meningkatkan kesadaran para pemilik usaha daur ulang besi tua untuk memasang radratron monitor pada pintu masuk lokasi usahanya.
- b. Meningkatkan kewaspadaan SDM Bapeten terhadap sumber radioaktif yang masuk dalam kategori Orphan Source dan pengalaman laporan

penemuan SR di Cilandak beberapa tahun lalu.

3. Maulana S.Si. (BAPETEN)

Mohon dijelaskan potensi Orphan Source di Indonesia

Jawaban:

Potensi Orphan Source terjadi ketika sumber tidak dalam pengawasan Bapeten ataupun pemilik sumber. Sebagai contoh, Pabrik-pabrik pengguna S.R. untuk gauging yang telah bangkrut maka berpotensi sebagai Orphan Source.

FORMULASI PENENTUAN FAKTOR EKSPOSI PADA PEMBUATAN RADIOGRAFI KESEHATAN DALAM RANGKA EKORADIASI

Djoko Sukwono

RSUP DR.SARDJITO YOGYAKARTA

ABSTRAK

FORMULASI PENENTUAN FAKTOR EKSPOSI PADA PEMBUATAN RADIOGRAFI KESEHATAN DALAM RANGKA EKORADIASI. Pada pembuatan radiograf diperlukan suatu ketepatan kuantitas faktor eksposi. Penentuan kuantitas faktor eksposi dilakukan berdasarkan kebiasaan dan pengalaman. Hal ini menjadi penyebab no 2 kegagalan foto. Penentuan kuantitas faktor eksposi dapat dilakukan dengan perhitungan matematik, sehingga ketepatan pembuatan radiograf akan lebih irit radiasi. Telah dilakukan pembuatan formulasi dalam penentuan faktor eksposi pada citra radiograf di unit radiodiagnostik dengan melakukan penelitian selama 4 tahun dengan memanfaatkan tabel sistem poin dari Siement, yang kemudian dibuat programnya. Hasil penelitian ini berupa Formulasi penentuan faktor eksposi penyinaran yang diterima pasien dengan besaran poin awal sebesar 7 Poin . Dan dibuatlah program kalkulasi faktor eksposi dan informasi dosis kulit . Sehingga menghasilkan radiograf yang mempunyai kualitas optimal untuk mendukung diagnose.

Kata kunci : dosis paparan pasien, formulasi faktor eksposi, kuantitas faktor eksposi, software sistem poin

1. PENDAHULUAN

1.1. Latar Belakang

Berdasarkan data yang diperoleh dilapangan bahwa terjadinya *reject* atau penolakan film sebesar 60 % disebabkan karena kesalahan *kuantitas faktor eksposi*. Dengan terjadinya pengulangan foto maka dosis yang diterima pasien akan semakin bertambah, dan juga hal ini menjadikan biaya yang dikeluarkan semakin banyak.

1.2. Tujuan

Sistem poin bertujuan untuk menerapkan perhitungan faktor eksposi yang lebih logis, sehingga dalam pengaturan *kuantitas faktor eksposi* dapat ditentukan dengan tepat dan akhirnya dapat menghasilkan suatu radiograf yang mempunyai kualitas yang optimal, dosis radiasi yang terkontrol dan menekan tingkat kegagalan Radiograf akibat penentuan faktor eksposi untuk mendukung diagnose.

1.3. Metodologi

Penulisan ini didasarkan uji coba hasil penelitian selama 4 tahun dengan menjadikan lahan praktikum mahasiswa DIII radiodiagnostik.

Dengan cara membuat radiograf yang terbaik pada salah satu organ untuk dijadikan poin standart. Poin awal inilah yang digunakan untuk mendapatkan faktor konversi dan formulasi penentuan faktor Eksposi di Radiologi.

2. BAHAN DAN METODE

2.1. Landasan teori

Sistem Point siement, yang dikembangkan pada tahun 1950 oleh perusahaan siemens, didasarkan pada karya F.Claassen. Siement menerbitkan dan merevisi sistem, yang lebih sering digunakan di eropa daripada di tempat lain. SISTEM yang digunakan log-basis 10 poin untuk mengukur variabel, dengan tujuan mempertahankan kepadatan gambar dalam batas penerimaan. Secara teknis, poin masing-masing meningkatkan eksposi sampai 25,9 persen, meskipun untuk semua tujuan praktis lebih mudah untuk mempertimbangkan kenaikan satu poin sebagai peningkatan eksposi 25 persen dan eksposi satu poin penurunan sebesar 20 persen.

Sistem poin siements dirancang untuk server sebagai sistem bagan teknik lengkap. harus dikalibrasi

dengan menentukan nilai poin paparan awal untuk setiap area anatomi. jika nilai-nilai yang disarankan paparan awal tidak menghasilkan suatu gambar yang optimal, koreksi poin harus ditetapkan untuk semua eksposi berikutnya. Grafik yang disediakan oleh siement biasanya dimodifikasi dengan poin koreksi untuk membangun nilai poin normal paparan. Poin paparan yang nilainya normal memberikan sistem eksposi akurat.

1. Kualitas Radiograf

Kualitas radiograf dikatakan baik apabila dapat memberikan informasi yang jelas mengenai keadaan obyek yang diperiksa. Faktor yang menentukan kualitas radiograf adalah :

a. Kontras Radiografi

Adalah perbedaan derajat kehitaman antara struktur anatomi obyek yang berbatasan atau merupakan variasi derajat kehitaman yang terdapat pada radiograf (Bushong, 2001).

Nilai kontras radiografi dipengaruhi oleh :

1) Kontas radiasi

Kontras radiasi adalah perbedaan intensitas sinar-X yang ditransmisikan satu bagian tertentu dibandingkan dengan bagian yang lainnya (Cristensen's, 1984). Kontras radiasi disebut juga kontras subyek.

2) Kontras film

Kontras film sebanding dengan gradien rata-rata pada kurva karakteristik (γ) dan dirumuskan:

$$\gamma = \frac{D_2 - D_1}{\log E_2 - \log E_1}$$

(2.1)

Dengan D adalah densitas dan E adalah eksposi

b. Ketajaman

Adalah batas tegas pada radiograf dengan batas-batas organ atau jaringan yang diperiksa dapat diperlihatkan dengan jelas. Dalam kenyataannya sangat sulit untuk menghasilkan radiograf dengan ketajaman yang sempurna.

Faktor-faktor yang mempengaruhi ketidaktajaman gambar adalah:

- 1) Faktor geometri
- 2). Faktor gerakan
- 3). Faktor film

4). Faktor tabir penguat

c. Densitas

Adalah tingkat kehitaman pada gambar, ditentukan oleh jumlah deposit perak metalik pada film di daerah yang dimaksud (*background* film berwarna cerah atau terang). Semakin besar exposure semakin banyak jumlah deposit perak metaliknya sehingga gambar menjadi semakin hitam. Faktor yang berpengaruh terhadap densitas :

- 1) *Controlling factor* (faktor pengontrol) adalah faktor yang berpengaruh langsung terhadap densitas (mAs).
- 2) *Influencing factor* adalah faktor yang berpengaruh tidak langsung terhadap densitas (kVp, FFD) (Chesney's , 1995).

2. Dosis Radiasi

Secara umum dosis yang diterima oleh pasien akan turun apabila digunakan tegangan yang lebih besar meskipun paparan radiasinya harus

besar serta jarak antara film dan kulit lebih besar. Pada pesawat rontgen maka besarnya dosis radiasi (*eksposure*) pada permukaan dapat dihitung dengan menggunakan rumus :

$$D = P \times \frac{kV^2 \times mAs}{d^2} \text{ (mR)} \quad \dots(2.2)$$

Dalam hal ini :

d = Jarak fokus ke film (cm)

kV= Tegangan tabung yang digunakan

mAs= Arus tabung

P= Suatu konstanta yang nilainya 15 (Meredith dan Massey, 1977).

