

ISSN: 1412-3258



PROSIDING



SEMINAR KESELAMATAN NUKLIR 2011

GEDUNG BAPETEN JAKARTA

27 – 28 JUNI 2011

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

KATA PENGANTAR

Kami panjatkan Puji-Syukur ke hadirat Tuhan YME – Allah SWT – atas Karunian-NYA, sehingga prosiding Seminar Keselamatan Nuklir (SKN) 2011 BAPETEN – yang telah terselenggara dengan baik pada tanggal 27 ~ 28 Juni 2011 lalu, akhirnya dapat kami selesaikan proses penerbitannya dengan baik. Semoga, dengan terbitnya prosiding ini, dapat memberikan manfaat sebaik-baiknya bagi segenap pihak yang telah terlibat dan berkontribusi dalam SKN-2011 ini.

SKN-2011 adalah kegiatan rutin BAPETEN dalam upaya berperan serta untuk mewujudkan kesiapan Indonesia dalam introduksi PLTN di Indonesia. Untuk itu, sesuai dengan perkembangan terkini isu ketenaganukliran di dunia saat ini, maka SKN-2011 ini mengangkat tema “**Penguatan Pengawasan Keselamatan, Keamanan dan Seifgard Nuklir untuk Menyongsong Introduksi Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN) di Indonesia**”. Di sisi lain, karena pada beberapa bulan sebelumnya telah terjadi kecelakaan nuklir di Fukushima (Jepang) yang telah sangat menyedot perhatian seluruh masyarakat di dunia, maka kami juga mengundang seorang Pembicara Utama (*Keynote Speaker*) dari *Japan Nuclear Energy safety Organization* (JNES) Jepang, yaitu Mr. Fumio KUDOUGH, yang mempresentasikan tentang “*The Lesson Learned from Fukushima Dai-Ichi Accident in March 2011*”. Harapan kami, dengan presentasi ini, masyarakat pemerhati nuklir dan juga masyarakat secara umum dapat memetik hikmah dan memahami dengan baik tentang apa yang sesungguhnya telah terjadi di Fukushima dan bagaimana mensikapinya dengan bijaksana.

Pada Sesi Presentasi Oral dan Poster, sejumlah makalah terseleksi juga telah dipresentasikan secara parallel berdasarkan kesamaan/kedekatan topik makalah yang sesuai dengan ruang lingkup seminar yang telah kami tentukan. Dari seluruh makalah tersebut, banyak pengetahuan dan informasi terkini tersajikan dan dapat dimanfaatkan oleh segenap masyarakat Indonesia yang memiliki perhatian serius terhadap masalah ketenaganukliran ini. Semoga, segenap pengetahuan dan informasi tersebut, akan memberikan manfaat yang sebaik-baiknya bagi perkembangan prosesi introduksi PLTN pertama di Indonesia dan juga memberikan informasi yang jelas (*clear*) dan berimbang (*fair*) bagi masyarakat Indonesia pada umumnya.

Kami ucapkan terima kasih kepada segenap pihak yang telah ikut berpartisipasi pada SKN-2011 yang telah terselenggara dan juga segenap pihak yang telah secara aktif berkontribusi bagi proses penyelesaian prosiding ini.

Akhirnya, semoga penerbitan prosiding ini akan memberikan manfaat yang sebaik-baiknya bagi kita semua.

Jakarta, Oktober 2011.

Ketua Panitia

Dr. Ismail, M.Eng.
NIP.19700620 199912 1 001

DAFTAR ISI

Halaman

KATA PENGANTAR	i
DAFTAR ISI	iii
SUSUNAN PANITIA	vii
SAMBUTAN KEPALA BAPETEN	ix
DAFTAR MAKALAH	
Disain Konseptual Sistem Pemurnian Pendingin Primer Menggunakan Membran Silindris untuk SEN Kogenerasi Berbasis RGTT Piping Supriatna	1
Analisis <i>Counter Current Flow Limitation</i> Selama Proses Perpindahan Kalor Pendidihan Pada Celah Sempit Rektangular Nur Rahmad Yusuf , Samsul Kamal , Mulya Juarsa	17
Persyaratan Ketangguhan Patah Material Bejana Reaktor dalam Evaluasi Laporan Analisis Keselamatan Reaktor Daya Widia Lastana Istanto	30
Kajian Pengaruh Penempatan Instrumented Fuel Element pada Pengukuran Suhu Elemen Bakar Reaktor Kartini Budi Rohman, Daddy Setiawan	39
Analisis Korelasi Empiris Perpindahan APWR Daddy Setyawan	50
Fenomena Fluks Panas Kritis Pada Pendinginan Model Sungkup Ap1000 Dengan Udara Bersirkulasi Alamiah Nanang Triagung Edi Hermawan	60
Kajian Awal Perbandingan Konvensi Terorisme Nuklir Dengan Konvensi Proteksi Fisik Bahan Nuklir Dan Perubahan Konvensi Proteksi Fisik Bahan Nuklir Midiana Ariethia, Muhamad Ilman A.A. dan Mas Pungky Hendrawijaya	74
Pengembangan Peraturan Terkait Perizinan Instalasi Nuklir Bambang Riyono, Yudi Pramono dan Dahlia Cakrawati Sinaga	87
Hidrodinamika dan Transport Sedimen di Tapak PLTN Semenanjung Muria	

Heni Susiati, Berni A. Subki dan Harman A.	96
Rancangan Pengawasan Jaminan Mutu Penyelidikan Geoteknik pada Evaluasi Tapak PLTN Made Pramayuni, M.Eng. dan Haendra Subekti, M.T	109
Analisis Distribusi Energi Termal untuk Produksi Hidrogen Dalam Desain Konseptual RGTT 200K Tumpal Pandiangan, Ign Djoko Irianto	123
Sistem Pemingkatan (<i>Grading System</i>) Hasil Temuan Inspeksi pada Radiografi Industri Gloria Doloressa	135
Tinjauan Indeks Kompetensi Inspektur Terkait Kegiatan Pengawasan Radiasi di Lingkungan BAPETEN Muhammmad Dradjat Kurniawan	149
Tingkat Cemaran Unsur Radionuklida Alam ^{238}U dan ^{232}Th di Perairan Sekitar Kawasan PLTU Batubara (Kajian di Perairan Pulau Panjang dan Pesisir Teluk Lada, Banten) Sabam Parsaoran Situmorang, Harpasis Selamat Sanusi, June Mellawati.....	167
Implementasi Model Lingkungan Generik Sebagai Opsi Nilai Batas Radioaktivitas di Udara dan Air Moekhamad Alfiyan	179
Evaluasi Keselamatan Radiologi Daerah Kerja Instalasi Elemen Bakar Eksperimental Tahun 2010 Nudia Barenzani	188
Kontrol Kualitas Terapi Radiasi pada Unit Radioterapi MRCCC Fielda Djuita, Rina Taurisia dan Andreas Nainggolan	200
Evaluasi Keselamatan dan Kriteria Penerimaan Aspek Struktur Bungkus Zat Radioaktif Rahmat Edhi Harianto, Supyana dan Sri Budi Utami.....	209
Analisis <i>Good Governance</i> Menuju Optimalisasi Pengawasan Pemanfaatan Tenaga Nuklir di Indonesia Eko Riyadi, MTI	221
Verifikasi Reaktivitas Lebih pada Teras Setimbang Awal RSG GAS Daddy Setyawan, Budi Rohman	235

Aplikasi Pembaca Nuclide Identifier dan Grat pada File Keluaran Origen Arif Isaeni, ST	244
Termohidrolik Usulan Modifikasi Reaktor Nuklir Triga 2000 Bandung dengan Bahan Bakar Jenis Pelat Gede Ardana Mandala, Sihana, Andang Widi Harto	254
Kajian Bahaya Tsunami dalam Evaluasi Tapak PLTN Sesuai dengan Ds 417 Akhdad Khusyairi, M.Eng.	266
Kajian Sistem Kedaruratan pada PLTN Millstone Akhdad Khusyairi, M.Eng	278
Kajian Bahan Sumber (U dan Th) pada Eksplorasi, Penambangan, Pemrosesan Pasir Zirkon di Kalteng Dedi Hermawan, Pandu Dewanto dan Sudarto.....	292
Kajian Infrastruktur Pengawasan Pembangunan dan Pengoperasian PLTN di Indonesia Liliana Yetta Pandi, Heryudo Kusumo	303
Pembelajaran Justifikasi Pembangunan PLTN Baru di Inggris Agus Waluyo, Liliana Yetta Pandi	316
Kajian Manajemen Penuaan di INNR Mengacu pada Konsep Manajemen Penuaan di Reaktor Nuklir <u>Diah Hidayanti S.</u> , Sulistiyoningsih, Sudarto	330
Pengembangan Peraturan Terkait Dekomisioning Instalasi Nuklir Nonreaktor (INNR) <u>Agus Yudhi Pristianto</u> , Yudi Pramono	342
Pengawasan Lingkungan di Industri Non-Nuklir yang Berpotensi Menghasilkan Tenorm Veronica Tuka	350
Strategi Kajian Integritas Bagian dalam Bejana Tekan Reaktor Daya PWR S. Nitiswati	359
Analisis Fluks Kalor dan Visualisasi Didih Film Selama Proses Pendinginan Pasca LOCA Menggunakan Bagian Uji <i>Quenching Experiment-II</i> Shanthy Dhamayanthi, Mulya Juarsa, Indarto	371
Kajian Awal Frekuensi Jatuhnya Pesawat Terbang pada Tapak PLTN dari Jalur Penerbangan	

Nur Syamsi Syam	392
Kajian Evolusi Geokimia dan Kaitannya dengan Tingkat Bahaya Vulkanik Gunung Muria Terhadap Tapak PLTN Muria Basuki Wibowo, June Mellawati, Heni Susiati	383
Aspek Teknis Pendukung UCD Reaktor Riset Inovatif Endiah Puji Hastuti, Surian Pinem	401
Aspek Keselamatan Penggunaan Absorber Ag-In-Cd Buatan PT. Batan Teknologi (Persero) di Teras Reaktor Serba Guna G.A. Siwabessy Anggoro Septilarso, Zulkarnain, Heryudo Kusumo	415
Analisis <i>Warm Water Layer</i> Sebagai Sistem Proteksi pada Reaktor Serba Guna G. A. Siwabessy dengan Menggunakan Komputasi Dinamika Fluida <u>Tiar Fridianto</u> , Tri Agung Rohmat dan M. Dhandhang Purwadi	425
Rancang Bangun Peralatan Pendeteksi Sumber Gamma pada Gerbang PPTN Pasar Jumat untuk Mendukung Progam KSR. <u>Wibisono</u>	438
Audit terhadap Protokol Uji Kesesuaian Pesawat Sinar-X Radiodiagnostik dan Intervensional Endang Kunarsih, Fitria Sandra	447
LAMPIRAN.....	
Lampiran 1..... Lessons Learned from Fukushima Dai-ichi NPS Accident Fumio KUDOUGH	456
Lampiran 2..... Dasar Kebijakan Dan Kondisi Energi	457
Lampiran 3..... Prospek Kontribusi Energi Nuklir Dalam Pengembangan Energi Baru Dan Terbarukan Di Indonesia Dr. Ir. Kardaya Warnika	458
Lampiran 4..... Kesiapsiagaan dan Kemampuan Tanggap darurat Nuklir”Pembelajaran dari PLTN Fukushima Dedik Eko Sumargo	459

SUSUNAN PANITIA SEMINAR KESELAMATAN NUKLIR TAHUN 2011 BADAN PENGAWAS TENAGA NUKLIR

Pengarah	:	<ol style="list-style-type: none"> 1. Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir 2. Deputi Bidang Pengkajian Keselamatan Nuklir 3. Deputi Bidang Perijinan dan Inspeksi 4. Sekretaris Utama 						
Penanggung Jawab	:	Kepala Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir (P2STPIBN)						
Asisten Penanggung Jawab (Tim Asistensi)	:	<table border="0" style="width: 100%;"> <tr> <td style="width: 80%;">1. Sudarto, M.Eng</td> <td style="width: 20%;">(Koordinator)</td> </tr> <tr> <td>2. Ir. Budi Rohman, M.Sc</td> <td>(Anggota)</td> </tr> <tr> <td>3. Dra. Liliana Y.P</td> <td>(Anggota)</td> </tr> </table>	1. Sudarto, M.Eng	(Koordinator)	2. Ir. Budi Rohman, M.Sc	(Anggota)	3. Dra. Liliana Y.P	(Anggota)
1. Sudarto, M.Eng	(Koordinator)							
2. Ir. Budi Rohman, M.Sc	(Anggota)							
3. Dra. Liliana Y.P	(Anggota)							
Penyelenggara								
Ketua	:	Dr. Ismail						
Wakil Ketua	:	Dedi Hermawan, ST						
Sekretaris	:	Pandu Dewanto, ST						
Bendahara	:	<ol style="list-style-type: none"> 1. Dyah Kalista, ST 2. Imara Wira Buana 						
Anggota								
Tim Editor	:	<ol style="list-style-type: none"> 1. Sulistyoningsih, ST 2. Emy Triharjiyati, ST 						
Tim Sekretariat	:	<ol style="list-style-type: none"> 1. Diah Hidayanti Sukarno, MT 2. Dewi Ariani 						
Tim Doc & Prosiding	:	<ol style="list-style-type: none"> 1. Arifin M Susanto, ST 2. Arief Isnaeni, ST 3. Agus Waluyo, MT 4. Tri Djatmiko S, S.Sos 						
Tim Persidangan	:	<ol style="list-style-type: none"> 1. Petit Wiringgalih, M.Sc 2. Ir. Marsono DS 3. Daddy Setiawan, MT 4. Akhmad Muktaf, M.Sc., M.Si 5. Akhmad Khusyairi, MT 6. Jenita Geraldina Abran, S.IP 						
Tim Pameran & Kehumasan	:	<ol style="list-style-type: none"> 1. Priyo Darmawan, S.Sos 2. M. Tahril Azis, M.Eng 3. Sugeng Priatno, SE 4. Zalfy Henry Eka Putra, MT 						
Tim Perlengkapan/Umum	:	<ol style="list-style-type: none"> 1. Arief Nurmansyah, S.Kom 2. Eko Henri Martanto, S.Sos 3. Anurdi, SE 4. Nur Siwhan, ST 						

a. Bidang Penilai Makalah dan Editor

- Ketua : Dr. Amin S Zarkasi, Ph.D
Anggota : 1. Dr. Dhandang P
2. Dr. Rohadi A
3. Prof Dr. Djarwani
4. Dr. Santoso
5. Dr. Abdul Waris
6. Prof. Dr. Zaki Su'ud
7. Dr. Sihana
8. Heryudo Kusumo, MS
9. Yusri Heni, M.Eng
10. Dr. Yus Rusdian
11. Dr. Judi Pramono
12. Amil Mardha, M.Eng

b. Koordinator Bid. Dokumentasi dan Prosiding : Dra. Liliana Yetta Pandi

c. Koordinator Bid. Persidangan : Ir. Budi Rohman, M.Sc

d. Koordinator Bid. Pameran & Kehumasan : Suprihatin, SE., MM

e. Koordinator Bid. Perlengkapan/Umum : Kusnandar, S.Sos



SAMBUTAN KEPALA BAPETEN

pada

PEMBUKAAN SEMINAR KESELAMATAN NUKLIR

Jakarta, 27 Juni 2011

Yth. Menteri Negera Riset dan Teknologi, yang dalam hal ini diwakili oleh Staf Ahli Menristek, Bapak Dr. Agus Rosyana Hofman

Yth. Para tamu Undangan dari berbagai instansi, baik Pemerintah maupun swasta, baik para pejabat struktural maupun fungsional

Distinguished guests from JNES, Mr. Fumio Kudough

Yth. Para pemerhati pengawasan terhadap pemanfaatan tenaga nuklir di tanah air

Para Undangan ysh,

Selamat pagi, *Assalamu'alaikum ww*,

Segenap puji syukur perlu senantiasa kita panjatkan ke hadirat Ilahi Robbi, yang telah memberikan kesehatan, yang telah memberikan kesempatan kepada kita semua sehingga kita dapat hadir pada acara **Seminar Keselamatan Nuklir tahun 2011** ini.

Seminar Keselamatan Nuklir ini adalah merupakan Seminar tahunan BAPETEN, yang diselenggarakan sekaligus dalam rangkaian memperingati Hari Kebangkitan Teknologi Nasional.

Pengawasan terhadap pemanfaatan tenaga nuklir di tanah air ini, sesuai dengan peraturan perundang-undangan meliputi bidang fasilitas radiasi dan zat radioaktif dan bidang instalasi dan bahan nuklir. Pemanfaatan terbanyak di tanah air ini adalah dalam bidang fasilitas radiasi dan zat radioaktif, yakni dalam lingkup kesehatan dan dalam

lingkup industri. Namun pada kesempatan seminar ini tema utama yang diangkat adalah dalam lingkup instalasi dan bahan nuklir.

Dalam lingkup instalasi dan bahan nuklir ini, tentu saja termasuk Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir. Seminar Keselamatan Nuklir kali ini mengambil tema: **Penguatan Pengawasan Keselamatan, Kemanan dan Seifgard Nuklir untuk Menyongsong Introduksi PLTN di Indonesia**. Dari tema ini diharapkan bahwa **kita semua dapat memahami arti penting dari *safety*, *security*, dan *safeguards***, dimana pada dasarnya pengertian *safety* adalah terkait dengan pemanfaatan teknologi yang selamat bagi pengguna, masyarakat, dan lingkungan hidup, *security* adalah tetap dapat mengamankan sumber radioaktif maupun bahan nuklir, dan *safeguards* adalah upaya tidak dimungkinkannya pemanfaatan bahan-bahan nuklir untuk tujuan non damai.

Hadirin yang saya hormati,

Kejadian di Fukushima Daiichi yang dimulai dengan adanya gempa bumi berkekuatan 9 skala Richter, kemudian diikuti dengan Tsunami, benar-benar membuat kita semua tersentak, tidak hanya karena korban berjatuhan akibat dari Tsunami tersebut, namun kegagalan pendinginan pada beberapa buah reaktor nuklir di Fukushima Daiichi tersebut karena diakibatkan adanya Tsunami. Dalam kesempatan ini, saya mengajak para hadirin semua untuk sejenak mengheningkan cipta, guna menyadarkan kepada diri kita akan kelemahan kita, dan sekaligus mengakui kebesaran Dzat Yang Maha Perkasa. Dan semoga Jepang dapat segera bangkit dari musibah yang dialaminya.

Hadirin yang saya hormati,

Pada kesempatan ini perlu saya sampaikan beberapa hal yang dilakukan terkait dengan kejadian di Fukushima Daiichi, yakni antara lain. Memberikan kepastian kepada masyarakat bahwa tidak ada radioaktivitas dari kejadian kecelakaan tersebut akan masuk ke wilayah Republik Indonesia dan apalagi membahayakan kehidupan masyarakat maupun lingkungan, Sesuai dengan perkembangan situasi yang ada, maka pada saat tersebut BAPETEN melakukan *scanning* terhadap para penumpang pesawat terbang dari Jepang yang masuk melalui bandara Soekarno-Hatta dan Ngurah Rai. Demikain pula halnya dikoordinasikan oleh Menko Kesra, bersama-sama dengan Kementerian Kesehatan, BPOM, BATAN, BNPB untukantisipasi hal-hal terkait

dengan kontaminasi pada para WNI yang datang dari Jepang, impor makanan, bantuan penanggulangan, dan sebagainya.

Selanjutnya untuk memastikan bahwa tidak ada radioaktivitas yang terdispersi ke tanah air dan membahayakan kehidupan masyarakat maupun lingkungan hidup, maka BAPETEN melaksanakan beberapa pengukuran kualitas lingkungan di daerah Manado, Bontang, dan Jayapura. Alhamdulillah bahwa kondisi yang ada adalah sebagaimana pernyataan BAPETEN bahwa tidak ada dispersi radioaktivitas yang masuk ke tanah air dan membahayakan kehidupan masyarakat dan lingkungan hidup.

Untuk memastikan hal tersebut, BAPETEN juga berkoordinasi dengan Badan Pengawas-nya Malaysia dan juga Philipina. Di ke-dua negara tersebutpun tidak ada dispersi radioaktivitas yang masuk dan membahayakan kehidupan masyarakat dan lingkungan hidup.

Selain memberikan penjelasan kepada publik dan juga memenuhi permintaan berbagai media massa tentang hal-hal yang terkait dengan PLTN di Fukushima Daiichi, BAPETEN juga memberikan kursus kilat pendeteksian dan penanggulangan kontaminasi zat radioaktif, yakni di kepada para staf Kantor Kesehatan Pelabuhan (KKP) di seluruh Indonesia bertempat di KKP Soekarno Hatta, dan juga kepada Bulan Sabit Merah Indonesia yang minta diberi kursus tentang hal tersebut, bertempat di kantor BAPETEN.

Hadirin yang saya hormati,

Sebagai rasa empati terhadap musibah yang terjadi di Jepang tersebut, maka BAPETEN kemudian menyiapkan Tim Tanggap Darurat Nuklir, tidak hanya personilnya saja, namun dengan segala macam peralatan yang memang biasa dibawa sebagai *tools* untuk penanggulangan keadaan darurat nuklir. Kesiapan dan kesediaan ini, selain dilaporkan kepada Bapak Menristek, juga disampaikan kepada Kementerian Luar Negeri. Selanjutnya melalui Duta Besar RI di Wina, hal ini disampaikan kepada Dirjen IAEA, demikian juga kepada Dutabesar Jepang yang ada di Wina. Dalam kesempatan pertemuan *the 5th review meeting* dari para negara pihak dalam kerangka *nuclear safety convention* pada 2 bulan yl hal yang sama telah disampaikan kepada Deputi Menteri dari MEXT, tentu saja memang sejauh Pemerintah Jepang memerlukannya.

Namun tiba-tiba, IAEA membentuk *Fact Finding Mission*, terdiri dari 12 negara dan total beranggotakan 18 orang, dan satu diantaranya adalah dari BAPETEN. Hal ini cukup membanggakan, karena ternyata tidak semua negara ditunjuk untuk melaksanakan tugas tersebut. Misi telah dilaksanakan dengan baik, laporanpun telah disampaikan oleh Ketua Tim pada saat Sidang Dewan Gubernur IAEA, dan kemudian sekali lagi dilaporkan dan dibahas oleh semua negara pada pertemuan tingkat tinggi, *Ministerial Meeting*, yang berlangsung pekan lalu, dari tanggal 20 hingga 24 Juni 2011. Tentang kondisi di Fukushima sendiri nantinya akan disampaikan oleh sdr.Ir. Dedik Eko Sumargo, sebagai salah seorang Tim Pencari Fakta dari IAEA tersebut. Dalam Seminar ini.

Hadirin yang saya hormati,

Pada kesempatan ini akan saya sampaikan beberapa penekanan perhatian yang perlu dilakukan, sesuai dengan pidato Dirjen IAEA, terkait dengan kecelakaan nuklir di Fukushima Daiichi. Hal ini disampaikan pada kesempatan pembukaan *Ministerial Meeting* dalam lingkup Keselamatan Nuklir pekan lalu.

Ada 5 hal yang perlu diperhatikan, yakni terkait dengan:

1. **IAEA Safety Standards.** Perlu direview lagi berbagai kelemahan yang masih mungkin ada, untuk kemudian dilakukan perbaikan-perbaikan,
2. **Review Keselamatan Reaktor di masing-masing negara,** baik dilaksanakan oleh masing-masing negara tersebut maupun juga oleh *peer review* yang akan dibentuk oleh IAEA
3. **Nuclear Regulation.** Regulator haruslah independent dengan pendaanaan yang memadai dan didukung oleh sdm yang handal.
4. **Global Emergency Preparedness.** Kesiapsiagaan nuklir ini harus dibangun dengan baik pada tingkat nasional, regional, maupun global. Karenanya kerjasama dalam bidang Kesiapsiagaan Nuklir ini perlu terus mendapatkan perhatian. Dalam hal ini IAEA yang berperan sebagai Koordinator dari *the Joint Radiation Emergency Management Plan* akan terus memberikan perhatiannya yang lebih pada Kedaruratan Nuklir ini.
5. **Receiving and Disseminating Information.** *Sharing* informasi kepada pihak

lain perlu dilakukan, sehingga publik mendapatkan gambaran sebenarnya. Demikian pula halnya dengan efektivitas dari INES (*the International Nuclear and Radiological Event Scale*), sebagai *tool* untuk mengetahui level kecelakaan itu sendiri.

Distinguished guest from Japan, Mr. Fumio Kudough

I thank you for your coming in this annual Seminar on Nuclear Safety. In this occasion I express our sympathie and heartfelt condolences to the people and the government of Japan from the unprecedented natural disaster on 11 of March 2011, which cause much loss of life and severe damage, and the accident at Fukushima Daiichi Nuclear Power Stations, I believe that your governmnet could resolve the situation. One of our staff, as the member of IAEA Fact Finding Mission Team has reported to me about your government= how all the activities have been done timely, precisely and well coordinated. The situation is under control, and, especially for Indonesia people, we know the safe situation that 10 days ago our President just visited Japan, where he had an opportunity to make a field visit to and meet survivors of the disaster in the devastated area in Miyagi Prefecture near Fukushima Prefecture. Our President has returned to Jakarta safely. The visit indicates that the situation is already under control and even the area near Fukushima is safe to visit.

In this opportunity I hope that you could inform the seminar participants here about the current situation at that site, especially in connection with the Nuclear Power Stations at Fukushima Daiichi. I thank you.

Hadirin yang saya hormati,

Demikian hal ini saya sampaikan, semoga Allah swt senantiasa meridhoi kita semuanya, dan sesuai dengan permintaan Panitia, maka dengan mengucapkan *bismillaahirrohmaanirrohiim* Seminar Keselamatan Nuklir tahun 2011 ini dibuka dengan resmi.

Biilahit taufiq wal hidayah, Wassalam ww,

Kepala,

As Natio Lasman

DISAIN KONSEPTUAL SISTEM PEMURNIAN PENDINGIN PRIMER MENGUNAKAN MEMBRAN SILINDRIS UNTUK SEN KOGENERASI BERBASIS RGTT

Piping Supriatna

Pusat Teknologi Reaktor dan Keselamatan Nuklir - BATAN

ABSTRAK

DISAIN KONSEPTUAL SISTEM PEMURNIAN PENDINGIN PRIMER MENGGUNAKAN MEMBRAN SILINDRIS UNTUK SEN KOGENERASI BERBASIS RGTT. Rancangan teknologi reaktor generasi lanjut saat ini penerapannya diarahkan untuk reaktor kogenerasi, yang pemanfaatan fungsinya tidak hanya terbatas sebagai pembangkit tenaga listrik saja, tapi juga dikembangkan untuk aplikasi lainnya seperti kemampuan untuk produksi air bersih, proses pabrikasi di industri, pencairan batubara, produksi hidrogen, *Enhanced Oil Recovery (EOR)*, dan lain-lain. Konsep reaktor kogenerasi dikembangkan untuk menghasilkan energi yang efektif, efisien dan berkelanjutan (*sustainable*), yang mana cadangan bahan bakar nuklir uranium dan thorium untuk reaktor kogenerasi ini mampu memasok kebutuhan energi dunia hingga ribuan tahun ke depan. Reaktor kogenerasi menghasilkan temperatur luaran yang jauh lebih tinggi dibandingkan PLTN konvensional, dan memerlukan *Heat Exchanger* khusus untuk pendinginnya yang berupa gas helium (He). Untuk mempertahankan tingkat efisiensi pertukaran panasnya dengan baik dan stabil, maka perlu dijaga kemurnian gas helium sebagai pendingin primer dari pengotornya (*impurity*). Dalam penelitian ini telah dilakukan perancangan model dan perhitungan sistem pemurnian gas pendingin primer, dengan metode pemurnian dan pengisian pendingin gas helium secara berkesinambungan menggunakan *Cylindrical Helium Splitting Membrane* dan sistem *inventory* gas helium. Konsep disain sistem pemurnian helium ini memberikan hasil perhitungan debit pemurnian helium sebesar $0,844 \times 10^{-3}$ kg/det., dimana debit helium pada sistem pendingin primer untuk reaktor adalah 120 kg/det. Hasil perhitungan menunjukkan bahwa disain konseptual rancangan sistem pemurnian dan pengisian gas pendingin helium ini dapat diimplementasikan pada reaktor kogenerasi jenis RGTT200K.

Kata kunci : sistem pemurnian helium, reaktor kogenerasi, RGTT200K.

ABSTRACT

CONCEPTUAL DESIGN OF PRIMARY COOLANT PURIFICATION SYSTEM USING CYLINDRICAL MEMBRANE FOR NUCLEAR ENERGY SYSTEM BASE ON HTGR. *The recent progress of reactor technology design for next generation reactor will be implemented on cogeneration reactor, which the aim of reactor operation not only for generating electrical energy, but also for other application like desalination, industrial manufacturing process, hydrogen production, Enhanced Oil Recovery (EOR), etc. The cogeneration reactor concept developed for generate energy effectively, efficiently and sustainable, which reserve of uranium and thorium nuclear fuel for cogeneration reactor is supply able for world energy demand until next thousand years. The cogeneration reactor produce temperature output higher than commonly Nuclear Power Plant (NPP), and need special Heat Exchanger with helium gas as coolant. In order to preserve heat transfer with high efficiency, constant purity of the gas must be maintained as well as possible, especially contamination from its impurities. In this research has been designed modeling and assessment of primary coolant gas purification system with purify and fill up helium gas continuously, by using Cylindrical Helium Splitting Membrane and helium gas inventory system. The result of flow rate helium assessment for the purification system is 0.844×10^{-3} kg/sec, where helium flow rate of reactor primary coolant is 120 kg/sec. The result of study show that the Primary Coolant Gas Purification System is enable to be implemented on Cogeneration Reactor HTGR200C.*

Keyword : helium purification system, cogeneration reactor, HTGR200C.

1. Pendahuluan

Berbagai jenis pembangkit tenaga listrik telah diciptakan oleh para ahli untuk memenuhi kebutuhan energi listrik dunia, berbagai sumber energi dieksploitasi untuk dimanfaatkan sebagai pembangkit tenaga listrik, ternyata semua teknologi pembangkit tenaga listrik ini menimbulkan berbagai masalah baru secara global, terakumulasinya gas yang menimbulkan efek rumah kaca, pemanasan global dunia, perubahan cuaca ekstrim, makin terbatasnya persediaan energi terbarukan, dan semakin parahnya kerusakan lingkungan akibat polusi dari penggunaan energi yang tidak terkendali. Hal ini mendorong para ahli energi untuk membuat terobosan baru dalam penciptaan sumber energi bersifat ramah lingkungan, terbarukan, efektif dan efisien, di antaranya adalah pembuatan SEN (Sistem Energi Nuklir) dalam bentuk reaktor kogenerasi yang dirancang memiliki tingkat efisiensi pemanfaatan *output thermal* dari reaktor yang cukup tinggi yaitu di atas 80%.

Konsep teknologi reaktor nuklir kogenerasi adalah memanfaatkan panas yang dikeluarkan oleh reaktor yang diharapkan dapat dimanfaatkan untuk pembangkit tenaga listrik (33,33%), produksi gas hidrogen/ aplikasi lainnya

(28,33%) dan desalinasi (38,33%)^[2]. Dengan demikian seluruh energi panas yang dikeluarkan oleh reaktor ini diharapkan dapat dimanfaatkan semuanya tanpa ada panas sisa yang terbuang ke lingkungan. Negara Jepang telah berhasil menguasai teknologi reaktor kogenerasi ini, namun dalam hal ini efisiensi pemanfaatan panas yang dihasilkan oleh reaktor baru mencapai 80%. Kunci keberhasilan penerapan teknologi ini adalah bagaimana mempertahankan efisiensi transfer panas secara sempurna, yang dalam hal ini media pendingin-nya adalah gas helium. Kemurnian gas helium sebagai pendingin/media perpindahan panas pada reaktor kogenerasi memegang peranan penting untuk mencapai efisiensi pemanfaatan *output thermal* semaksimal mungkin atau mendekati 100%.