Perubahan nilai kuantitas eksposi (*eksposure*) berbanding lurus dengan perolehan nilai arus apabila faktor yang lain (tegangan dan jarak tetap).

Adapun tingkat panduan dosis radiodiagnostik untuk setiap pemeriksaan berdasarkan ketentuan dari Keputusan Kepala BAPETEN nomor 01-P/Ka-BAPETEN/I-03 Tentang Pedoman Dosis Pasien Radiodiagnostik dapat dilihat pada Tabel 2.1

Tabel 2.1. Pedoman Dosis Pasien

NO	JENIS PEMERIKSAAN	POSISI PEMERIKSAAN	LEVEL DOSIS PERMUKAAN KULIT (mGy)
1.	Lumbal (<i>Lumbal Spine</i>)	AP	10
		Lateral	30
		LS	40
2.	Abdomen	AP	10
3.	Pelvis	AP	10
4.	Sendi Panggul (<i>Hip Joint</i>)	AP	10
5.	Paru (<i>Chest</i>)	PA	0,4
		Lateral	1,5
6.	Torakal (<i>Thoracic Spine</i>)	AP	7
		Lateral	20
7.	Kepala (<i>Skull</i>)	PA	5
		Lateral	3
8.	Jari dan tangan	AP	0,7
9.	Gigi (dental)	Periapical	5

3. Faktor Eksposi

Faktor eksposi adalah faktor yang menentukan intensitas dan kualitas sinar-X yang dipancarkan ke *image receptor* (film atau *system screen film*). Pada *image receptor* maka *kuantitas faktor eksposi* akan mempengaruhi densitas dan kontras radiograf. Untuk mendapatkan suatu radiograf yang optimal maka kita dapat melakukan pengaturan *kuantitas faktor eksposi* sesuai dengan kondisi pemeriksaan.

a. Tegangan tabung (kVp)

Efek perubahan tegangan tabung menimbulkan dua karakteristik berkas sinar-X yaitu :

1) Kualitas sinar-X

Energi photon yang efektif dari berkas sinar-X. Dalam

gambar radiograf akan mempengaruhi :

- a) Daya tembus
- b) Kontras radiograf
- c) Dosis radiasi pada pasien

2) Intensitas

Rata-rata dari energi per unit area $1 \propto (\text{kVp})^2$ sehingga apabila tegangan semakin tinggi maka intensitas yang dihasilkan juga tinggi.

b. mAs (Arus x durasi penyinaran)

Perubahan nilai arus tabung dan waktu penyinaran eksposi akan menimbulkan pengaruh terhadap besarnya energi berkas sinar-X total yang dihasilkan oleh tabung sinar-X selama eksposi. Nilai arus tabung dan waktu penyinaran atau eksposi tidak mempengaruhi Energi (kualitas) sinar-X mAs yang

merupakan penggabungan antara mA dan s, dimana mA adalah arus yang mengalir dari katoda ke anoda tabung sinar-X selama penyinaran atau eksposi sedangkan s adalah lamanya waktu penyinaran (durasi) dalam detik/second. Nilai mA dan s

bila hasilnya sama/konstan maka energi yang diterima *image receptor* selalu sama, misal :

20 mA, 1 s

40 mA, 0,5 s, 20 mAs

80 mA, 0,25s

Tabel 2.2. Konversi Poin dari mAs atau kVp

Poin	kV	MAs
-10		0.1
-9		0.125
-8		0.6
-7		0.2
-6		0.25
-5		0.32
-4		0.4
-3		0.5
-2		0.63
-1		0.8
0	40	1
1	41	1.25
2	42	1.6
3	44	2
4	46	2.5
5	48	3.2
6	50	4
7	52	5
8	55	6.3
9	57	8
10	60	10
11	63	12.5
12	66	16
13	70	20
14	73	25
15	77	32
16	81	40
17	85	50
18	90	63
19	96	80
20	102	100
21	109	125
22	117	160
23	125	200
24	133	250
25	141	320
26	150	400
27		500
28		630
29		800

B. Ketentuan Perhitungan ***Kuantitas faktor eksposi***

Ketentuan perhitungan *kuantitas faktor eksposi* dengan mengacu pada tabel eksposi Siemens merupakan suatu teknik yang dapat menghasilkan gambar radiograf yang bervariasi.

Perhitungan *kuantitas faktor eksposi* yang mengacu pada tabel eksposi Siemens ini berdasarkan juga pada ketebalan obyek yang akan diperiksa, dan dikonversikan ke sistem poin. Tebal obyek harus diukur sepanjang lintasan sinar sentral menembus tubuh. Dengan demikian maka penampang yang miring memberikan tebal obyek yang lebih besar dan kompresi penampang yang lebih kecil (Hoxter, 1982).

1. Parameter Sebagai Koreksi **Perhitungan *Kuantitas faktor eksposi***

Beberapa parameter sebagai koreksi perhitungan *kuantitas faktor eksposi* ini antara lain :

a. Tulang

Tulang mempunyai angka kerapatan sebesar 1,9 dan nomor atom kira-kira 14,0 (Hoxter, 1982). Dalam perhitungan

kuantitas faktor eksposi pada tabel konversi poin eksposi tulang mempunyai faktor konversi setiap tebal 1 cm sebesar 1 poin.

b. Jaringan Lunak (Tulang Rawan)

Jaringan lunak ini mempunyai angka kerapatan sebesar 1,09 dan nomor atom sebesar kira-kira 13,0 (Hoxter, 1982). Dalam perhitungan *kuantitas faktor eksposi* pada tabel konversi poin ini jaringan lunak mempunyai faktor konversi setiap ketebalan 2 cm sebesar 1 poin.

c. Udara

Komposisi udara pada tubuh manusia mempunyai angka kerapatan sebesar 0,00013 dan nomor atom kira-kira sebesar 7,6 (Hoxter, 1982). Pada perhitungan *kuantitas faktor eksposi* pada tabel konversi poin ini udara mempunyai faktor konversi untuk setiap ketebalan 5 cm mewakili 1 poin.

Tabel 2.3 : Koreksi Poin Eksposi untuk Tulang, Jaringan Lunak dan Udara (Siemens, 1982)

Faktor Konversi	Ketebalan (cm)	Poin
Tulang	1	1
Jar lunak	2	1
Udara	5	1

d. Grid

Grid adalah suatu bangunan alat bantu untuk pemeriksaan yang terdiri dari lempengan logam tipis yang bernomor atom tinggi (biasanya timbal) yang disusun berjajar atau paralel yang satu sama lain dipisahkan oleh bahan penyela atau *interspace material* yang ditembus sinar-X (Meredith dan Massey, 1977). Dapat menyerap sejumlah energi radiasi yang mencapai film. Dapat melemahkan radiasi hambur sehingga mengurangi total energi atau intensitas yang diterima oleh film (Chesney's , 1995).

Jenis-jenis grid :

- 1) Grid diam (*stationary grid* atau *lysolm*)
- 2) Grid bergerak (*moving grid* atau *bucky*)

Dalam perhitungan *kuantitas faktor eksposi* pada tabel konversi poin ini untuk pemotretan tanpa grid mempunyai faktor konversi sebesar 0, grid diam (*lysolm*) mempunyai faktor konversi sebesar 4 poin, sedangkan pada grid bergerak (*moving grid* atau *bucky*) mempunyai faktor konversi sebesar 5 poin.