Gas helium sangat tepat dimanfaatkan sebagai fluida pendingin untuk transfer panas pada reaktor kogenerasi yang memiliki temperatur teras reaktor sangat tinggi yaitu sekitar 1000°C, mengingat karakteristik dari gas helium sebagai gas ideal/gas inert, tidak mengalami perubahan sifat fisik maupun kimia pada temperatur relatif sangat tinggi, tidak bereaksi dengan gas/zat lainnya, efektif untuk keperluan

heat transfer dan mudah dimampatkan sampai 7 MPa atau lebih. Karakteristik gas helium bisa bertahan seperti ini jika kemurniannya (*purity*) bisa dijaga dengan baik. Namun demikian unsur-unsur gas pengotor ini bisa muncul akibat kebocoran orde mikro pada sistem *shield* antar sambungan pipa pendingin, sehingga gas pengotor (*impurity gas*) memungkinkan masuk ke dalam sistem pendingin. Berma-cam-macam dampak yang ditimbulkan oleh gas pengotor pada sistem pendingin ini. Gas N₂ dan O₂ yang terperangkap dalam sistem pendingin helium dengan temperatur sangat tinggi akan membentuk gas NO_x. Gas pengotor ini jelas akan menurunkan efisiensi *heat transfer* dari sistem pendingin helium. Gas O₂ yang terperangkap masuk kedalam bejana reaktor, ketika mengenai balok-balok grafit yang dijadikan moderator, pada temperatur sangat tinggi akan terjadi reaksi pembentuk-an gas CO_x, dan hal ini akan menimbulkan kerapuhan pada permukaan balok grafit.

Perkembangan terkini dari reaktor berbasis RGTT (**R**eaktor berpendingin **G**as **T**emperatur **T**inggi) sebagian besar masih dalam bentuk disain konseptual (Perancis, Afrika Selatan, Jepang, dan lain-lain.), namun demikian reaktor

berbasis RGTT sudah dibuat di beberapa negara dalam skala eksperimen (UK: Dragon, *German*: AVR & THTR300, *Chinese*: HTR-10, USA: Peach Botton & Fort St. Frain, Japan: HTTR, dan lain-lain). Dalam hal ini bahasan tentang sistem pemurnian helium sebagai gas pendingin primer reaktor berbasis RGTT masih terbatas. Belum semua desain RGTT membahas sistem pemurnian pendingin heliumnya, walaupun ada masih dalam bentuk desain yang cukup rumit, seperti misalnya *Helium Purification System* untuk HTR-10 buatan China dan *Helium Purification System* untuk HTTR buatan Jepang. Desain ini cukup rumit, yang mana sistem pemurnian dilakukan melalui beberapa tahapan, dan sistem pemurnian harus dijalankan tanpa menghenti-kan proses operasi RGTT yang sedang berjalan. Untuk menyederhanakan proses pemurnian pendingin gas helium pada sistem RGTT ini serta untuk menekan biaya dan waktu pembuatannya, maka rancangan sistem pemurnian ini disederhanakan dengan menggunakan penapis gas helium *Ceramic Perovskite membrane*, dan juga dibantu pengaturan *inlet* dan *outlet* gas helium yang sesuai pada sistem pemurnian tersebut, agar

tidak mengganggu *helium flowrate* pada sistem RGTT.

Proses pemurnian pada pendingin gas helium pada sistem RGTT ini dilakukan secara berkesinambungan, dengan pendekatan penyelesaian masalah diasumsikan bahwa gas helium yang keluar dari sistem pemurnian langsung tercampur secara homogen dengan pendingin gas helium yang ada pada sistem RGTT, sehingga dengan perhitungan secara iteratif dapat ditentukan waktu lamanya pemurnian pendingin gas helium bisa dihentikan, karena dianggap sudah bersih dari pengotornya (*impurity*). Dengan demikian diharapkan pemurnian yang dilakukan secara terus menerus ini pada tahap tertentu akan dapat membersihkan pendingin gas helium secara tuntas, namun demikian disarankan penggunaan sistem pemurnian ini dilakukan terus selama reaktor berbasis RGTT ini dioperasikan. Berdasarkan desain konseptual sistem pemurnian gas helium sebagai pendingin primer pada RGTT200K ini, hasil perhitungannya menunjukkan bahwa desain konseptual rancangan sistem pemurnian dan pengisian gas pendingin helium ini, dapat diimplementasikan pada reaktor kogenerasi jenis RGTT200K.

2. Metodologi

Untuk *gas cooled reactor* dengan pendingin gas helium, pemurnian gas pendinginnya dirancang untuk dapat dilaksanakan pada saat reaktor kogenerasi sedang beroperasi, dimana temperatur dari gas helium sebagai pendingin dalam keadaan reaktor beroperasi adalah sekitar 1000°C dan tekanannya sebesar 7 MPa. Ada dua hal penting yang harus diperhatikan di sini yaitu :

1. Perancangan dan pembuatan sistem pemurnian gas helium yang efektif untuk pendingin reaktor kogenerasi.
2. Pemilihan lokasi yang tepat untuk penempatan alat sistem pemurnian gas helium dalam instalasi reaktor kogenerasi.

3. Hasil dan Pembahasan

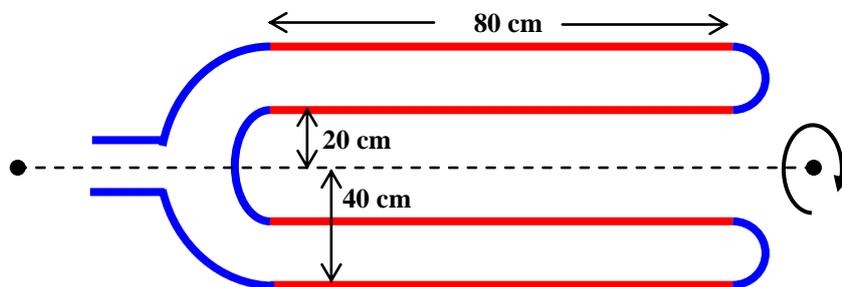
3.1. Perancangan dan pembuatan sistem pemurnian gas helium.

Sistem pemurnian gas helium ini dirancang sedemikian rupa agar memiliki daya tapis terhadap pengotor gas helium se-efektif mungkin. Sistem pemurnian ini dibuat dari bahan Gamma Alumina (Al_2O_3) sebagai pembentuk matrix (rangka) sistem pemurnian, lapisan TEOS (Tetraetilorto-silikat) dan serbuk LSCF ($\text{La}_{0.8}\text{Sr}_{0.2}\text{Co}_{0.6}\text{Fe}_{0.4}\text{O}_{3-\delta}$)

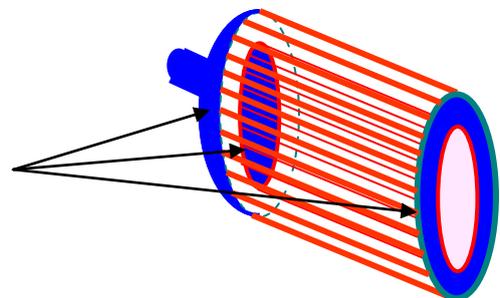
sebagai pembentuk lapisan membran (jenis *Perovskite membrane*). Penelitian dari Zeng, Lin dan Swartz [5] untuk jenis *Perovskite membrane* ini berhasil ditentukan kemampuan perme-asinya yaitu sebesar 10^{-7} mol/cm².s. pada tekanan 1 atmosfer (kondisi normal). Adapun prosedur pembuatan membran penapis gas helium ini adalah dibentuk matrix Gamma Alumina (Al₂O₃) sesuai dengan bentuk dan ukuran yang diinginkan, berikut bagian material penunjangnya. Dalam hal ini matrix yang disiapkan berbentuk *double* slinder (lihat Gambar 1), dengan ukuran

diameter silinder dalam 20 cm, diameter silinder luar 40 cm, panjang 80 cm dan tebalnya 4 mm.

Ujung-ujung matrix *double* silinder Gamma Alumina (Al₂O₃) di glassir (lihat Gambar2), dan bagian ujung kiri yang disesuaikan kebutuhan untuk penggabungan dengan bagian komponen lainnya. Proses glassir matrix Gamma Alumina diakhiri dengan proses sintering sampai temperatur 1200°C, supaya ikatan antara matrix dengan lapisan gelas lebih kuat.



Gambar 1. Disain matrix Gamma Alumina (Al₂O₃) berbentuk *double* slinder.



Gambar 2. Bagian matrix Alumina yang diglassir.

Selanjutnya dibuat susunan komponen seperti terlihat pada Gambar

3, kemudian pada komponen bagian A (bagian atas) dialirkan air untuk

pengujian kededapan air. Setelah teruji kededapannya terhadap air, selanjutnya dialirkan campuran uap TEOS dan serbuk LSCF dengan temperatur pemanasan 450°C, untuk pembentukan lapisan membran penapis gas helium. Disain sistem pemurnian gas helium *double slinder* dengan konfigurasi seperti di atas dan ke-mampuan permeasi *perovskite membrane* yang digunakan adalah :

$$\epsilon = 10^{-7} \text{ mol/atm.cm}^2.\text{s. [5],}$$

dalam SI : $\epsilon = 10^{-11} \text{ Mol/Pa.m}^2.\text{s.}$

maka bisa dihitung debit kemampuan pena-pisan gas helium pada RGTT200K oleh sistem pemurnian, yaitu sebagai berikut :

Luas permukaan membran silinder bagian dalam : $A_1 = 2.\pi.R_1.L$

Luas permukaan membran silinder bagian luar : $A_2 = 2.\pi.R_2.L$

Luas permukaan membran sistem pemurnian : $A = A_1 + A_2$

Dimana R1 dan R2 adalah jejari silinder bagian dalam dan bagian luar, dan L adalah panjang silinder. Debit aliran gas helium yang melewati penapis membran adalah :

$$Q = \epsilon . P . A \text{ (Mol/s).}$$

Hasil yang diperoleh dari perhitungan di atas, ditampilkan pada Tabel 1 dan Tabel 2.

Gas helium hasil pemurnian oleh *Helium Purifier System* langsung ditampung oleh *Helium Storage Tanks* yang merupakan bagian dari *helium gas inventory system*.

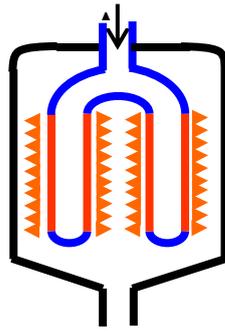
P₁ adalah *inlet helium flowrate control*, yang mana berdasarkan perhitungan disain nilai debitnya adalah **0,844x10⁻³ kg/det** (Gambar 4). Dalam

Tabel 1. Hasil perhitungan luas membran.

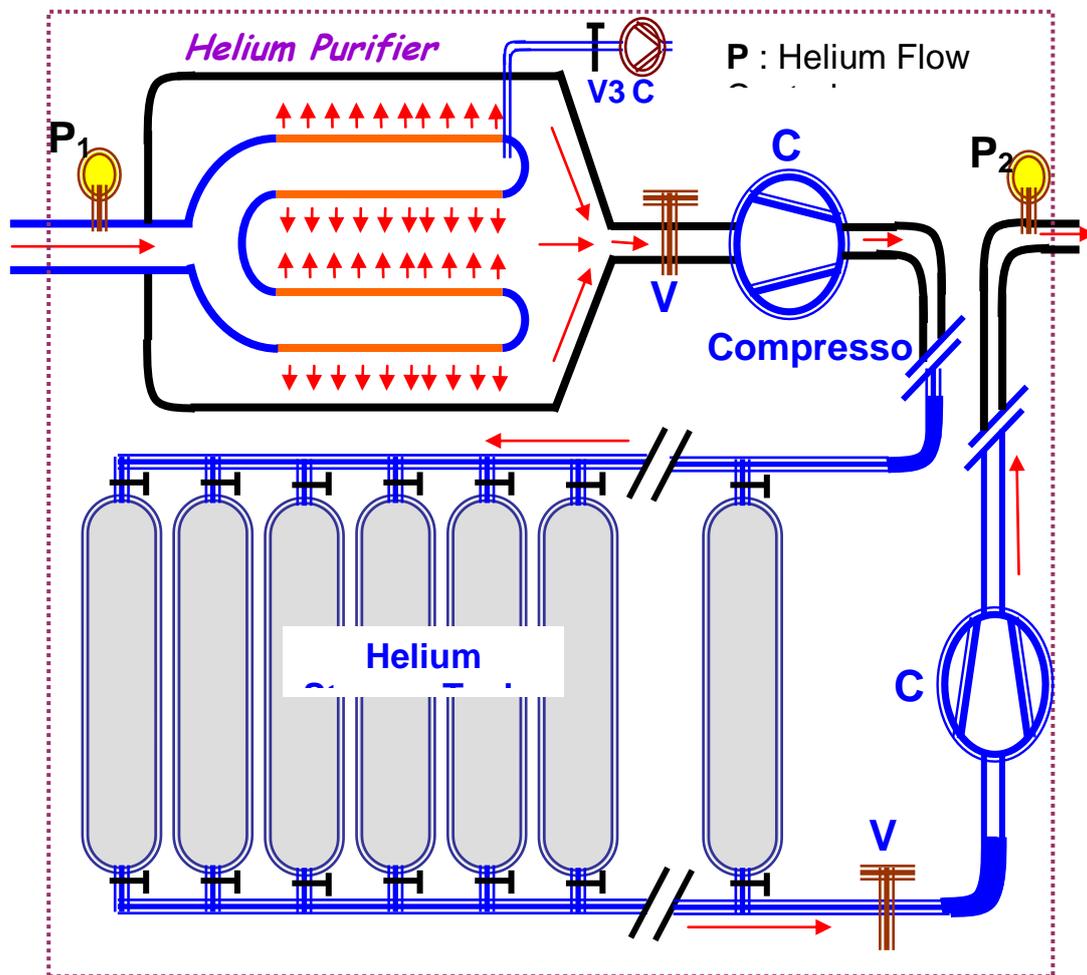
R ₁ (m)	R ₂ (m)	L (m)	A ₁ (m ²)	A ₂ (m ²)	A (m ²)
0,2	0,4	0,8	1,0048	2,0096	3,0144

Tabel 2. Hasil perhitungan Debit aliran gas helium yang melewati penapis membran.

ϵ (Mol/Pa.m ² .s)	P (Pascal)	A (m ²)	Q (Mol /s)	Q (Kg /s)
10 ⁻¹¹	7.10 ⁶	3,0144	0,211.10 ⁻³	0,844.10 ⁻³



Gambar-3. Pengujian kedekatan terhadap air dan pembentukan lapisan membran penapis gas helium.



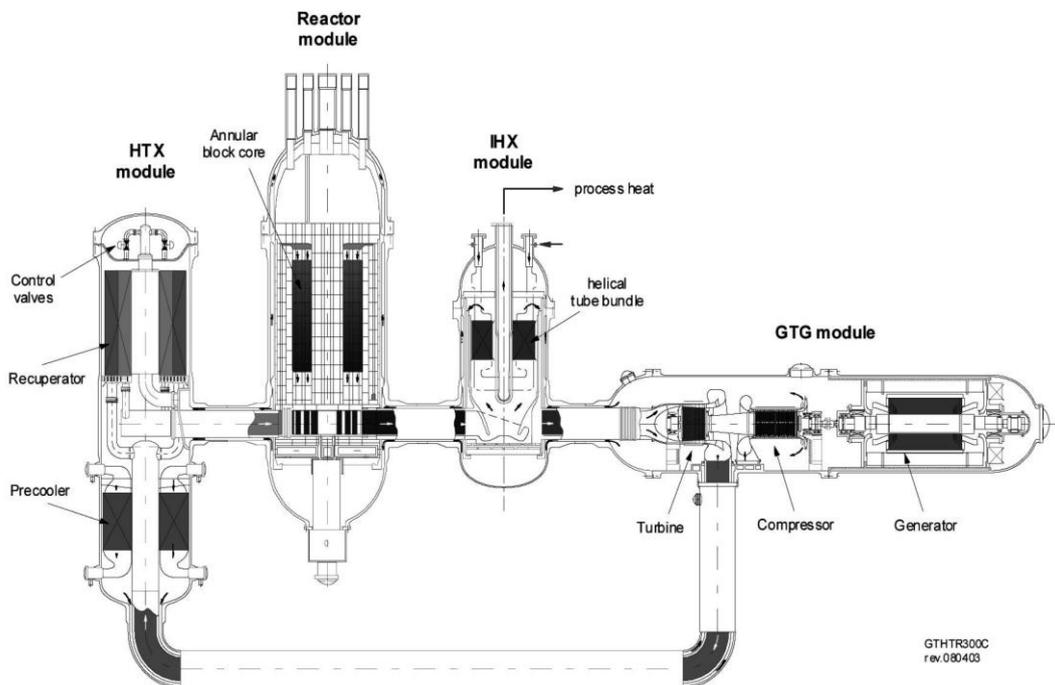
Gambar 4. Helium Gas Purification dan Inventory System

hal ini nilai *inlet helium flowrate* (P_1)
 harus sama dengan *outlet helium*

flowrate (P_2) untuk menjaga stabilitas
 debit pendingin gas helium pada saat

operasi reaktor jenis RGTT sedang berjalan, yaitu sebesar **120 kg/det.** Perbandingan antara nilai P1 dan P2 dikendalikan melalui *microcontroler*. Untuk perhitungan kasar jumlah total gas helium yang disirkulasikan dalam reaktor RGTT-200K, diasumsikan daya reaktor **200 MW**, rapat daya reaktor **3 W/cc** atau **3 MW/m³**. Volume teras =

$(\text{Daya reaktor})/(\text{kerapatan daya}) = 66,66 \text{ m}^3$ (untuk pendekatan diasumsikan sebagai volume pendingin gas helium didalam teras reaktor). Jumlah total pendingin gas helium di dalam teras reaktor (dihitung dalam sistem SI) dirumuskan $pV = n.R.T$, jika : $R = 8314,3 \text{ (J/Mol.K)}$ [6] maka diperoleh jumlah gas He **176,35 Kg.**



Gambar 5. Diagram reaktor kogenerasi berbasis RGTT[7].

Untuk menghitung jumlah gas helium total, hal ini tergantung volume total sistem pemipaan pendingin gas helium di luar teras dan komponen lainnya seperti volume turbin, volume kompresor, IHX, rekuperator, precooler, intercooler, dan lain-lain (lihat Gambar-5). Sebagai pendekatan diasumsikan

jumlah pendingin gas helium di luar teras dua kali lebih besar dibandingkan pendingin gas helium di dalam teras reaktor. Dengan demikian perkiraan jumlah total pendingin gas helium di dalam sistem reaktor, yaitu : $n = 3 \times 176,35 \text{ Kg} = 529 \text{ Kg.}$

3.2. Pemilihan lokasi untuk penempatan sistem pemurnian gas helium.

Penempatan sistem pemurnian gas helium pada proses pengambilan sampel untuk pemurnian gas helium yang dilakukan pada instalasi reaktor kogenerasi, harus dilaksanakan sedemikian rupa agar aman, efektif dan efisien. Kondisi seperti ini diusahakan dengan cara pemilihan lokasi dimana *gap* antara temperatur *inlet* dengan temperatur *outlet* tidak terlalu besar, dan temperatur *inlet* sistem pemurnian gas helium relatif paling rendah pada area instalasi reaktor. Berdasarkan kriteria di atas maka penempatan sistem pemurnian gas helium pada area instalasi adalah lokasi *inlet* setelah aliran pendingin helium keluar dari *compressor*, dan lokasi *outlet* sebelum aliran pendingin helium masuk ke *inter-cooler* (lihat Gambar 6).

Temperatur *inlet* sistem pemurnian gas helium adalah 140°C dan temperatur *outlet* sistem pemurnian adalah 170°C, perbedaan temperatur *inlet* dengan *outlet* hanya 30°C, tidak menimbulkan dampak gangguan yang berarti. Jadi dalam hal ini antara aliran gas helium *inlet* menuju *outlet* pada sistem pemurnian tidak memerlukan

heater tambahan untuk menghilangkan *gap* temperatur ini.

3.3. Pembahasan

Dalam hal ini bahasan tentang sistem pemurnian helium sebagai gas pendingin primer reaktor berbasis RGTT masih terbatas. Belum semua desain RGTT membahas sistem pemurnian pendingin heliumnya, walaupun ada masih dalam bentuk desain yang cukup rumit, seperti misalnya *Helium Purification System* untuk HTR-10 buatan China dan *Helium Purification System* untuk HTTR buatan Jepang, seperti yang terlihat pada Gambar 7 dan Gambar 8.

Susunan prosedur operasi sistem pemurnian gas helium dalam instalasi RGTT200K, tidaklah begitu rumit dan jika dijelaskan dalam bentuk bagan alir seperti pada Gambar 8.

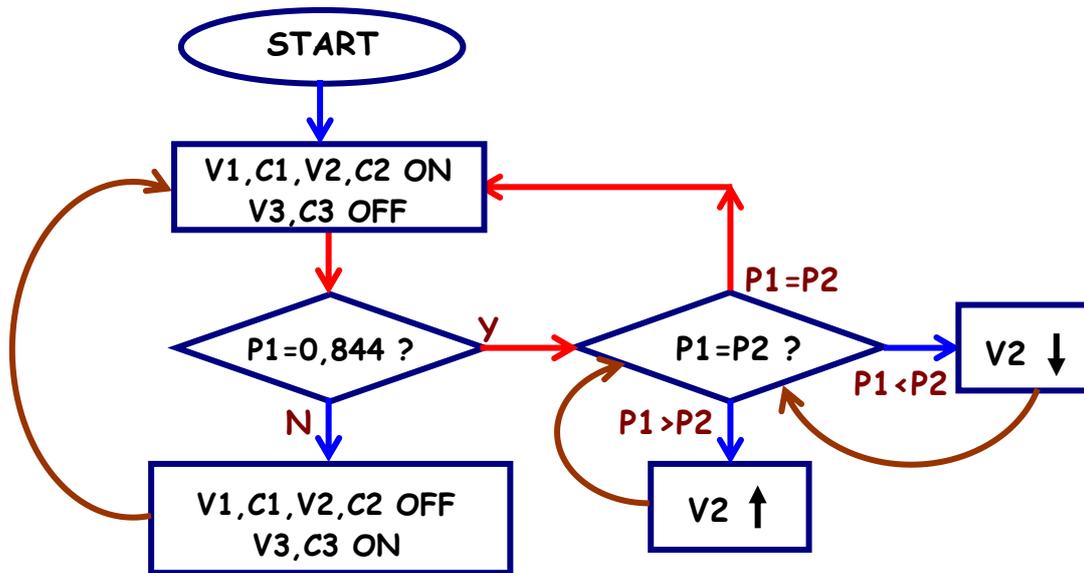
- 1) Kondisi awalnya (*initial condition*) dari sistem purifikasi gas He dan sistem inventornya pada reaktor kogenerasi adalah katup V1 terbuka, kompresor C1 kondisi ON, katup V2 terbuka, kompresor C2 kondisi ON.

Disain nilai debit sistem purifikasi gas He adalah $0,844 \times 10^{-3}$ kg/det. (untuk membran jenis perovskite),

maka nilai *flow inlet* gas He (P1) harus $0,844 \times 10^{-3}$ kg/det.

- 2) Jika debitnya kurang dari nilai ini berarti di sekitar permukaan membran tertutup oleh gas pengotor seperti Nitrogen, Oksigen, dan lain-lain. Untuk mengatasi ini maka dikondisikan

V1 tertutup, kompresor C1 kondisi OFF, katup V2 tertutup, dan kompresor C2 kondisi OFF. Gas pengotor sekitar permukaan membran dibuang dengan cara membuka katup V3 dan menjalankan kompresor C3.



Gambar 6. Bagan alir cara kerja *Helium Gas Purification & Inventory System*

- 3) Setelah gas pengotor sekitar permukaan membran dihilangkan, *flow inlet* gas He (P1) akan naik menjadi $0,844 \times 10^{-3}$ kg/det. Ketika $P1 = 0,844 \times 10^{-3}$ kg/det. kondisi sistem purifikasi kembali seperti semula katup V1 terbuka, dan C2 ON).
- 4) Kendali sistem berikutnya adalah *inlet flowrate* gas He (P1) harus

sama dengan *outlet flowrate* gas He (P2). Jika nilai $P1 > P2$ maka pembukaan katup V2 dibesarkan secara otomatis, demikian juga jika nilai $P1 < P2$ maka pembukaan katup V2 akan dikecilkan secara otomatis pula yang dikendalikan melalui *microcontroler*, sehingga selalu terjaga nilai $P1 = P2$ agar kondisi debit pendingin gas helium

pada saat operasi reaktor tetap stabil.

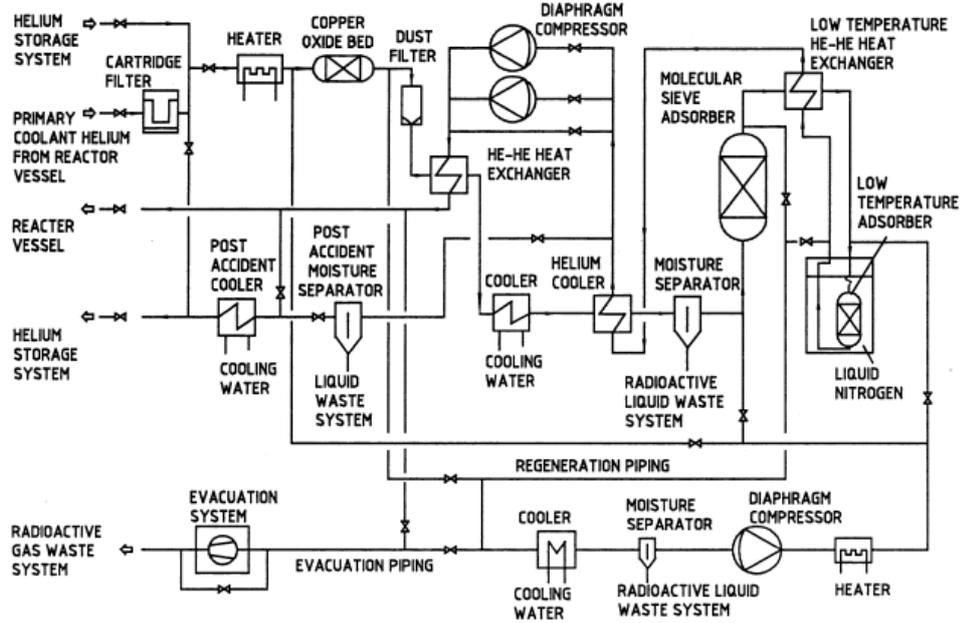
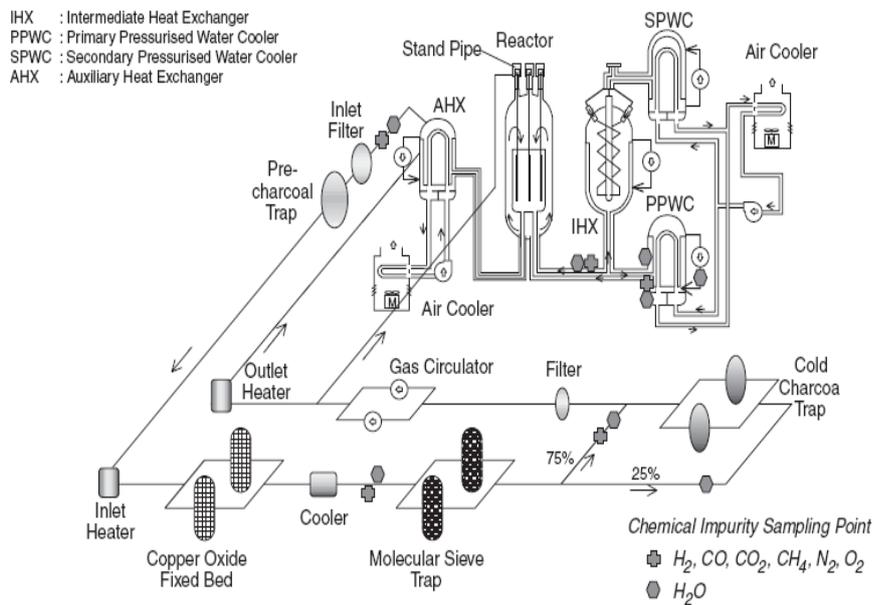
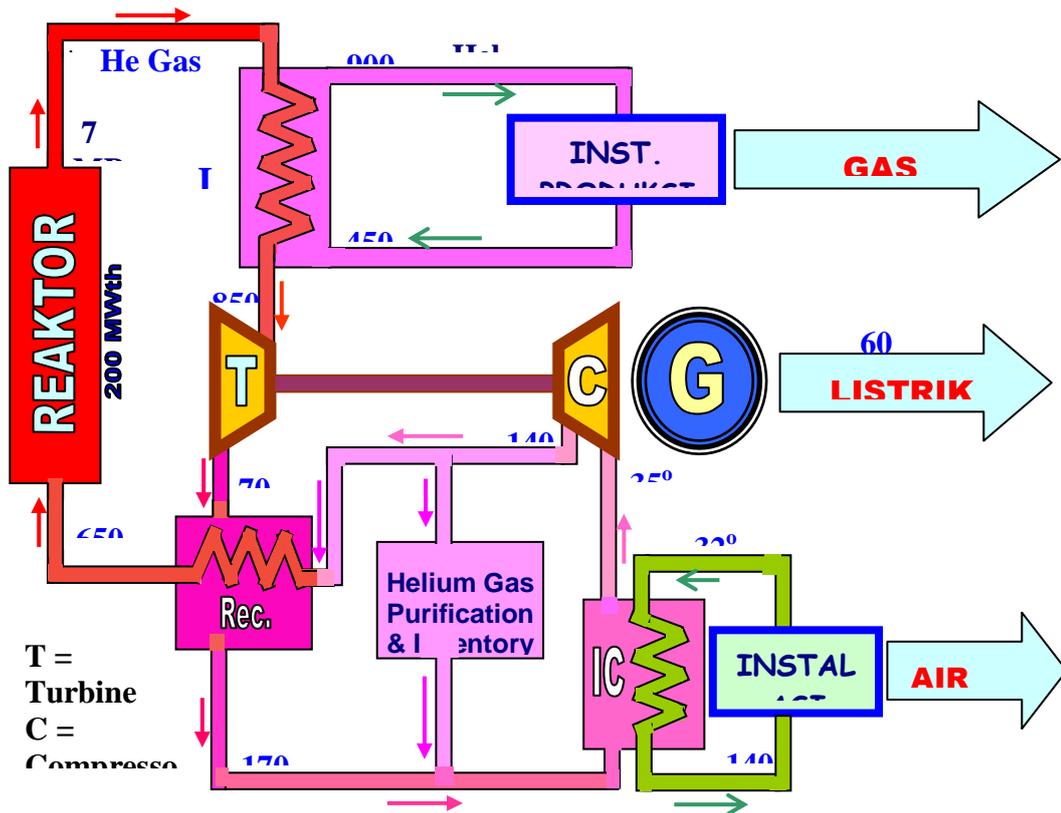


Fig. 1. Schematic of the HTR-10 helium purification system.

Gambar-7 : Helium Purification System untuk HTR-10 buatan China[3].



Gambar-8 : Helium Purification System untuk HTTR buatan Jepang [4].



Gambar 9. Rancangan alokasi sistem purifikasi gas He dan sistem inventornya pada reaktor kogenerasi.

5) Penempatan sistem pemurnian gas helium diposisikan setelah keluaran dari kompresor dan sebelum masuk ke *Intercooler* (lihat Gambar 9). Tujuannya adalah agar temperatur gas helium yang akan dibersihkan cukup rendah (140°C), dan *gap* antara temperatur *inlet* (140°C) dan temperatur *outlet* (170°C) gas helium pada sistem pemurnian tidak terlalu tinggi (hanya 30°C), sehingga tidak memerlukan *heater* ataupun *cooler* untuk mengatasi

perbedaan temperatur *inlet* dan *outlet* ini.