Tabel 2.4 : Koreksi Poin Eksposi untuk Grid (Siemens, 1982)

Faktor Konversi	Poin
Tanpa Grid	0
<i>Lysolm</i>	4
<i>Bucky</i>	5

e. Film dan Intensifying Screen

Reseptor dalam radiografi konvensional menggunakan Film dengan kombinasi Tabir Penguat. Kombinasi keduanya akan memberikan respon yang berbeda terhadap sinar-X. Hal ini

tergantung Speed dari hasil kombinasi keduanya. (Chesney's , 1995).

Intensifying screen adalah alat yang terbuat dari kardus (*card board*) khusus yang mengandung lapisan tipis emulsi fosfor dengan

bahan pengikat yang sesuai (Meredith dan Massey, 1977).

Yang banyak dipergunakan adalah kalsium tungstat.

Jenis *Intensifying screen* ada bermacam-macam, antara lain :

- 1) *Fast screen* dengan *speed* (kecepatan) bernilai 200-1200

- 2) *Medium screen (Par screen)* dengan *speed* (kecepatan) bernilai 100

- 3) *Slow screen* dengan *speed* (kecepatan) bernilai 50

Dalam Sistem Poin ini diperlukan Faktor Koreksi adanya perbedaan Speed. Berikut tabel koreksi untuk perbedaan Speed Screen.

Tabel 2.5: Koreksi Poin Eksposi untuk *Intensifying Screen* (Siemens, 1982)

Faktor Konversi	<i>Speed</i>	Poin
<i>Intensifying Screen</i>	200	4
	400	0
	600	-4

f. Generator

Pada generator X-ray diagnostik dan tabung rontgen terdapat beberapa koreksi yaitu :

- 1) Generator 12 pulsa mewakili 0 poin

- 2) Generator multipulsa mewakili 0 poin

- 3) Generator 6 pulsa mewakili 1 poin

Tabel 2.6 : Tabel Koreksi Poin Eksposi untuk Generator (Siemens, 1996)

Faktor Konversi	Poin
Generator 12 Pulsa	0
Generator Multipulsa	0
Generator 6 Pulsa	1

g. FFD atau SID.

SID (Source Image receptor Distance) atau FFD (Focus Film Distance) SID atau FFD adalah jarak antara sumber sinar atau fokus dengan film. Dalam perhitungan *kuantitas faktor eksposi* pada tabel konversi poin ini, SID atau FFD

mempunyai faktor konversi sebesar 0 poin dimulai pada jarak sebesar 105 cm, dimana setiap penambahan jarak 15 cm bernilai 1 poin.

Perubahan SID akan mengakibatkan perubahan intensitas, kecuali terjadi perubahan-perubahan oleh jarak

pasien dan film. Peningkatan SID sehingga dapat ditulis $I = 1/d^2$.
akan mengurangi intensitas,

Tabel 2.7 : Koreksi Poin Eksposi untuk SID atau FFD (Siemens, 1982)

Faktor Koreksi	Jarak (cm)	Poin
SID (FFD)	105	0
	120	1
	135	2

Disamping besarnya konversi yang harus kita ketahui, maka dari hasil studi dan penelitian diperlukan konstanta awal untuk dapat melakukan perhitungan ini yaitu Konstanta awal dengan poin sebesar 7.

Besaran ini tidak terdapat pada sistem poin yang sesungguhnya. Besarnya ini terbentuk dari hasil uji coba sistem perhitungan ini di laboratorium untuk membantu mahasiswa menentukan faktor eksposi. Selama diujicobakan dalam waktu 4 tahun dapat diambil kesimpulan adanya nilai poin awal yang harus ditentukan terlebih dahulu. Yaitu 7 poin yang diasumsikan sebagai kontanta DJ.

2. Kalkulasi Nilai Poin Untuk suatu Obyek pemotretan.

Dari tabel diatas maka kita dapat memperhitungkan total nilai poin suatu obyek yang nantinya poin ini dijadikan perhitungan variasi faktor

Eksposi pada organ tersebut. Dengan persamaan dibawah ini dapat dilakukan penentuan variasi faktor ekposi :

$$TP = DJ + x_1 + x_2 + x_3 + x_4 + \dots + x_{dst} \quad (2.3)$$

Dalam hal ini :

TP = Total poin

DJ = konstanta awal = 7 poin

x_1 = Tebal Tulang

x_2 = Tebal Jaringan lunak

x_3 = Tebal Udara

x_4 = Faktor konversi *gridolm* atau *bucky*)

x_5 = Faktor konversi *Intensifying Screen*

x_6 = Faktor konversi Generator

x_7 = Faktor konversi SID (FFD)

x_8 = Gibs

x_9 = Film (speed Film)

x_{10} = Kondisi prosesing film

x_{11} = Image Plate

x_{12} = Tebal meja (nilai atenuasi meja)

x_{13} =dst dapat disesuaikan kondisi di center Radiografi

Dengan mengacu pada Tabel 2.1 dan persamaan (2,3) maka total poin yang sudah didapat, maka diperolehlah besarnya tegangan, arus tabung dan waktu penyinaran yang dibutuhkan.

Contoh: pemeriksaan Manus:

Dengan data sebagai berikut:

- Tebal Obyek = 3cm
- tulang 3 cm = 3 poin
- jar lunak 0 cm = 0 poin
- Udara 0 cm = 0 poin
- Grid (non) = 0 poin

- I S 400 = 0 poin

- Generator 6 pulsa = 0 poin

- FFD 100 cm = 0 poin

- gibs (non) = 0 poin

- Film (speed)400 = 0 poin

- prosesing Film = 0 poin

Dari data diatas didapat hasil TP (total Poin) sebesar : 10 poin

Dari TP sebesar 10 poin tersebut dapat dibuat variasi faktor eksposi sebagai berikut:

Tabel 2.8: hasil variasi faktor eksposi

No	kV	mA	S	mAs	Total poin	Dosis mGy	kontras
1	40	10	1	10	10	0.91	tinggi
2	41	10	0.8	8	10	0.16	
3	42	10	0.63	6.3	10	0.133	
4	44	10	0.5	5	10	0.116	
5	46	10	0.4	4	10	0.1	
6	48	10	0.32	3.2	10	0.08	
7	50	10	0.25	2.5	10	0.071	
8	52	10	0.2	2	10	0.06	
9	54	10	0.16	1.6	10	0.056	Optm
10	58	10	0.125	1.25	10	0.05	
11	60	10	0.1	1	10	0.043	
12	63	10	0.08	0.8	10	0.038	
13	66	10	0.063	0.63	10	0.033	
14	70	10	0.05	0.5	10	0.029	
15	73	10	0.04	0.4	10	0.025	
16	77	10	0.032	0.32	10	0.026	
17	81	10	0.025	0.25	10	0.02	
18	85	10	0.02	0.2	10	0.019	Rendah

3. HASIL DAN PEMBAHASAN

Pembuatan Formulasi guna menentukan kuantitas faktor eksposi pada citra radiograf di unit radiodiagnostik telah dilakukan dengan melakukan penelitian, yang selanjutnya dibuat programnya

disebut Program Sistem Poin memberikan informasi yaitu penentuan kuantitas faktor eksposi dan informasi dosis penyinaran yang diterima pasien.

A. Hasil

Tabel 5.1. Hasil Pengujian Dengan Pantom

No	Tebal (cm)	Hasil					
		Sistem Poin			AEC Auto Exposure		
		Total Poin	kV	mAs	Total Poin	kV	mAs
1	5	11	48	4	11	50	3,98
2	6	12	42	10	12	42	9,65
3	7	13	50	5	13	50	5,55

Tabel 5.2. Hasil Pengujian Sistem Poin Dengan Obyek Pasien

NO	NAMA PASIEN	JENIS PMX	HASIL		
			Tot Poin	Teg. (kV)	mAs
1	Ny.Sujira	Cervical AP	21	60	12
2	Ny.Marmi	Lumbosacral Lat	30	85	20
3	Tn.Wagi	Cruris AP	15	60	3
4	Tn.Gatot	Thoraco lumbal AP	22	77	5
5	Tn.Gatot	Thoraco lumbal Lat	28	90	10
6	Ny.Hana	Abdomen AP	25	85	6,3
7	Tn.Darso	Cranium AP	27	81	12,5
8	Tn.Darso	Cranium Lat	23	77	6,3
9	Tn.Darso	Pelvis AP	25	85	6,3
10	Tn.Darso	Antebrakhi AP	12	50	4

Berikut ini hasil pengujian formulasi Sistem Poin :

1. Penentuan Kuantitas Faktor Eksposi

Dengan mengukur ketebalan obyek pada pasien yang akan diperiksa kemudian memasukkan parameter yang mendukung untuk

penentuan kuantitas faktor eksposi, maka akan didapatkan total poin, sebagai dasar dalam menghitung kuantitas faktor eksposi. Setelah mendapatkan total poin maka didapatkan besarnya tegangan tabung (kV), arus tabung dan waktu penyinaran (mAs) dapat ditentukan dengan tepat.

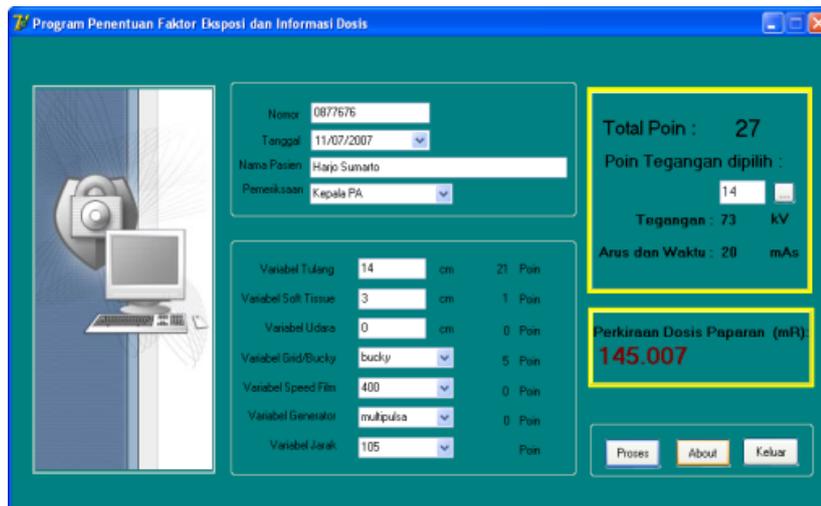
2. Informasi Perkiraan Dosis Penyinaran yang Diterima Pasien

Dari hasil penentuan kuantitas faktor eksposi, maka akan didapatkan besarnya tegangan (kV),

arus tabung dan waktu penyinaran (mAs) yang digunakan untuk pembuatan citra radiograf. Kemudian pengguna dapat melanjutkan dengan memilih tombol “proses”, maka program akan mengolah untuk mendapatkan informasi perkiraan besarnya dosis penyinaran yang diterima pasien. Apabila besarnya dosis masih dalam batas normal maka akan muncul informasi “masih dalam batas normal”. Informasi tersebut didapatkan dari Pedoman Dosis untuk Pasien Radiodiagnostik .

Tabel 5.3 : Hasil Pengujian Informasi Perkiraan Dosis Penyinaran Yang Diterima Pasien Pada Program Sistem Poin

NO	NAMA PASIEN	JENIS PEMERIKSAAN	HASIL	
			BAPETEN (mGy)	SISTEM POIN (mGy)
1	Ny.Suji	Cervical AP	5	0,539
2	Ny.Marmi	Lumbosacral Lat	30	1,725
3	Tn. Wagi	Cruris AP	0,9	0,138
4	Tn. Gatot	Thoraco lumbal AP	7	0,354
5	Tn. Gatot	Thoraco lumbal Lat	20	0,967
6	Ny. Hana	Abdomen AP	10	0,544
7	Tn. Darso	Cranium AP	5	0,974
8	Tn. Darso	Cranium Lat	3	0,446
9	Tn. Darso	Pelvis AP	10	0,431
10	Tn. Darso	Antebrakhi AP	0,7	0,119



Gambar 2.1. Tampilan Program

Pemrograman ini didasarkan dari hasil formulasi:

$$TP = DJ + x_1 + x_2 + x_3 + x_4 \dots \text{dst}$$

B. Pembahasan

Prinsip pada proteksi radiasi adalah untuk menjamin dosis yang diterima seseorang serendah mungkin, sesuai dengan kebutuhan dan tidak melebihi nilai batas dosis yang yang ditentukan. Hal tersebut dapat dicapai dengan berbagai cara salah satunya adalah dengan penentuan kuantitas faktor eksposi secara tepat. Dengan menentukan kuantitas faktor eksposi secara tepat maka diharapkan dapat menghasilkan gambaran radiograf yang optimal untuk mendukung diagnosa, sehingga terjadinya

penolakan film dapat berkurang, karena dengan pengulangan foto maka dosis yang diterima pasien semakin bertambah.

4. KESIMPULAN DAN SARAN

4.1. Kesimpulan

Kesimpulan dari penelitian ini dapat dibuat Formulasi yang digunakan untuk menghitung faktor eksposi :

- a. Penentuan kuantitas faktor eksposi yang terdiri dari tegangan (kV), mAs (arus tabung dan waktu penyinaran).dengan

Formulasi:

$$TP = DJ + x_1 + x_2 + x_3 + x_4 \dots$$

dst

- b. Telah dibuat program kalkulasi faktor ekposi

dengan ditambahkan Informasi dosis penyinaran yang diterima pasien.

- c. Program Sistem Poin membantu mempermudah pengaturan kuantitas faktor eksposi sehingga diharapkan terjadinya pengulangan foto dapat ditekan sekecil mungkin.

4.2. Saran

Terdapat beberapa saran dari hasil penelitian ini :

1. *Software* yang sudah dibuat dapat dikembangkan dengan menghubungkan dengan meja kontrol (*control table*) dari pesawat sinar-X sehingga dapat terintegrasi tanpa memerlukan *Personal Computer (PC)*.
2. *Software* Sistem Poin dapat dilanjutkan dengan menambahkan modifikasi dari hasil poin yang diperoleh untuk menghasilkan densitas yang berbeda dalam mencapai tujuan dari suatu pemeriksaan.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] Ball, J, and Pierce, 1995, *Chesney Radiographic Imaging*, Sixth Edition, BackWell Scientific Publication, London.
- [2] Bushong, C, Steward, 2001, *Radiologic Science For Technologist*, Seventh Edition, Mosby Houston, Texas.
- [3] Cristensens's dkk, *Introduction to the Physics of Diagnostik Radiology*, Lea & Febiger, Philadelphia.
- [4] Hoxter, EA, 1982, *Practical Radiography*, Siemens Aktiengesellschaft, Berlin.
- [5] Jenskin, D, 1980, *Radiographic Photography and Imaging Processing*, Aspen Publisher, Rock Vills, Maryland.
- [6] Meredith, J,W dan Massey, B,J, 1977, *Fundamental Physic of Radiology*, Third Edition, John Wright and Sons Ltd, Bristol.
- [7] Siemens, 1996, *Medical Engineering*, Siemens Aktieng, essellschaft, Berlin.