Untuk menghitung kemurnian pendingin gas helium pada saat operasi reaktor RGTT200K ketika sistem pemurnian gas helium sedang dijalankan adalah sebagai berikut :

- Jumlah pendingin gas helium yang ter-kontaminasi sebelum dimurnikan: **529 Kg**. Debit pemurnian helium oleh sistem pemurnian gas He: **$0,844 \times 10^{-3}$** kg/det. Kita definisikan kondisi awal sebelum pemurnian, tingkat pengotor

awal dalam sistem pendingin gas helium (**529 Kg**) dianggap 100% dan pembersihan oleh sistem pemurnian adalah 0,0000016 bagian atau 0,00016 % dalam 1 detik (debit He $0,844 \times 10^{-3}$ kg/detik).

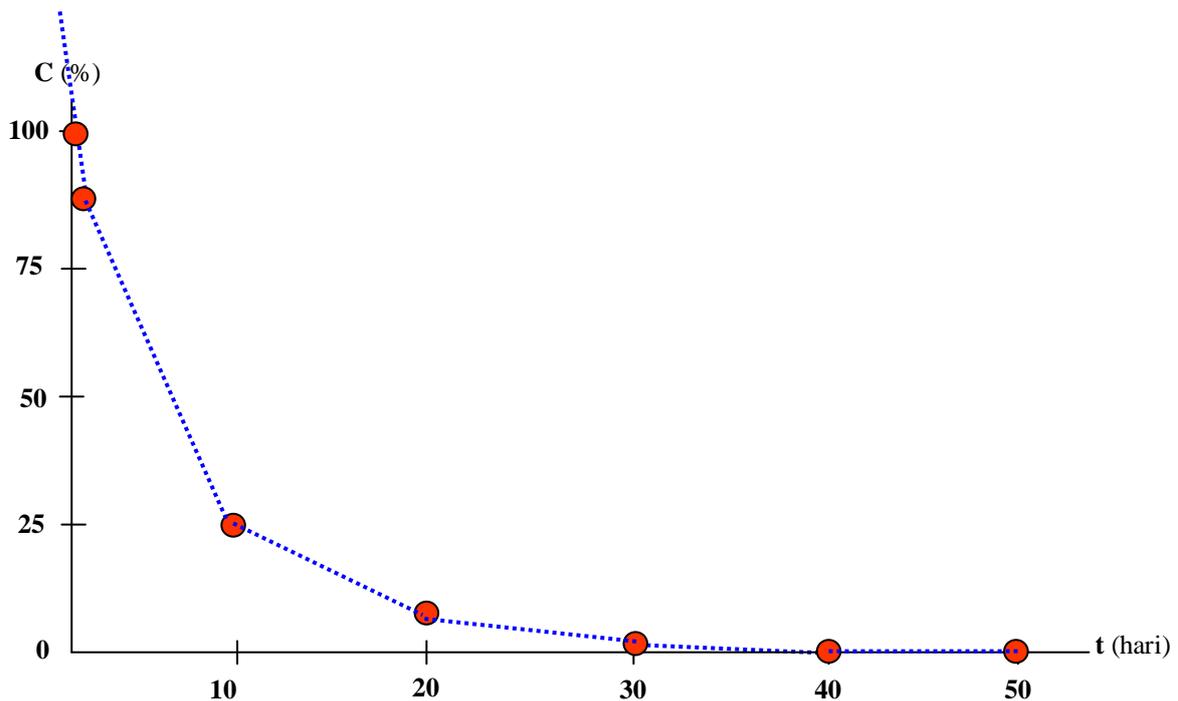
- Setelah pengambilan/mengalirkan gas helium (*gas purification inlet*) dan penge-luaran gas helium murni dari sistem inventory, gas helium murni tambahan ini diasumsikan langsung tercampur dengan gas pendingin helium pada saat operasi reaktor.
- Setelah 1 detik sistem pemurnian dijalan-kan, gas He kotor tinggal $(0,9999984) \times 100\%$. Setelah 2 detik sistem pemurnian dijalankan, gas He

kotor tinggal $(0,9999984)^2 \times 100\%$. Setelah **n detik** dijalankan, gas He kotor tinggal $(0,9999984)^n \times 100\%$.

Dengan menggunakan rumus di atas kita peroleh hubungan antara waktu pengope-rasian sistem pemurnian (t) terhadap sisa helium kotor (C), seperti terlihat pada Tabel 3. Setelah 50 hari sistem pemurnian gas 0,0995% (dianggap habis).

Tabel 3. Hubungan antara waktu pengopera-sian sistem pemurnian (t) terhadap sisa helium kotor (C).

Waktu pengoperasian sistem pemurnian (t)	Sisa helium kotor (C)
1 jam = 3600 detik	99,43%
1 hari = 86400 detik	87,09%
10 hari = 864000 detik	25,1%
20 hari = 1728000 detik	6,3%
30 hari = 2592000 detik	1,58%
40 hari = 3456000 detik	0,4%
50 hari = 4320000 detik	0,0995%



Gambar 10. Kurva hubungan sisa helium kotor (C) sebagai pendingin RGTT, terhadap waktu peng-operasian sistem pemurnian (t)

dalam reaktor RGTT-200K yang dioperasikan. Asumsi lainnya dianggap bahwa laju pembentukan pengotor gas He (kontaminan) jauh lebih kecil dibanding-kan laju pembersihan/*flow-inlet* ($P_1 = 0,844 \times 10^{-3}$ kg/detik), dan sirkulasi aliran pendinginnya dianggap konstan di semua bagian aliran sirkulasi. Untuk mendapat-kan hasil yang maksimal dari sistem pemurnian ini, sistem pemurnian gas helium harus selalu dioperasikan tanpa berhenti (nonstop) bersamaan dengan jalannya operasi reaktor RGTT200K.

Mempertahankan tingkat kemurnian pendingin gas helium pada saat operasi reaktor RGTT200K, diharapkan unjuk kerja reaktor bisa ditampilkan secara maksimal dan efisiensi thermal reaktor juga diharapkan bisa dicapai secara maksimal pula dan stabil.

4. Kesimpulan

Untuk mempertahankan tingkat efisiensi reaktor kogenerasi berbasis RGTT (khususnya RGTT200K yang akan dibangun di Indonesia) secara maksimal dan stabil, perlu dijaga tingkat kemurnian gas He sebagai

pendingin tanpa meng-ganggu proses operasi reaktor yang sedang berjalan. Sistem pemurnian gas Helium untuk reaktor kogenerasi ini dirancang memiliki kemampuan membersihkan pendingin helium dari pengotornya, dengan cara menjalankannya selama 50 hari *nonstop*. Sistem pemurnian ini dioperasikan secara otomatis dengan menggunakan sistem kendali *microcontroller* dan terus berjalan selama reaktor RGTT200K beroperasi.

Pembuatan disain konseptual sistem pemurnian pendingin primer menggunakan membran silindris untuk Sistem Energi Nuklir (SEN) kogenerasi berbasis RGTT yang telah dilakukan, dianggap lebih sederhana dibandingkan dengan disain sistem pemurnian helium untuk reaktor HTR-10 (China) dan reaktor HTTR (Jepang), sehingga pembuatan sistem pemurnian helium untuk RGTT200K ini lebih murah dari segi biaya, lebih mudah pembangunannya dan lebih cepat pelaksanaannya.

Konsep rancangan awal dari sistem pemurnian gas He tidak sampai pada pembuatannya, mengingat penelitian ini perlu pendanaan yang cukup besar dan reaktor kogenerasi saat ini belum beroperasi, sehingga hasil desain konseptual ini lebih bersifat kualitatif.

Berdasarkan hasil perhitungan di atas, menunjukkan bahwa konsep rancangan sistem pemurnian gas helium sebagai pendingin primer, memungkinkan untuk diimplementasikan langsung di lapangan pada reaktor kogenerasi yang akan mulai dioperasikan pada tahun 2025.

5. Daftar Pustaka

- [1] Anonymous, *Generation IV Roadmap: R&D Scope Report for Gas-Cooled Reactor Systems*, GIF-004-00, Generation IV International Forum (2002), <http://gif.inel.gov/roadmap/>.
- [2] M. Dhandhang P., Materi presentasi: *Sasaran Kerja Pegawai BPR-PTRKN 2011*, PTRKN-BATAN, 18 Juli 2007.
- [3] M.S.Yao, R.P.Wang, Z.Y.Liu, X.D.He, J.Li, *The Helium Purification System of the HTR-10*, Institute of Nuclear Energy Technology, Beijing 100084, China, 2002.
- [4] Xing Yan, Kazuhito Kunitomi, Ryutaro Hino, *GTHTR300 Design Variants for Production of Electricity, Hydrogen or Both*, 2nd

HTTR Workshop on Hydrogen Production Technologies, 2005.

- [5] Y. Zeng, Y. S. Lin and S. L. Swartz, *Perovskite-type ceramic membrane*, Department of Chemical Engineering, University of Cincinnati, OH 45221-0171 USA, 1998.
- [6] Annamalai Kalyan, Ishwar K. Puri, *Advanced Thermodynamics Engineering*, CRC Press LLC, 2002 N.W. Corporate Blvd., Boca Raton, Florida 33431, 2001.
- [7] J. M. CORUM and T. E. MCGREEVY, *R&D Plan for Development of High-Temperature Structural Design Technology for Generation IV Reactor Systems* ORNL/TM-2004/249, September 2004, (Draft).

Tanya Jawab

1. Sudarmono, M.Si – BATAN
Impurity pendingin primer He) yang dibahas hanya berbentuk gas (NO_x dan CO_x), bagaimana halnya dengan debu karbon (grafit) yang justru lebih dominan dari impurity bentuk gas?
 Jawab:
 Perlu diketahui bahwa pendingin primer (gas He) sebelumnya melewati sistem pemurnian gas He, terlebih dulu ditapis oleh filter khusus (HEPA filter). Jadi yang dilewatkan ke sistem pemurnian hanya *impurity*/pengotor dalam bentuk gas saja.
2. Uemakhin - UGM
 - a. Menjual ide harus jelas?
 - b. Pembicara I: penelitian pustaka atau laboratorium?
 Jawab :
 - a. Idenya cukup jelas, dan akan lebih jelas lagi jika membaca makalahnya.
 - b. Tema dari makalah ini adalah Desain Konseptual, yang isinya berupa ide untuk penyederhanaan suatu masalah, dan menentukan solusi penyelesaiannya

**ANALISIS COUNTER CURRENT FLOW LIMITATION
SELAMA PROSES PERPINDAHAN KALOR PENDIDIHAN
PADA CELAH SEMPIT REKTANGULAR**

Nur Rahmad Yusuf¹, Samsul Kamal¹, Mulya Juarsa², Kiswanta³, Ainur R.³, Edy S.³, Joko P.W.³ dan Ismu H.³

¹Jurusan Teknik Mesin dan Industri, Fakultas Teknik – UGM,

²PTRKN BATAN

³Laboratorium Termohidrolika Eksperimental BOFA PTRKN BATAN

ABSTRAK

ANALISIS COUNTER CURRENT FLOW LIMITATION SELAMA PROSES PERPINDAHAN KALOR PENDIDIHAN PADA CELAH SEMPIT REKTANGULAR.

Studi Eksperimen untuk mempelajari mekanisme perpindahan panas pendidihan pada celah sempit rektangular berdasarkan skenario kecelakaan parah PLTN TMI-2 perlu dilakukan untuk pemahaman terkait manajemen kecelakaan. Penelitian bertujuan untuk memperoleh nilai fluks kalor dan fluks kalor kritis (FKK) selama proses perpindahan panas pendidihan pada celah sempit rektangular. Metode penelitian secara eksperimen menggunakan bagian uji HeaTiNG-02 dengan fluida pendingin adalah air bertemperatur 98°C. Eksperimen dilakukan dengan memvariasikan ukuran celah 1mm, 2mm, 3mm, dan 4mm dengan temperatur awal plat panas 300°C. Proses pendidihan selama pendinginan direkam berdasarkan transien temperatur pada plat panas. Data temperatur digunakan untuk menghitung nilai fluks kalor dan temperatur dinding, hasilnya direpresentasikan melalui kurva didih. Hasil penelitian menunjukkan nilai FKK celah 1mm lebih rendah dibandingkan FKK celah 2 mm, 3 mm dan 4 mm, dimana nilai FKK untuk celah 2 mm, 3 mm, dan 4 mm mempunyai kecenderungan menurun berdasarkan bertambah lebarnya ukuran celah. Hasil visualisasi terlihat bahwa ccfl terjadi pada celah 1 mm dan 2 mm. Dari hasil kurva pendidihan pada ke empat celah tidak terjadi didih film.

Kata Kunci : Kecelakaan parah, rektangular, fluks kalor, FKK, CCFL

ABSTRACT

ANALYSIS OF LIMITATION COUNTER CURRENT FLOW DURING THE PROCESS OF BOILING HEAT TRANSFER IN NARROW RECTANGULAR CHANNEL.

Experimental studies to study the mechanism of boiling heat transfer in narrow rectangular channel under severe accident scenarios of TMI-2 nuclear power plant necessary for the understanding of management-related accidents. The research aims to obtain heat flux values and the critical heat flux (CHF) during the process of boiling heat transfer in narrow rectangular channel. Research methods experimentally using the HEATING-02 test section with cooling fluid is water temperature 98°C. Experiments performed by varying the channel size of 1 mm, 2 mm, 3mm, and 4 mm with initial temperature 300°C hot plate. Boiling during the cooling process was recorded by a transient temperature on the hot plate. Temperature data used to calculate the heat flux and wall temperature, the results are represented through the boiling curve. The results show the value of 1mm channel CHF lower than 2mm, 3 mm and 4 mm, where the value of CHF for the gap 2 mm, 3 mm, 4 mm and has a tendency to decline by increasing the width size of the gap. Results visualization is seen that the CCFL occurred at a channel of 1 mm and 2 mm. From the boiling curve in the fourth channel, film boiling does not occurred.

Keywords: Severe accident, rectangular, heat flux, CHF, CCFL

1. Pendahuluan

Penggunaan energi nuklir untuk pembangkit listrik memiliki potensi bahaya terkait bahan radioaktif. Sehingga aspek keselamatan pada PLTN (Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir) memperoleh prioritas utama. Sementara, fakta lebih menunjukkan bahwa PLTN memiliki rekor keselamatan yang sangat baik. Ada tiga kejadian di dunia yang patut dicatat sebagai kejadian terburuk dalam sejarah keselamatan PLTN, yaitu kejadian di reaktor Three Mile Island Unit 2 (TMI-2), Amerika Serikat, tahun 1979, kejadian di Chernobyl, Ukraina, tahun 1986 dan kecelakaan PLTN Fukushima I tahun 2011. Kecelakaan di reaktor Chernobyl sangat khas dan terkait dengan banyaknya kelemahan pada desainnya. Saat ini, praktis tidak ada reaktor yang beroperasi dengan desain yang sama dengan reaktor Chernobyl. Kecelakaan nuklir yang terjadi pada reaktor TMI 2 telah menjadi sejarah kecelakaan PLTN yang penting, meskipun dalam kecelakaan TMI 2 hampir setengah dari teras reaktornya mengalami pelelehan (kurang lebih 20 ton) dan lelehan mengalir ke bagian bawah *plenum* pada bejana bertekanan (*Reactor Pressure Vessel*, RPV), peristiwa ini merupakan kategori

kecelakaan parah (*Severe Accident*, SA).

Lelehan teras (disebut *debris*) telah didinginkan oleh air yang masih tersisa di dalam teras dan pada akhirnya *debris* tertahan tidak sampai keluar dari RPV, Dengan demikian integritas teras reaktor benar-benar terjaga (<http://www.mpr.com/graphics/d-onetmi2coredamage.gif>.2007 [2], http://stellar-one.com/nuclear/staffreports/summary_core_damage.htm, 2002) [3]. Kecelakaan pada reaktor Fukushima dipicu oleh adanya bencana alam yang mengakibatkan ketidak mampuan sistem pendingin dalam menangani *decay heat*.