KAJIAN PENERAPAN REGULASI KEAMANAN DALAM KEGIATAN PENGANGKUTAN ZAT RADIOAKTIF DI INDIA

Nanang Triagung Edi Hermawan

Direktorat Pengaturan Pengawasan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif

BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR

Jalan Gajah Mada No.8 Jakarta Pusat

n.triagung@bapeten.go.id

ABSTRAK

KAJIAN PENERAPAN REGULASI KEAMANAN DALAM KEGIATAN PENGANGKUTAN ZAT RADIOAKTIF DI INDIA. Isu keamanan dunia yang mengemuka setelah Tragedi WTC, 11 September 2001 meluas ke bidang pemanfaatan tenaga nuklir. Khusus untuk kegiatan pengangkutan zat radioaktif, *International Atomic Energy Agency (IAEA)* telah mengeluarkan publikasi *IAEA Nuclear Security Series No.9* mengenai *Security in Transport of Radioactive Material* pada tahun 2008. India merupakan salah satu negara yang telah mengadopsi rekomendasi tersebut ke dalam sistem regulasinya. Telah dilakukan kajian pustaka terhadap dokumen *AERB Safety Guide/NRF-TS/SG-10* yang diterbitkan *Atomic Energy Regulatory Body (AERB)* India. India membagi tingkat tindakan pengamanan menjadi biasa, dasar, dan lanjutan yang dikaitkan dengan jenis atau tipe bungkusan yang digunakan dalam pengangkutan zat radioaktif. Untuk pengangkutan bahan fisil diterapkan tindakan pengamanan dengan mengacu kepada publikasi IAEA mengenai sistem proteksi fisik bahan nuklir.

Kata kunci: keamanan, pengangkutan, zat radioaktif, tindakan pengamanan, dan India

ABSTRACT

ANALYSIS OF SAFETY REGULATION ON TRANSPORTATION OF RADIOACTIVE MATERIAL IMPLEMENTATION IN INDIA. World security issues raised after the WTC tragedy, 11 September 2001 has expanded into the field of nuclear energy utilization. Specifically for the transport activity of radioactive substances, the *International Atomic Energy Agency* has issued a publication of the *IAEA Nuclear Security Series No. 9 on Security in Transport of Radioactive Material* in 2008. India is a country that has adopted these recommendations into the regulatory system. Literature review has been conducted to document *Guide/NRF-TS/SG-10 AERB Safety* issued by *Indian Atomic Energy Regulatory Body (AERB)*. India split the level of security measures into prudent, basic, and enhance, associated with the type of package used in the transport of radioactive material. For fissile material transportation, security measures are applied by reference to IAEA publications on the system of physical protection for nuclear material.

Keywords: security, transportation, radioactive material, security measure, and India

1. PENDAHULUAN

Kejadian penyerangan menara WTC pada 11 September 2001 di Amerika Serikat, menyebabkan perhatian dunia terhadap isu keamanan meningkat. Dalam pemanfaatan tenaga nuklir, aspek keselamatan (*safety*), keamanan (*security*), dan kedamaian (*safeguard*) harus diterapkan ketiga-tiganya sebagai satu kesatuan yang komprehensif dan tidak terpisah-pisah. Namun demikian sebelum kejadian tragedi WTC aspek keamanan dalam kegiatan pemanfaatan tenaga nuklir belum diterapkan secara ketat, bahkan untuk penggunaan sumber radioaktif belum mendapatkan perhatian sama sekali.

Setelah hancurnya WTC akibat serangan para teroris, aspek keamanan dalam pemanfaatan bahan nuklir dan sumber radioaktif menjadi perhatian dunia. Tindakan proteksi fisik bahan nuklir dan keamanan sumber radioaktif merupakan tindakan untuk mencegah jatuhnya bahan nuklir atau sumber radioaktif kepada pihak yang tidak memiliki kewenangan melalui aksi pencurian, sabotase, penyelundupan, atau tindakan melawan hukum yang lain[1]. Proteksi fisik atau keamanan juga diterapkan terhadap instalasi atau

fasilitas di tempat bahan nuklir atau sumber radioaktif digunakan.

Kegiatan penggunaan bahan nuklir dan sumber radioaktif telah dilakukan di berbagai wilayah belahan dunia. Kondisi ini menyebabkan adanya perpindahan zat radioaktif melalui kegiatan pengangkutan zat radioaktif melewati darat, perairan, ataupun udara. Pengangkutan zat radioaktif merupakan tindakan pemindahan zat radioaktif dari suatu tempat ke tempat lain melintasi sarana transportasi umum, seperti jalan raya, rel, perairan atau udara[2]. Zat radioaktif yang dimaksud meliputi bahan nuklir dan sumber radioaktif.

Ditinjau dari sisi keamanan, kegiatan pengangkutan zat radioaktif memiliki risiko ancaman keamanan yang tinggi. Bahan nuklir dan sumber radioaktif termasuk bahan yang digolongkan sebagai *dual use*, artinya bahan tersebut dapat dimanfaatkan sesuai peruntukan yang diizinkan oleh badan pengawas di suatu negara, namun di sisi lain dapat juga dipergunakan untuk kegiatan terorisme sebagai senjata nuklir maupun bom kotor (*dirty bomb*).

India merupakan contoh negara yang telah menerapkan ketentuan keamanan dalam kegiatan pengangkutan zat

radioaktifnya melalui *AERB Safety Guide/NRF-TS/SG-10*[3].

Pengangkutan zat radioaktif di Indonesia telah diatur dalam Peraturan Pemerintah No. 26 Tahun 2002 tentang Keselamatan Pengangkutan Zat Radioaktif[4] dan sebelumnya telah diatur melalui Peraturan Kepala BAPETEN No.4 Tahun 1999 tentang Ketentuan Keselamatan untuk Pengangkutan Zat Radioaktif[5]. Fokus kedua peraturan tersebut hanya mengatur aspek keselamatan zat radioaktif selama kegiatan pengangkutan. Khusus untuk keamanan bahan nuklir selama pengangkutan diatur melalui Peraturan Kepala BAPETEN No. 1 Tahun 2009 tentang Ketentuan Sistem Proteksi Fisik Instalasi dan Bahan Nuklir[6].

Untuk membentuk sistem pengaturan keamanan zat radioaktif dalam kegiatan pengangkutan secara lebih komprehensif, maka payung hukum peraturan yang telah ada memerlukan amandemen maupun revisi untuk mengakomodir isu tentang keamanan sumber radioaktif. Peraturan yang telah diterapkan oleh India bisa menjadi bahan kajian, sekaligus menjadi *rule model* untuk pengayaan muatan legal maupun teknis yang dapat

dipertimbangkan pemberlakuannya di negara kita.

Kajian penerapan regulasi keamanan pengangkutan zat radioaktif di India ini dilakukan dengan lingkup, di antaranya adalah sebagai berikut:

- a. menelaah rekomendasi IAEA mengenai keamanan dalam pengangkutan zat radioaktif;
- b. menelaah sistem regulasi keamanan pengangkutan zat radioaktif di India;
- c. menelaah kelebihan dan kelemahan penerapan regulasi keamanan pengangkutan zat radioaktif di India.

2. BAHAN DAN METODOLOGI

Bahan yang dipergunakan dalam kajian ini berupa dokumen *AERB/NRF-TS/SG-10 Safety Guide on Security of Radioactive Material during Transport* sebagai referensi utama, didukung dengan publikasi IAEA TSR-1, NSS-9, dan *INFCIRC/225/rev.4*. Pelaksanaan kajian ini dilakukan dengan metode diskriptif melalui studi pustaka dengan tahapan langkah meliputi pengumpulan literatur dan informasi pendukung, analisis, diskusi dan pembahasan, serta penyusunan laporan.

3. PUBLIKASI IAEA

Menyadari urgensi peningkatan ancaman keamanan pasca peristiwa 11 September 2001, komite ahli PBB mulai mengintroduksi tindakan untuk mengantisipasi ancaman dan gangguan keamanan dalam kegiatan pengangkutan barang berbahaya dan barang berbahaya berisiko tinggi pada revisi ke dua belas *the Model Regulations* yang dicantumkan pada bagian 1.4 [7].

Khusus untuk pengangkutan bahan nuklir, IAEA telah menetapkan pengamanan bahan nuklir dengan mengintroduksi sistem proteksi fisik sejak 1979 dalam *the Convention on the Physical Protection of Nuclear Material*[8]. Untuk mendukung pelaksanaan konvensi tersebut, dikeluarkanlah publikasi *the Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities*[9] dan panduan teknis dalam *Guidence and Considerations for the Implementation of INFCIRC/225/rev.4*. [10].

Secara khusus dalam penerapan aspek keamanan untuk kegiatan pengangkutan zat radioaktif selain bahan nuklir, IAEA telah merumuskan *Security in Transport of Radioactive Material* yang diterbitkan September

2008.[9] Fokus utama rekomendasi ini adalah dampak radiologik dan bahaya yang ditimbulkan oleh pemindahan secara tidak sah, sabotase, pencurian, perampokan, dan tindakan melawan hukum lainnya, selama kegiatan pengangkutan zat radioaktif.

Menurut tingkat risiko ancaman zat radioaktif yang diangkut, tindakan keamanan yang harus diterapkan dalam kegiatan pengangkutan zat radioaktif dibedakan menjadi tiga, yaitu tindakan biasa (*prudent management*), dasar (*basic*), dan lanjutan (*enhanced*). Kriteria tersebut dibedakan berdasarkan karakteristik tingkat radioaktivitas, mulai dari dikecualikan, hingga nilai 10D atau 3000A₂. Nilai D merupakan batasan dosis untuk sumber berbahaya yang dapat menimbulkan efek deterministik parah, berupa paparan radiasi yang dapat menyebabkan kematian atau cacat seumur hidup terhadap manusia. Adapun nilai A₂ adalah batasan aktivitas atau konsentrasi aktivitas zat radioaktif bukan bentuk khusus yang diangkut dengan bungkusan Tipe A. Tindakan biasa diterapkan terhadap zat radioaktif yang memiliki potensi risiko bahaya radiasi sangat rendah atau bahkan dapat diabaikan akibat isi

bungkusan kehilangan pengungkungan dari pembungkusan, atau terjadi kebocoran maupun terlepasnya isi zat radioaktif ke lingkungan sekitar. Tindakan *prudent management* tidak memerlukan persyaratan ataupun tindakan tambahan, selain menerapkan semua ketentuan dan persyaratan keselamatan radiasi yang telah ditetapkan oleh badan pengawas. Bungkusan zat radioaktif yang dikecualikan (berisi zat radioaktif dengan konsentrasi aktivitas yang sangat kecil), zat radioaktif aktivitas jenis sangat rendah (*very low specific activity*, *LSA-I*), dan benda terkontaminasi permukaan dengan tingkat kontaminasi rendah (*surface contaminated object*, *SCO-I*) merupakan contoh zat radioaktif yang diangkut dengan tindakan pengamanan biasa.

Zat radioaktif dengan karakteristik potensi dosis maupun aktivitas di antara tingkat pengecualian dan nilai 10D atau 3000A₂ harus diterapkan tindakan pengamanan dasar (*basic security level*). Zat radioaktif aktivitas jenis rendah II dan III (*LSA II and III*), benda terkontaminasi permukaan tinggi (*SCO-II*), serta semua zat radioaktif yang diangkut dengan bungkusan tipe

A harus diterapkan tingkat pengamanan dasar. Tindakan pengamanan yang dilakukan meliputi pendataan identitas setiap personil yang terlibat pengangkutan beserta masing-masing tanggung jawabnya, pemasangan sistem segel pada bungkusan, pembuatan dan penerapan rencana keamanan, pelatihan personil, dan pelaksanaan prosedur pengamanan dalam kondisi normal maupun kedaruratan.

Adapun zat radioaktif dengan karakteristik potensi dosis maupun aktivitas melampaui nilai 10D atau 3000A₂ harus diterapkan tindakan pengamanan lanjutan (*enhance security level*). Tindakan pengamanan yang dilakukan meliputi pendataan identitas setiap personil yang terlibat pengangkutan dan masing-masing tanggung jawabnya, pemasangan sistem segel dan kunci pada bungkusan, pembuatan dan penerapan rencana keamanan, pelatihan personil, dan pelaksanaan prosedur pengamanan dalam kondisi normal maupun kedaruratan, penggunaan peralatan pemantau posisi dan komunikasi.

Di samping penerapan tingkat pengamanan sebagaimana telah diuraikan di atas, dalam hal terjadi

situasi ancaman yang khusus, tidak terprediksi, atau sangat membahayakan dapat diberlakukan tindakan pengamanan tambahan.

4. REGULASI DI INDIA

4.1. Tingkatan Pengamanan

AERB Safety Guide NRF-TS/SG-10 merupakan ketentuan pengamanan zat radioaktif yang diadopsi dari NSS 9. Sebagaimana halnya NSS 9, India membagi tingkat pengamanan menjadi pengamanan biasa (Tingkat 1), dasar (Tingkat 2), dan lanjutan (Tingkat 3). Secara praktis perbedaan tingkat pengamanan langsung mengacu kepada tipe bungkus yang digunakan dalam pengangkutan. Untuk bungkus dikecualikan dan bungkus industri cukup menerapkan tingkat pengamanan

biasa. Untuk bungkus tipe A menerapkan tingkat pengamanan dasar, dan untuk bungkus tipe B dan C menerapkan tingkat pengamanan lanjutan.

Khusus untuk setiap pengangkutan yang melibatkan bahan nuklir, tingkat pengamanannya mengacu kepada rekomendasi IAEA *the Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities*[9] dan panduan teknis dalam *Guidance and Considerations for the Implementation of INFCIRC/225/rev.4*. [10]. Secara lebih rinci jenis zat radioaktif yang diangkut, tipe bungkus yang digunakan, dan tingkat pengamanan yang diterapkan India dapat dilihat pada Tabel 1.