Dalam peristiwa diatas terlihat sistem pendinginan reaktor memegang peranan penting dalam keselamatan reaktor. Salah satu topik yang berhubungan dengan proses pendinginan adalah topik perpindahan panas pendidihan yang berhubungan dengan interaksi dan karakterisasi antara kekehan teras (*debris*) dan dinding bejana reaktor pada kasus PLTN *Three Mile Island* Unit 2 (TMI-2) peristiwa diatas terlihat pentingnya sistem pendinginan bagi keselamatan Reaktor.

Kecelakaan TMI-2, meskipun masuk pada kategori kecelakaan parah, namun tidak menimbulkan korban pada manusia (<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/3mile-isle.pdf>, 2000) [1]. Bahkan, kecelakaan tersebut telah menunjukkan keandalan dan keselamatan desain seperti reaktor TMI-2, yaitu desain PLTN yang banyak dioperasikan di dunia saat ini. Kecelakaan reaktor TMI-2 melibatkan berbagai fenomena fisis yang melalui penelitian-penelitian yang dilakukan hingga saat ini dapat digunakan untuk meningkatkan keselamatan PLTN sejenis. Salah satu penelitian yang saat ini masih terus dilakukan adalah permasalahan yang berhubungan dengan interaksi antara lelehan teras di bagian bawah bejana dengan dinding bejana reaktor. Adanya celah sempit yang terisi fluida di antara keduanya menjadi kunci untuk penanganan integritas bejana reaktor. dari aspek termohidrolika, perpindahan kalor yang terjadi di dalam celah sempit tersebut perlu dipahami benar.

Proses pendinginan yang berlangsung, terjadi melalui mekanisme perpindahan kalor pada celah sempit yang terbentuk antara permukaan *debris* dengan dinding dalam RPV, dimana aliran pendingin masuk ke dalam celah

dan turut serta membantu pemindahan kalor dari *debris*. Analisis terhadap kontribusi efek pendinginan celah selama perpindahan kalor dari *debris* dan menjadikan perilaku perpindahan kalor selama pendinginan suatu permukaan panas dalam celah sempit harus dipertimbangkan sebagai parameter yang penting. Berdasarkan sudut pandang tersebut, perlu dibuat kejelasan yang terkait dengan mekanisme dari karakteristik perpindahan kalor pada celah sempit khususnya pada efek batasan *counter current flow* (ccfl).

Kandlikar [4] mendefinisikan celah sempit sebagai celah yang mencakup ukuran celah mikro, celah mini dan celah konvensional dalam hal ini range ukuran celahnya adalah 0,02 hingga 3 mm namun tidak membahas efek ccfl terhadap ukuran celah. Berikutnya, begitu banyak penelitian perpindahan kalor selama *rewetting* (pembasahan ulang) pada permukaan vertikal yang panas pada celah sempit yang telah dilakukan baik secara eksperimen maupun teori. Beberapa penelitian. Monde, M., Kusuda, H. and Uehara (1982) [5], Chang, Y. and Yao, S. C(1983) [6], Ohtake, H., Koizumi, Y. and Takahashi (1998) [7] Murase, M., et al(2001)[8] menyimpulkan bahwa

terdapat 3 perbedaan dari model perpindahan kalor pada proses pendidihan, yaitu didih film (*film boiling*), didih transisi (*transition boiling*) dan didih inti (*nucleat boiling*). Juga terdapat 2 perbedaan kondisi kritis selama pendidihan, yaitu fluks kalor didih film minimum (*minimum film boiling*, MFB) dan fluks kalor kritis (*Critical Heat Flux*, CHF). Monde, dkk. (Monde, M., Kusuda, 1982)[5] mengusulkan suatu korelasi CHF untuk sirkulasi alamiah pada celah sempit, dan membuktikan kemampuan pendinginan (*coolability*) pada dinding panas oleh air yang mengalir ke dalam celah. Kemudian, Chang dan Yao (Chang, Y. and Yao, S. C., 1983)[6] juga meneliti CHF pada celah sempit anulus dengan bagian bawah tertutup berdasarkan variasi fluida pendinginnya pada tekanan yang berbeda-beda dan mengusulkan korelasi CHF berdasarkan kondisi CCFL. Sedangkan, Ohtake, dkk. (Ohtake, H., Koizumi, Y. and Takahashi, 1998)[7] melakukan eksperimen *quenching*, mereka menyimpulkan bahwa karakteristik perpindahan kalor selama *rewetting* pada celah sempit agak menyerupai kondisi pada pendidihan kolam. Murase, dkk. (Murase, M., et al., 2001)[8] telah mengevaluasi efek panas-lanjut

(*superheat*) peristiwa perpindahan kalor dan CHF menggunakan data eksperimen dan menurunkan korelasi perpindahan kalor pada celah sempit.

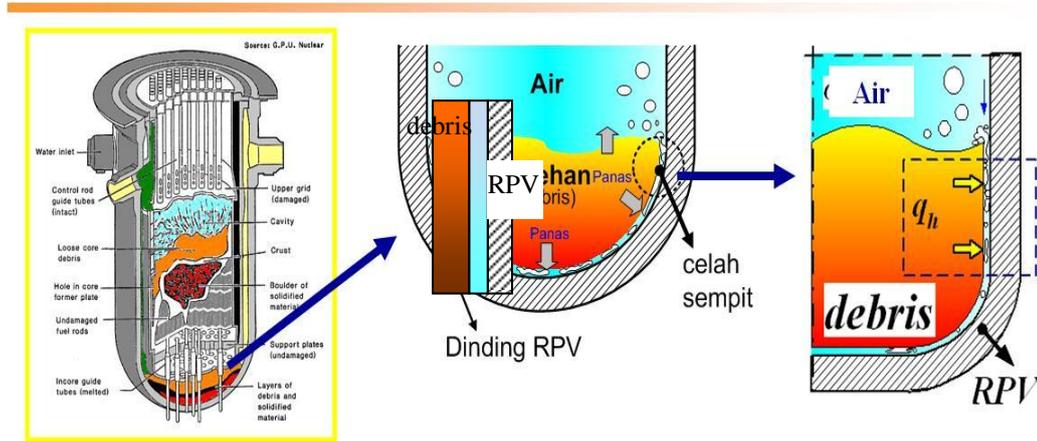
Penelitian yang telah dilakukan Monde, M., Kusuda, H. and Uehara (1982)[5], Chang, Y. and Yao (1983)[6], Ohtake, H., Koizumi, Y. and Takahashi, (1998)[7], Murase, M., et al., (2001)[8] kesemuanya menggunakan temperatur awal batang pemanas kurang dari 500°C. Kemudian, F. Tanaka & Juarsa. Tanaka, F., Juarsa, M., Mishima, K., et al., (2003)[9], melakukan evaluasi CHF pada peristiwa perpindahan kalor pada celah sempit berdasarkan data eksperimen dari Juarsa (Juarsa, 2002)[10] dengan temperatur awal yang lebih tinggi dari 500°C, namun efek dari CCFL belum dievaluasi.

Pemahaman yang lebih mendalam mengenai mekanisme perpindahan kalor pada celah sempit, dirasakan belum memadai, khususnya pada temperatur tinggi. Sehingga, untuk memperdalam pemahaman CCFL, maka dilakukan studi untuk menganalisis efek CCFL yang terkait dengan mekanisme perpindahan kalor pendidihan pada celah sempit dengan geometri rektangular. Analisis dilakukan berdasarkan transien temperatur, kurva

pendidihan (*boiling curve*) dan pengamatan secara visual terhadap fenomena ccfl pada variasi ukuran celah dengan sistem pemanasan tunggal dan sistem *open bottom*.

2. Metodologi

Metode penelitian yang digunakan adalah penelitian eksperimental menggunakan bagian uji “Heating-02” (*Heat transfer in Narrow*



Gambar 1. Pendekatan Geometri Celah sempit rektangular pada skenario Kecelakaan PLTN TMI-2

Gap-02), dengan menggunakan pendekatan geometri maupun posisi celah sempit rektangular vertikal seperti pada gambar 1.

a.Peralatan Bagian Uji Heating-2

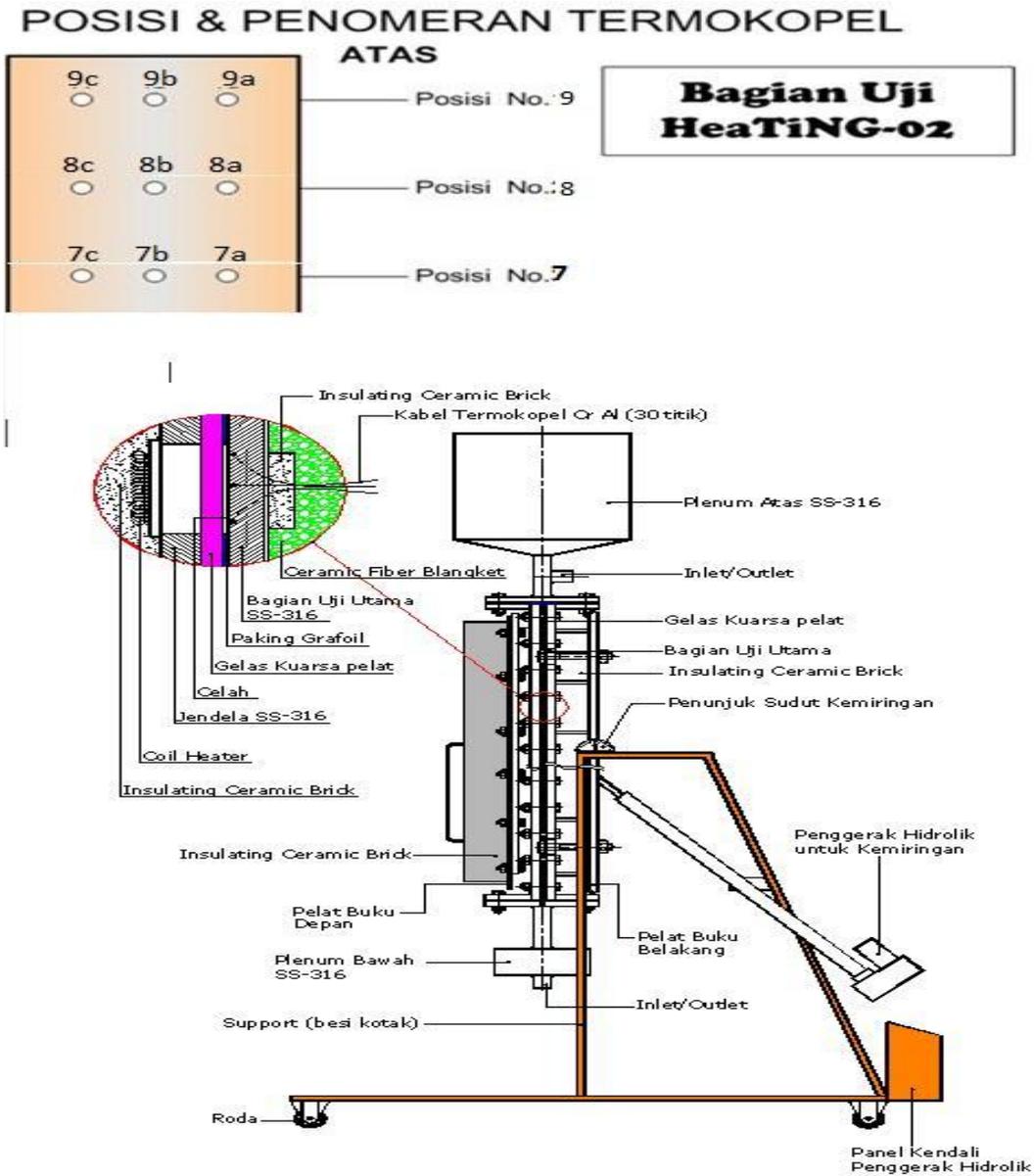
Pelat Bagian Utama dari Bagian Uji:

Merupakan pelat SS316 dengan tebal 8 mm dan ukuran panjang 440 mm dan lebar total 130 mm, dengan lebar area untuk aliran air adalah 50 mm. Pada pelat SS316 dipasang 9 titik termokopel yang jaraknya 0,5 mm dari permukaan atas dan bawah pelat, dimana ke 9 termokopel digunakan untuk mengukur perubahan temperatur selama proses pendinginan dan

pemanasan (Gambar 2 menjelaskan skema alat dan susunan termokopel dan pengkodean). Pelat SS316 ini dijadikan sebagai objek penelitian dan disebut sebagai *bagian utama* dari bagian uji yang akan dipanaskan hingga mencapai temperatur yang diinginkan (maksimal 1000°C). Susunan titik termokopel merupakan matriks 3 x 10 dengan jarak row antara 2 termokopel 110 mm dan jarak kolom antara 2 termokopel adalah 15 mm yang ditanam pada area aliran air yaitu 1100 x 50 mm. Selain itu, pada ujung-ujung pelat bagian utama dilas dengan *flange* segi-empat dan pada bagian sisi-sisi panjangnya di pasang 4 pasang kupingan untuk gabungan

dengan bagian pelat penahan panas dan penahan kelengkungan pelat, disebut bagian "*pelat buku belakang*", bagian lainnya adalah pelat penutup bagian

utama sebagai pelat penutup sekaligus media bagi penempatan gelas kuarsa sebagai media visualisasi dari celah sempit yang akan diamati. Sebagai



Gambar 2. Skema Bagian uji heating-02 dan posisi termokopel

tempat untuk menampung air pendingin maka digunakan plenum, yang terletak pada bagian atas dan bawah dari alat uji. Sebagai pemanas maka digunakan coil

heater untuk memanaskan plat panas secara radiasi.

b. Pelaksanaan Penelitian

Eksperimen dilakukan terlebih dahulu dengan memanaskan plat panas (*heated plate*) dengan menaikkan daya *heater* secara bertahap, kemudian ketika temperatur awal yang diinginkan tercapai, daya dimatikan. Panas akan meluruh tanpa adanya inputan daya. Eksperimen dilakukan dengan empat variasi celah yaitu 1 mm, 2 mm, 3 mm dan 4 mm dan temperatur plat panas 300°C sebagai parameter tetapnya. Pelaksanaan eksperimen secara umum terbagi dalam tahapan berdasarkan urutan kegiatannya.

Tahap 1 : Pemanasan Awal

Tahap pemanasan awal terbagi dalam tiga langkah, yaitu :

1. Langkah persiapan pemanasan, dimulai dengan ditutupnya keramik heater hingga heater dinyalakan. Langkah ini berlangsung hingga $t=0$ (t menyatakan waktu). Pada Langkah ini, temperatur dinding keramik heater masih sama dengan temperatur awalnya
2. Langkah pemanasan pemanasan mulai $t=0$, saat heater dinyalakan hingga heater dimatikan, pada saat $t=t_h$, yaitu saat dimana temperatur awal yang diinginkan telah tercapai.
3. Langkah persiapan pembukaan keramik heater , persiapan

pembukaan keramik heater berlangsung pada saat heater telah dimatikan, saat $t=t_h$ hingga keramik heater dibuka yaitu pada saat $t=t_o$.

Tahap 2 : Pendinginan Radiasi, dimulai sejak $t=t_o$ yaitu sejak dibukanya keramik heater hingga saat $t=t_{in}$ yaitu saat air mulai dimasukkan dari atas (*falling film*) ke dalam celah sempit .

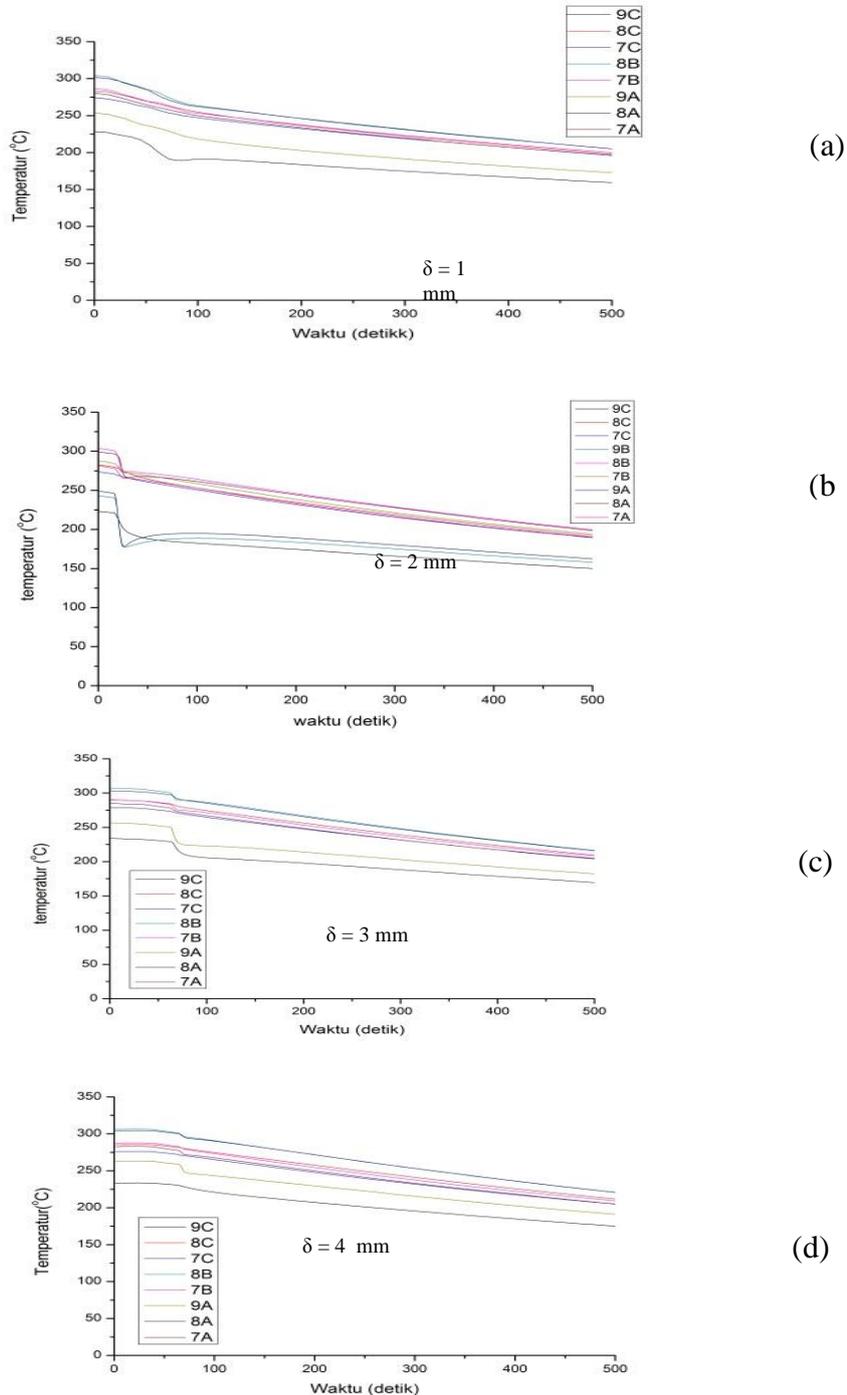
Tahap 3 : Eksperimen, dimulai sejak $t=t_{in}$ yaitu saat pertama kali air dimasukkan dari atas ke celah sempit hingga eksperimen berakhir, yaitu saat $t=t_f$.

3. Hasil dan Pembahasan

a. Sejarah Temperatur

Pada saat temperatur awal plat pemanas mencapai temperatur 300°C di salah satu titik termokopel, fluida pendingin bertemperatur 98°C kemudian diguyurkan ke dalam celah sempit rektangular. Hasil pengukurannya secara berturut-turut disajikan pada Gambar (3a), Gambar (3b), Gambar (3c) dan Gambar (3d), yang menunjukkan kurva penurunan temperatur secara transien selama proses pendinginan berlangsung. Pendinginan pada awalnya disertai dengan golakan air pada bagian atas batang pemanas, dan tampak penetrasi

air yang tertahan oleh uap. Uap diprediksikan terbentuk pada bagian bawah, mengingat air awalnya mengalir melalui dinding bagian dalam kuarsa tanpa menyentuh batang pemanas.



Gambar 3. Kurva temperatur transien untuk ukuran celah 1 mm, 2 mm, 3 mm dan 4 mm dengan temperatur plat panas 300°C

Dari hasil eksperimen menunjukkan bahwa pola penurunan berbeda untuk berbagai variasi ukuran celah, diawali dari TC-9

dibagian paling atas plat pemanas selanjutnya bergerak menuju TC-7 bagian paling bawah plat pemanas.

Dari Gambar 3. diindikasikan telah terjadi dua macam pendidihan, yaitu didih transisi (TB) dan didih inti (NB). Dari Gambar 3 memperlihatkan pola garis penurunan temperatur untuk termokopel yang sama posisi vertikal mempunyai kesamaan antara celah 1mm dan 2mm sedangkan celah 3mm mempunyai pola yang hampir sama dengan 4 mm. Kesamaan pola tersebut apabila diamati secara visual diprediksi karena adanya efek CCFL pada celah 1 mm dan 2 mm. Pada Celah 1 mm dan 2 mm mengalami penurunan temperatur yang lebih singkat apabila dibandingkan dengan celah 3 mm dan 4 mm. Pada celah 3 mm dan 4 mm penurunan temperatur relatif lebih landai yang berarti membutuhkan waktu lebih lama untuk mencapai titik temperatur yang sama dengan celah 1 mm dan 2 mm.

b. Fluk Kalor Pendidihan

Data temperatur transien dari Gambar 3 dipergunakan dalam menghitung fluks kalor. Hasil perhitungan dibuat dalam kurva pendidihan, yaitu fluks kalor sebagai sumbu y dan selisih temperatur pengukuran dengan temperatur saturasi

air (*wall temperature*) sebagai sumbu x. Untuk mendapatkan fluks kalor menggunakan persamaan kesetimbangan kalor:

$$q = M_w C_{pw} \frac{dT}{dt} = h (T_w - T_{sat}) \tag{1}$$

$$q'' = \frac{M_w C_{pw}}{A} \frac{dT}{dt} \tag{2}$$

$$M = \rho . V \tag{3}$$

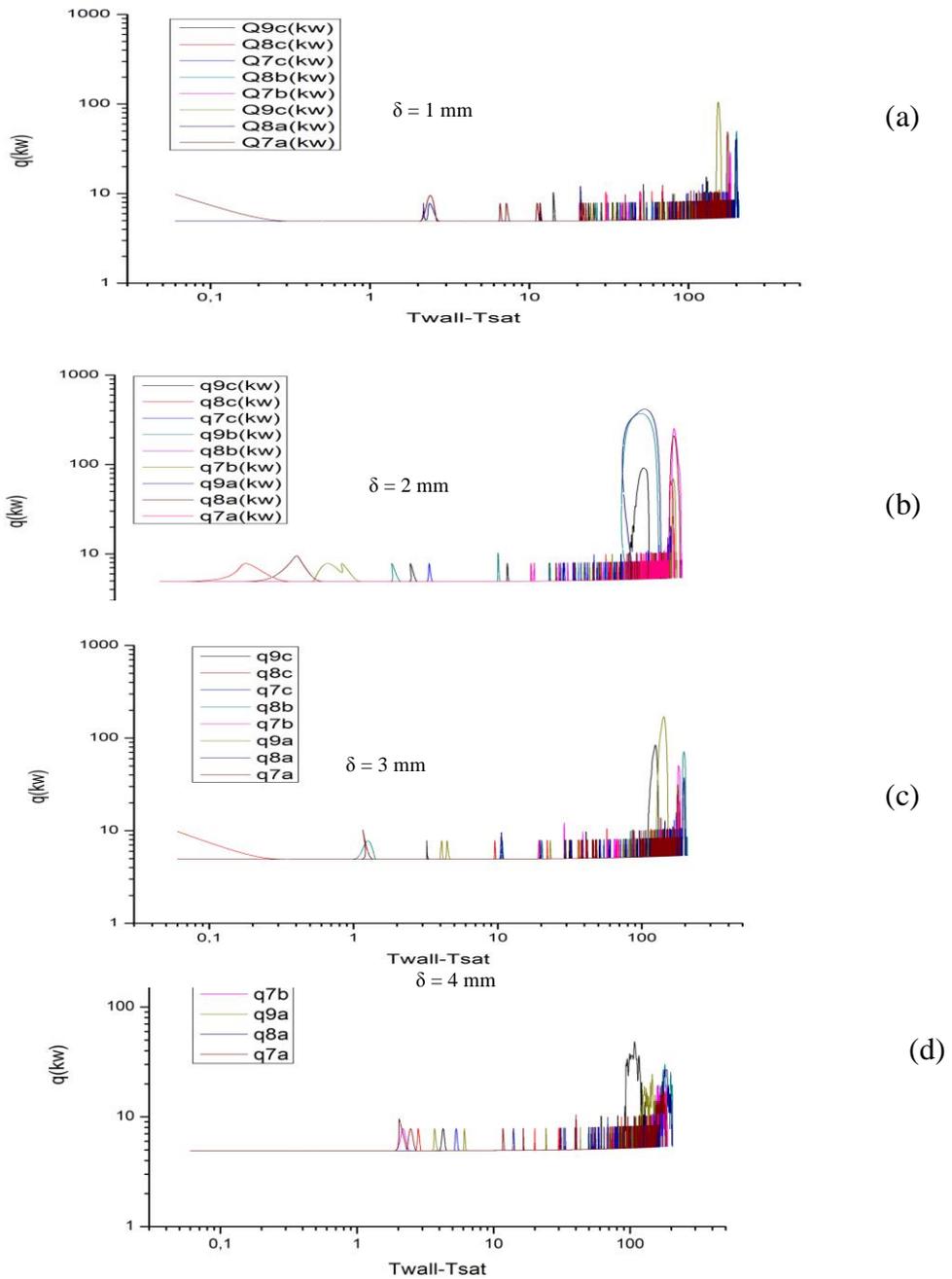
$$M = \rho . (p . l . t) \tag{4}$$

$$A = p . l \tag{5}$$

Dari hasil perhitungan persamaan (1) diperoleh kurva didih untuk temperatur pendingin 98 °C yang disajikan berturut-turut pada Gambar 4(a), Gambar 4(b), 4(c), dan Gambar 4(d). Dari Gambar 4 terlihat bahwa pada awal kurva terjadi noise hal ini merupakan fluktuasi dari temperatur plat yang terdinginkan oleh udara, karena air telah melewati celah dan celah dalam kondisi kosong (terisi udara), nilai FKK maksimum pada celah 2 mm 416 kW/m² nilainya lebih rendah dibandingkan dengan FKK maksimum pada lebar celah 1mm,3mm dan 4 mm. Secara visual celah 1mm dan 2 mm terjadi ccfl namun apabila dilihat dalam kurva pendidihan ternyata celah 2 mm mempunyai karakter kurva pendidihan yang lebih menyerupai karakter kurva pendidihan untuk celah3mm dan 4mm. Dimana semakin

lebar celah maka fkk akan relatif lebih kecil nilainya.

Fluks kalor tertinggi juga dapat dilihat dari kurva temperatur transien celah 2



Gambar 4. Kurva Pendidihan untuk ukuran celah 1 mm, 2 mm, 3 mm dan 4 mm dengan temperatur plat panas 300°C

mm dimana pada kurva tersebut terlihat penurunan temperatur yang tajam dan waktu yang relatif singkat bila dibandingkan dengan celah 1mm, 3mm

dan 4mm yang berarti bahwa pada celah tersebut mempunyai fluks kalor yang lebih tinggi. Dari kurva pendidihan

untuk celah 1 mm, 2 mm, 3 mm dan 4 mm tidak terjadi adanya film boiling.

4. Kesimpulan

Berdasarkan hasil analisis fluks kalor pada kasus perpindahan panas pendidihan pada celah sempit rektanguler menggunakan bagian uji HeaTiNG-02 dan berdasarkan variasi ukuran celah 1 mm, 2 mm, 3 mm dan 4 mm dengan temperatur plat panas 300°C disimpulkan bahwa:

1. Nilai FKK maksimum celah 1 mm lebih rendah dibandingkan FKK celah 2 mm, 3 mm dan 4 mm, sedangkan FKK celah ukuran 2 mm mempunyai karakteristik yang hampir sama dengan celah 3 mm dan 4 mm.
2. Pengaruh lebar celah terlihat pada kurva pendidihan untuk celah 2 mm, 3 mm, dan 4 mm dimana semakin lebar celah maka FKK semakin kecil.
3. Pola transien temperatur dan pola FKK pada variasi celah memperlihatkan bahwa semakin lebar celah maka dibutuhkan waktu relatif lama untuk menurunkan temperatur.
4. Dari pengamatan visual terlihat bahwa CCFL terjadi pada celah 1 mm dan 2 mm.
5. Pengaruh CCFL mempengaruhi karakteristik kurva temperatur

transien dan kurva pendidihan pada celah 1 mm, sedangkan untuk celah 2 mm karakteristik kurva temperatur transien dan kurva pendidihan menyerupai karakteristik celah 3 mm dan 4 mm.

6. Dari kurva pendidihan dengan temperatur plat 300°C dan air pendingin 98°C tidak terjadi film boiling.

5. Daftar Pustaka

- [1] *The Accident At Three Mile Island*, <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/factsheets/3mile-isle.pdf>, 2000.
- [2] MPR Association, USA, TMI-2 Core damage, http://www.mpr.com/graphics/d-d_tmi2coredamage.gif, USA, 2007.
- [3] Technical Assessment Task Force Reports, Technical Staff Analysis Reports Summary, http://stellar-one.com/nuclear/staff_reports/summary_core_damage.htm, 2002.
- [4] Ishibashi, E. and Nishikawa, K., *Saturated Boiling Heat Transfer in Narrow Spaces*, Int. Journal Heat Mass Transfer, Vol. 12, pp. 863-894, 1969.,
- [5] Monde, M., Kusuda, H. and Uehara, H., *Critical Heat Flux*

- During Natural Convective Boiling in Vertical Rectangular Channels Submerged in Saturated Liquid*, Transactions of the ASME, Vol. 104, pp. 300-303, 1982.
- [6] Chang, Y. and Yao, S. C., *Critical Heat Flux of Narrow Vertical Annuli with Closed Bottoms*, Trans of ASME, Vol. 105, pp.192-195, 1983.
- [7] Ohtake, H., Koizumi, Y. and Takahashi, A., *Study on Rewetting of Vertical-Hot-Thick Surface by a Falling Film*, JSME, Vol.64, No. 624, pp181-189, 1998.
- [8] Murase, M., et al., *Heat Transfer Models in Narrow Gap*, Proceeding of ICONE-9, Nice, France, Apr. 8-12, 2001.
- [9] Tanaka, F., Juarsa, M., Mishima, K., et al., *Experimental Study on Transient Boiling Heat Transfer in an Annulus with a Narrow Gap*, 11th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE-11, Tokyo, Japan, , April 20-23, 2003.
- [10] Juarsa, M., *Study on Boiling Heat Transfer under Transient Cooling in an Annulus with a Narrow Gap*, Master Thesis, Graduate School of Energy Science, Kyoto University, 2002.

Tanya Jawab

1. Bambang Riyono -BAPETEN

- BAPETEN Fenomena film boiling tidak terjadi, apa penjelasannya
- Bagaimana dengan geometri lainnya, apakah ada perbedaan pengaruh hasil perhitungannya

Jawab :

- Film boiling tidak terjadi dikarenakan temperatur awal plat yang relative lebih rendah yaitu 300^oc, film boiling biasa terjadi diatas 600^oc
- Geometri mempengaruhi flux kalor pada saat pendinginan.

2. Endiah PH- BATAN

- Mohon dijelaskan implementasi dari hasil lengkap fenomena fluks kalor kritis pada celah rectangular terhadap kecelakaan TMI terutama pada RPV sebagai penampung lelehan bahan bakar?
- Saran: akan lebih sempurna apabila dilakukan pemodelan menggunakan CFD sebagai hasil eksperimen

Jawab:

Implementasi lebih lanjut dari eksperimen delum dilakukan. Untuk saat ini eksperimen baru sampai pada tahap identifikasi fenomena CCFI

3. S. Nitiswati - BATAN

Pada eksperimen celah sempit, mengapa faktor material SS 308 atau SS 309 yang digunakan sebagai liner bejana tekan tidak diperhitungkan?, seperti diketahui dengan adanya liner, maka pelelehan teras tidak akan langsung bersentuhan dengan baja feritik

yang digunakan sebagai material bejana tekan.