Tabel 1. Tingkat pengamanan berdasarkan zat radioaktif dan tipe bungkus

No.	Jenis zat radioaktif	Tipe Bungkus	Tingkat Pengamanan
1.	Cek sources (reference sources)	Dikecualikan	Tingkat 1
2.	Produk konsumen	Dikecualikan	Tingkat 1
3.	Bijih atau konsentrat U/Th, U susut kadar, bahan bakar U alam belum teriradiasi, zat radioaktif lain yang termasuk AJR I/II/III	IP-1, IP-2, atau IP-3	Tingkat 1
4.	Benda Terkontaminasi Permukaan (BTP I/II)	IP-1, IP-2, atau IP-3	Tingkat 1
5.	Radiofarmaka	Tipe A	Tingkat 2
6.	Gauging	Tipe A	Tingkat 2
7.	Sumber neutron utk well logging	Tipe A	Tingkat 2
8.	Sumber Brakhiterapi manual	Tipe A	Tingkat 2
9.	Sumber Radiografi Industri	Tipe B (U/M)	Tingkat 3
10.	Sumber Brakhiterapi sistem remot	Tipe B (U/M)	Tingkat 3
11.	Sumber Teleterapi	Tipe B (U/M)	Tingkat 3
12.	Sumber Iradiator Gamma	Tipe B (U/M)	Tingkat 3
13.	Sumber terbungkus utk pembuangan	Tipe A atau Tipe B (U/M)	Tingkat 2, Tingkat 3
14.	Uranium heksa Florida diperkaya	Tipe HF	Tingkat 3
15.	Limbah dari siklus nuklir	Tipe B (U/M)	Tingkat 3

No.	Jenis zat radioaktif	Tipe Bungkusan	Tingkat Pengamanan
16.	Bahan Bakar Nuklir diperkaya segar	IP-2 atau IP-3	Tindakan khusus
17.	Bahan nuklir khusus dalam bungkusan yang berbeda tipe	IP-2 atau IP-3 atau Tipe A atau Tipe B(U)F atau Tipe B(M)F	Tindakan khusus
18.	Bahan Bakar Nuklir teriradiasi		Tindakan khusus

4.2. Tindakan Pengamanan Biasa

Untuk tingkat pengamanan biasa (*prudent management*), pengirim harus memiliki sistem resmi untuk mengetahui kuantitas zat radioaktif yang dikirim dan/atau disimpan. Lebih lanjut, pengirim juga harus mempunyai sistem resmi untuk menentukan pengangkut dengan tepat, memberitahukan secara dini mengenai pengiriman bungkusan kepada penerima, mengetahui posisi bungkusan selama pelaksanaan pengangkutan, dan konfirmasi penerimaan bungkusan oleh penerima.

4.3. Tindakan Pengamanan Dasar

Untuk tindakan pengamanan dasar (*basic security measure*) harus memiliki kebijakan pengamanan umum, sistem segel dan penguncian, pelatihan terhadap personil yang terlibat, tindakan identifikasi personil dan kendaraan angkut, pembuatan prosedur atau instruksi pengamanan, dan sistem komunikasi.

Secara umum telah diatur bahwa pengirim dan penerima harus memiliki izin pemanfaatan zat radioaktif dari Badan Pengawas. Pengirim, pengangkut, dan/atau penerima harus melaksanakan hal-hal sebagai berikut:

1. kepatuhan terhadap semua persyaratan keamanan sesuai dengan lingkup dan tanggung jawab masing-masing;
2. prosedur dalam hal barang kiriman tidak sampai kepada penerima pada waktu yang telah ditentukan;
3. dalam hal barang kiriman hilang atau dicuri, harus segera melapor, melokalisir, dan mendapatkan kembali barang kiriman;
4. apabila diperlukan penyimpanan selama transit, tindakan pengamanan sebagaimana dilakukan di instalasi penggunaan harus diterapkan.

Sistem segel dan penguncian harus diterapkan dan dicek pada saat keberangkatan serta kedatangan barang kiriman, bahkan setiap waktu

yang diperlukan. Barang kiriman harus dikirim dengan kendaraan tertutup, kecuali apabila massa bungkusan melebihi 500 kg dapat dikirim menggunakan kendaraan terbuka dengan penambahan sistem kunci dan segel yang memadai.

Untuk setiap personil yang terlibat dalam pengangkutan harus diberikan pelatihan dasar yang memadai mengenai pemahaman penerapan tindakan keamanan dan keselamatan. Identitas setiap personil juga harus dipastikan tercantum dalam dokumen pengiriman, dan apabila diperlukan untuk personil pengangkut dapat dilengkapi dengan pencantuman foto.

Kendaraan angkut harus dipersiapkan, diperiksa, dan dipastikan dalam kondisi laik jalan sebelum persiapan pengangkutan agar kendaraan memenuhi semua persyaratan, baik sebelum, selama, dan pada saat pembongkaran.

Prosedur resmi harus ditetapkan oleh pengirim, termasuk tindakan pengamanan yang harus dilakukan pengangkut apabila terjadi insiden keamanan selama di perjalanan. Prosedur pelaporan kepada kontak person yang terkait dalam kondisi tersebut harus cukup memadai. Setiap

pihak harus bekerja-sama satu dengan yang lain untuk saling bertukar informasi untuk melakukan tindakan pengamanan dan tanggap darurat bila terjadi insiden keamanan.

4.4. Tindakan Pengamanan Lanjutan

Secara umum tindakan pengamanan lanjutan (*enhanced security measure*) sama dengan tindakan pengamanan dasar dengan penambahan bobot yang lebih ketat. Di samping itu ditambahkan beberapa ketentuan dan/atau tindakan, seperti dokumen rencana keamanan, prosedur untuk identifikasi rekam jejak personil yang terlibat, pemasangan perangkat pelacakan posisi kendaraan angkut dan sistem komunikasi.

Dokumen rencana keamanan harus dipersiapkan, dibuat dan dikembangkan oleh pengirim. Dokumen tersebut paling kurang harus mencakup:

1. pembagian tugas, tanggung jawab dan kewenangan setiap personil terkait dengan tindakan pengamanan;
2. rekaman jenis zat radioaktif dan bungkusan yang diangkut;

3. hasil *review* situasi langsung terhadap kerawanan keamanan menjelang pengiriman;
4. kebijakan umum mengenai pelatihan personil, tanggap darurat keamanan, verifikasi personil baru, pelaksanaan operasional, serta pemenuhan sumber daya untuk mengurangi risiko keamanan;
5. prosedur dan perlengkapan yang efektif untuk merespon ancaman atau insiden keamanan yang terjadi;
6. prosedur untuk evaluasi, uji coba, *review*, dan meng-up date rencana keamanan;
7. tindakan untuk memantau pengiriman; dan
8. pengaturan pengalihan tanggung jawab pengamanan, jika diperlukan pada kondisi tertentu.

Dokumen rencana keamanan harus direview secara rutin dan jika perlu dimodifikasi sesuai perkembangan kondisi di lapangan, maupun pada saat persiapan pengangkutan. Dokumen ini harus disetujui oleh Badan Pengawas.

Pemasangan perangkat pelacakan posisi kendaraan angkut dan sistem komunikasi diperlukan untuk memantau kondisi kendaraan

sepanjang rute perjalanan. Perlengkapan ini harus beroperasi dengan baik dan harus dipasang secara redundan. Posisi, kondisi dan informasi kendaraan angkut sangat berguna untuk merespon apabila terjadi insiden keamanan di perjalanan.

4.5. Tindakan Pengamanan Tambahan

Tindakan pengamanan tambahan diperlukan untuk pengangkutan bahan fisil. Semua ketentuan untuk proteksi fisik bahan nuklir[9] harus dipenuhi. Dokumen rencana keamanan harus menguraikan rute yang akan dilalui, pemilihan moda kendaraan angkut, perlengkapan kunci dan segel, personil keamanan dan pengawalan, koordinasi penjagaan, perlengkapan komunikasi dan mekanisme pelacakan, tindakan setelah pengiriman maupun tanggap darurat secara detail.

5. DISKUSI

Secara umum India mengadopsi dan menerapkan rekomendasi IAEA NSS No.9 dengan beberapa penyesuaian. Penyesuaian tersebut berkaitan dengan pengklasifikasian tindakan pengamanan yang didasarkan

menurut jenis bungkusan yang diangkut. Ketentuan ini lebih praktis dan mampu terap di lapangan karena mudah dipahami oleh setiap personil yang terlibat dalam kegiatan pengangkutan, dibandingkan dengan kriteria nilai 10D atau $3000A_2$ yang direkomendasikan IAEA.

Sedikit hal yang terlewatkan tidak diatur oleh India adalah pengangkutan bungkusan Tipe C. Bungkusan Tipe C merupakan bungkusan yang bisa bertahan mengungkung isi zat radioaktif akibat kecelakaan pesawat udara. Bungkusan Tipe C memang masih jarang dipergunakan dan baru diperkenalkan pengaturannya melalui IAEA TS-R-1 edisi tahun 2005.

Dalam hal pengangkutan bahan fisil, India hanya mengatur perlunya

tindakan pengamanan tambahan. Meskipun pada bagian Lampiran III dicantumkan pokok ketentuan yang dapat dijadikan panduan oleh pengguna, akan tetapi rumusannya masih sangat abstrak dan kurang mampu terap. Dibandingkan dengan persyaratan proteksi fisik terhadap bahan nuklir yang direkomendasikan IAEA[9], rumusan tersebut sangat sederhana dan kurang ada pembedaan ketentuan dan tindakan pengamanan yang lebih ketat jika dibandingkan untuk tindakan pengamanan dasar maupun lanjutan.

Perbedaan konsep sistem keamanan Selama pengangkutan zat radioaktif antara IAEA dan AERB-India adalah sebagaimana diperlihatkan dalam Tabel 2

Tabel 2. Perbedaan sistem keamanan selama pengangkutan zat radioaktif antara IAEA dan AERB-India

No.	Perbedaan	IAEA - NSS 9	AERB/NRF-TS/SG-10
1.	Dasar penentuan tindakan keamanan	Isi zat radioaktif (D-value; Kategorisasi sumber)	Tipe atau jenis bungkusan
2.	Kriteria tindakan keamanan biasa (<i>prudent management</i>)	Zat radioaktif dikecualikan; Bungkusan berisi LSA-I; Bungkusan berisi SCO-I;	Bungkusan dikecualikan; Bungkusan Industri.
3.	Kriteria tindakan keamanan dasar (<i>basic management</i>)	Sumber radioaktif Kategori 3 dan 4; Aktivitas bungkusan kurang dari $3000A_2$.	Bungkusan Tipe A
4.	Kriteria tindakan keamanan lanjutan (<i>enhanced management</i>)	Sumber radioaktif Kategori 1 dan 2 (10D); Aktivitas isi bungkusan lebih dari $3000A_2$	Bungkusan Tipe B(U/M); Bungkusan Tipe HF.

Di dalam IAEA NSS No.9, secara tegas IAEA menggariskan bahwa rekomendasi tindakan pengamanan dalam kegiatan pengangkutan tidak mengesampingkan publikasi *the Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities*[9] dan panduan teknis dalam *Guidence and Considerations for the Implementation of INFCIRC/225/rev.4*. [10]. Dengan demikian dapat dipahami bahwa untuk pengangkutan bahan fisil, ketentuan proteksi fisik untuk bahan sebagaimana ditentukan dalam kedua publikasi tersebut menjadi acuan.

Sebagai negara yang mengadopsi ketentuan keamanan dalam sistem regulasinya, bahkan sampai di tingkat panduan, India dapat dijadikan contoh bagi negara lain yang akan merumuskan kebijakan pengaturan ketentuan keamanan dalam kegiatan pengangkutan zat radioaktif.

6. KESIMPULAN

Dari uraian terhadap hasil Kajian Penerapan Regulasi Keamanan Pengangkutan Zat Radioaktif di India, dapat disimpulkan beberapa hal sebagai berikut:

1. Pengaturan sistem keamanan dalam pengangkutan zat radioaktif di India mengacu kepada Publikasi IAEA NSS No.9 Tahun 2008;
2. Tingkat atau tindakan pengamanan dibedakan menjadi pengamanan biasa (*prudent management measure*) diterapkan untuk bungkusan dikecualikan dan industri, dasar (*basic management measure*) diterapkan untuk Bungkusan Tipe A, dan lanjutan (*enhance management measure*) diterapkan untuk bungkusan Tipe B, C dan HF;
3. Penerapan tindakan pengamanan berdasarkan jenis bungkusan merupakan keunggulan karena lebih sederhana, mudah dipahami dan aplikatif di lapangan;
4. Tindakan pengamanan selama pengangkutan zat radioaktif di India belum mencakup bungkusan Tipe C;
5. Untuk pengangkutan bahan fisil, diperlukan tindakan pengamanan tambahan yang lebih ketat dengan mengacu kepada sistem proteksi fisik bahan nuklir, namun demikian terdapat titik kelemahan karena belum tersirat pembedaan

tindakan pengamanan yang lebih ketat dibandingkan tindakan pengamanan dasar maupun lanjutan.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] IAEA, “*Security in Transport of Radioactive Material*”, NSS No.9, IAEA, Vienna, 2008.
- [2] IAEA, “*Regulation for the Safe Transport of Radioactive Material*”, T-SR-1, IAEA, Vienna, 2009.
- [3] AERB, “*Security of Radioactive Material during Transport*”, New Delhi, 2008.
- [4] Peraturan Pemerintah Nomor 26 Tahun 2002 tentang Keselamatan Pengangkutan Zat Radioaktif.
- [5] Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 4 Tahun 1999 Ketentuan Keselamatan untuk Pengangkutan Zat Radioaktif.
- [6] Peraturan Kepala BAPETEN No. 1 Tahun 2009 tentang Ketentuan Sistem Proteksi Fisik Instalasi dan Bahan Nuklir.
- [7] United Nations, “*the United Nations Model Regulations for the Transport of Dangerous Goods*”, New York, 2009.

- [8] IAEA, “*the Convention on Physical Protection of Nuclear Material*”, IAEA, Vienna, 1979.
- [9] IAEA, “*the Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities*”, INFCIRC/225/rev.4, IAEA, Vienna, 1999.
- [10] IAEA, “*Guidance and Considerations for the Implementation of INFCIRC/225 /rev.4*”, IAEA TECDOC 967 (rev.1), IAEA, Vienna, 1999.

TANYA JAWAB

1. Diana (BAPETEN)

Bagaimana ketentuan untuk pengangkutan sumber radioaktif yang digunakan untuk radiografi di India?

Jawaban:

Sumber radiografi industry diangkut menggunakan bungkusan tipe B, dank arena itu termasuk tingkat keamanan 3 (enhanced management). India tidak mempersyaratkan penggunaan alat angkut eksklusif, namun demikian bungkusan harus disegel dan dilengkapi system gembok yang kuat. Selama pengangkutan berlangsung komunikasi antara pengirim dan pengangkut terus

dilakukan untuk memantau posisi dan pergerakan kendaraan pengangkut secara terus-menerus (real time).

Dalam hal terdapat keadaan tingkat ancaman yang lebih tinggi, diperlukan pengamanan di kendaraan angkut.

2. Lely Savitri (BAPETEN)

Apakah criteria keamanan untuk zat radioaktif dan bahan nuklir berbeda?

Jawaban:

Pengaturan tindakan keamanan selama pengangkutan zat radioaktif mengacu ke dokumen publikasi IAEA NSS 9. India menggunakan

criteria tindakan keamanan berdasarkan tipe bungkus yang diangkat dengan mengacu kategori sumber radioaktif. Untuk pengangkutan bahan nuklir, India mengacu kepada dokumen INFCIR/.../rev 4.

Adapun tindakan keamanan/ proteksi fisik selama pengangkutan didasarkan kepada golongan bahan nuklir yang diangkut (gol I, II, III dan IV) yang mengacu kepada jenis bahan nuklir dan massanya.