Jawab:

Sebagai eksperimen dasar, maka digunakan material SS316 sebagai pendekatan dari material RPV ataupun liner pada kondisi sesungguhnya.

PERSYARATAN KETANGGUHAN PATAH MATERIAL BEJANA REAKTOR DALAM EVALUASI LAPORAN ANALISIS KESELAMATAN REAKTOR DAYA

Widia Lastana Istanto

Direktorat Perizinan Instalasi dan Bahan Nuklir - Badan Pengawas Tenaga Nuklir

ABSTRAK

PERSYARATAN KETANGGUHAN PATAH MATERIAL BEJANA REAKTOR DALAM EVALUASI LAPORAN ANALISIS KESELAMATAN REAKTOR DAYA.

Makalah ini membahas tentang persyaratan ketangguhan patah material bejana reaktor yang harus dipenuhi oleh pemohon izin konstruksi reaktor daya. Ketangguhan patah material bejana reaktor dituangkan dalam dokumen Laporan Analisis Keselamatan (LAK) pada saat mengajukan permohonan izin konstruksi dan dievaluasi oleh Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN). Mengingat BAPETEN saat ini belum memiliki peraturan/ketentuan maupun standar/kode mengenai material yang digunakan untuk bejana reaktor terutama dalam hal persyaratan ketangguhan patah, maka dalam mengevaluasi ketangguhan patah material bejana reaktor yang disampaikan dalam dokumen LAK, kriteria penerimaan evaluasi yang diterapkan mengacu pada peraturan/ketentuan dari negara-negara yang telah berpengalaman dalam pengoperasian reaktor daya, seperti Amerika Serikat, Jepang dan Korea. Peraturan dan standar yang digunakan adalah 10 CFR Part 50, ASME dan ASTM. Ketangguhan patah dari material bejana reaktor dievaluasi untuk memastikan pemenuhannya terhadap persyaratan dan ketentuan Badan Pengawas maupun standar yang berlaku, seperti ASME atau ASTM, agar kehandalan dan integritas bejana reaktor tersebut terjamin serta memberikan margin keselamatan yang cukup selama pengoperasian, pengujian, perawatan, dan kondisi kecelakaan terpostulasi sepanjang umur bejana reaktor.

Kata kunci: ketangguhan patah, bejana reaktor, reaktor daya, Laporan Analisis Keselamatan (LAK)

ABSTRACT

FRACTURE TOUGHNESS REQUIREMENTS OF REACTOR VESSEL MATERIAL IN EVALUATION OF THE SAFETY ANALYSIS REPORT OF NUCLEAR POWER PLANTS.

Fracture toughness requirements of reactor vessel material that must be met by applicants for nuclear power plants construction permit has been investigated in this paper. The fracture toughness should be described in the Safety Analysis Reports (SARs) document that will be evaluated by the Nuclear Energy Regulatory Agency (BAPETEN). Because BAPETEN does not have a regulations or standards/codes regarding the material used for the reactor vessel, especially in the fracture toughness requirements, then the acceptance criteria that applied to evaluate the fracture toughness of reactor vessel material refers to the regulations/provisions from the countries that have been experienced in the operation of nuclear power plants, such as from the United States, Japan and Korea. Regulations and standards used are 10 CFR Part 50, ASME and ASTM. Fracture toughness of reactor vessel materials are evaluated to ensure compliance of the requirements and provisions of the Regulatory Body and the applicable standards, such as ASME or ASTM, in order to assure a reliability and integrity of the reactor vessels as well as providing an adequate safety margin during the operation, testing, maintenance, and postulated accident conditions over the reactor vessel lifetime.

Key words: *fracture toughness, reactor vessel, nuclear power plants, Safety Analysis Reports (SARs)*

1. Pendahuluan

1.1 Latar Belakang

Bejana reaktor merupakan salah satu komponen utama yang sangat penting di dalam sistem reaktor daya atau pembangkit listrik tenaga nuklir (PLTN) karena di dalam bejana reaktor inilah terjadi reaksi inti berantai yang digunakan untuk pembangkitan daya. Mengingat bejana tekan reaktor tidak dapat diganti selama umur operasi PLTN, maka kehandalan dan integritasnya harus terjamin dalam semua kondisi operasi, baik operasi normal, pemadaman (*shutdown*) maupun kejadian operasional terantisipasi. Bahkan pada saat terjadi kecelakaan-pun, integritasnya harus tetap dijaga karena bejana tekan reaktor juga berfungsi sebagai pengungkung zat radioaktif yang memisahkan antara daerah radiasi dan non-radiasi. Dengan demikian bejana tekan reaktor harus didesain dan dibuat sesuai dengan persyaratan yang ditetapkan, guna memenuhi standar keselamatan yang tinggi. Salah satu persyaratan yang harus dipenuhi adalah persyaratan ketangguhan patah (*fracture toughness*) material yang sesuai, sedemikian sehingga bejana reaktor, termasuk komponen lain yang terhubung dengannya, menunjukkan perilaku yang

ulet (*non-brittle*) dan kemungkinan terjadinya perambatan retak secara cepat dapat diminimalkan selama kondisi operasi, perawatan, pengujian serta kejadian operasional terantisipasi. Informasi mengenai ketangguhan patah material bejana reaktor harus disampaikan oleh pemohon izin dalam dokumen Laporan Analisis Keselamatan (LAK) yang diajukan kepada Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) untuk mendapat persetujuan dalam rangka memperoleh izin konstruksi PLTN, sesuai dengan Pasal 12 ayat (2) Peraturan Pemerintah Nomor 43 Tahun 2006 tentang Perizinan Reaktor Nuklir.

1.2. Permasalahan

Dalam rangka persiapan menghadapi rencana pembangunan PLTN pertama di Indonesia, Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) sebagai institusi yang memiliki otoritas dalam perizinan PLTN telah mempersiapkan berbagai peraturan yang terkait dengan perizinan, baik untuk tahap izin tapak maupun konstruksi. Namun demikian, sampai saat ini BAPETEN belum memiliki peraturan mengenai pedoman penyusunan LAK PLTN, maupun ketentuan atau standar yang digunakan untuk material dalam desain dan

pembangunan PLTN, termasuk persyaratan mengenai material bejana reaktor.

1.2 Tujuan Penulisan

Tujuan penulisan makalah ini adalah untuk memperkaya pengetahuan dan memberikan pemahaman teknis tentang persyaratan dan kriteria penerimaan ketangguhan patah material bejana reaktor PLTN, khususnya bagi evaluator keselamatan nuklir dalam rangka melaksanakan evaluasi terhadap material bejana reaktor yang diajukan oleh pemohon izin dalam dokumen LAK.

2. Metodologi

Penyusunan makalah ini dilakukan melalui studi pustaka dengan tahapan meliputi: pengumpulan literatur standar, kode dan peraturan perundang-undangan yang terkait, pengumpulan informasi pendukung, analisis, serta penyusunan laporan.

3. Hasil Dan Pembahasan

a. Baja Feritik

Baja feritik merupakan istilah yang digunakan untuk baja karbon, baja paduan rendah, maupun baja paduan lebih tinggi termasuk semua paduan tahan karat dengan kandungan kromium antara 11 – 18% dan kandungan karbon

yang rendah, baja maraging dan baja pengerasan presipitasi dengan struktur sebagian besar ferit dalam bentuk kristal *body-centered cubic* (bcc). Baja seperti ini memiliki keuletan yang baik dan dapat dikerjakan dengan mudah, tetapi tidak bereaksi terhadap proses pengerasan atau temper. Di samping itu baja feritik juga memiliki ketahanan korosi yang cukup baik.

Pada umumnya bejana reaktor PLTN terbuat dari material feritik sesuai standar yang berlaku, seperti *American Society of Mechanical Engineers* (ASME) SA302 Grade B, SA533 Grade B atau SA508 Grade B (terutama untuk PLTN jenis PWR), dan 16MND5 (French Standard).

b. Ketangguhan Patah

Dalam mekanika perpatahan, ketangguhan patah merupakan salah satu sifat yang terpenting untuk hampir semua aplikasi desain. Ketangguhan patah adalah sifat yang menunjukkan kemampuan material dalam mempertahankan retak agar tidak menjadi patah. Dengan kata lain, ketangguhan patah merupakan cara kuantitatif dalam menyatakan ketahanan material terhadap patah getas (*brittle*) jika di dalam material tersebut terdapat suatu retak (*initial crack*). Jika suatu material memiliki ketangguhan patah

yang tinggi, maka kemungkinan material tersebut akan mengalami patah ulet (*ductile*) jika diberi beban, sebaliknya material dengan ketangguhan patah rendah akan mengalami patah getas apabila dibebani. Ketangguhan patah umumnya dinyatakan dalam parameter faktor intensitas tegangan (K_{Ic}) yang dipengaruhi oleh faktor geometri komponen, bentuk dan lokasi retak serta tegangan tarik yang diberikan. Ketangguhan patah juga dapat direpresentasikan dengan nilai temperatur transisi dari ulet ke getas (T_{NDT}).

c. Lingkup Evaluasi

Untuk menjamin kehandalan dan integritas bejana tekan reaktor dalam semua kondisi operasi, maka bejana tersebut harus dibuat dari material yang memenuhi persyaratan, antara lain sifat-sifat fisik dan mekanik, pengaruh radiasi, ketahanan korosi dan kemampuan fabrikasi. Salah satu sifat mekanik yang paling penting yang harus dipertimbangkan dalam pemilihan material untuk bejana reaktor adalah ketangguhan patah. Ketangguhan patah material bejana reaktor harus dievaluasi untuk memastikan bahwa material tersebut menunjukkan perilaku non-getas dan bahwa kemungkinan

terjadinya perambatan retak dengan cepat dapat diminimalkan selama kondisi operasi, perawatan dan pengujian serta selama kejadian operasional yang terantisipasi. Deskripsi mengenai ketangguhan patah material bejana reaktor harus disampaikan oleh pemohon yang dituangkan dalam dokumen LAK yang diajukan ke BAPETEN dalam rangka memperoleh izin konstruksi maupun operasi PLTN. Mengingat saat ini BAPETEN belum mengatur tentang pedoman penyusunan LAK PLTN, maka format dan isi LAK PLTN dapat mengacu pada peraturan internasional atau dari negara lain yang sudah berpengalaman dalam pengoperasian PLTN, misalnya Regulatory Guide 1.70 dari US-NRC mengenai format dan isi LAK PLTN. Berdasarkan pedoman tersebut, di dalam LAK-Pendahuluan yang merupakan salah satu dokumen persyaratan izin konstruksi, pemohon harus menjelaskan di dalam Subbagian 5.3.1 *Reactor Vessel Materials* tentang pengujian dan kriteria penerimaan untuk memenuhi persyaratan ketangguhan patah yang ditetapkan untuk material bejana reaktor. Sedangkan dalam LAK-Akhir yang diajukan sebagai salah satu persyaratan untuk memperoleh izin operasi,

pemohon harus menyampaikan hasil pengujian ketangguhan patah untuk material yang digunakan dan menunjukkan bahwa ketangguhan patah material tersebut memenuhi semua persyaratan.

Untuk mengevaluasi dokumen LAK tersebut, BAPETEN, dalam hal ini Direktorat Perizinan Instalasi dan Bahan Nuklir (DPIBN) telah menyusun Instruksi Kerja (IK) Evaluasi LAK PLTN yang diadopsi dari US-NRC *Standard Review Plan* (NUREG-0800). Dengan demikian, kriteria penerimaan yang diterapkan dalam evaluasi mengacu pada peraturan maupun standar yang berlaku di Amerika Serikat, antara lain 10 CFR Part 50, ASME Code dan ASTM. Di beberapa negara yang juga telah berpengalaman dalam pembangunan dan pengoperasian PLTN, seperti Jepang dan Korea, standar yang diterapkan juga mengacu pada standar Amerika Serikat. Evaluasi terhadap ketangguhan patah material bejana reaktor yang diajukan oleh pemohon izin konstruksi PLTN dalam dokumen LAK-Pendahuluan mencakup deskripsi mengenai pengujian ketangguhan patah yang dilakukan pada semua material yang digunakan untuk bejana reaktor dan perlengkapannya, termasuk spesimen uji impak Charpy

takik-V, spesimen uji jatuh-beban, dan spesimen lain yang diajukan oleh pemohon, beserta prosedur pengujiannya.

Di samping itu, evaluasi juga mencakup komposisi material yang digunakan untuk bejana reaktor, termasuk jumlah unsur-unsur sisa seperti tembaga dan fosfor, mengingat dalam jumlah tertentu kedua unsur tersebut cenderung menurunkan ketangguhan material.

Untuk dokumen LAK-Akhir, evaluasi juga mencakup hasil uji impak terhadap material dasar, logam lasan, dan daerah terpengaruh panas (*Heat Affected Zone*, HAZ), terutama di daerah sabuk (*beltline*) bejana reaktor, dimana efek radiasi terhadap material paling signifikan.

d. Kriteria Penerimaan Evaluasi

Dalam IK Evaluasi LAK PLTN Subbab 5.3.1. Material Bejana Reaktor, ditetapkan bahwa kriteria penerimaan untuk ketangguhan patah material bejana reaktor didasarkan pada pemenuhannya terhadap persyaratan ketangguhan patah yang ditetapkan dalam *10 Code of Federal Regulation (CFR) Part 50 Appendix G, "Fracture Toughness Requirements"*, guna memberikan margin keselamatan yang memadai selama semua kondisi operasi, baik operasi normal maupun kejadian

operasional terantisipasi, dan pengujian hidrostatis sistem yang dilakukan sebelum pengoperasian maupun selama umur operasi reaktor. Persyaratan tersebut didasarkan pada *ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Division 1, "Rules for Construction of Nuclear Power Plant Components."* dan *Section XI, Division 1, "Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components."*

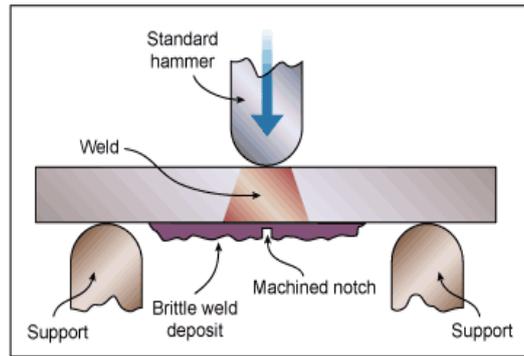
d.1. Persyaratan Material

Persyaratan ketangguhan patah yang ditetapkan dalam Appendix G dari 10 CFR Part 50 berlaku untuk material baja feritik, baik berbentuk pelat, penempaan, pengecoran dan pipa, termasuk daerah logam las dan HAZ pada material yang mengalami pengelasan, dengan kekuatan luluh minimum ≤ 345 MPa, dan yang memiliki kekuatan luluh minimum antara 345 s/d 621 MPa. Persyaratan ini juga berlaku untuk material baut dan jenis pengencang lainnya yang memiliki kekuatan luluh minimum ≤ 896 MPa. Untuk material feritik lainnya yang tidak tercakup dalam ketentuan ini, maka kecukupan ketangguhan patahnya harus dibuktikan kepada BAPETEN.

d.2. Persyaratan Pengujian

Untuk memenuhi persyaratan ketangguhan patah yang ditetapkan maka material yang digunakan untuk bejana reaktor harus diuji sesuai standar ASME Code Section III paragraf NB-2300, termasuk jenis pengujian, spesimen uji, kalibrasi alat uji, prosedur pengujian dan penyimpanan rekaman data hasil uji, serta kualifikasi personil penguji. Persyaratan pengujian yang ditentukan dalam ASME Code antara lain:

- a.) Jenis pengujian untuk menentukan besarnya ketangguhan patah adalah uji jatuh beban (*drop weight test*) dan uji impak Charpy takik-V. Uji jatuh beban harus dilakukan sesuai dengan standar ASTM E208-91 untuk menentukan temperatur *nil-ductility transition* (T_{NDT}). Sedangkan uji impak Charpy dilakukan sesuai dengan standar ASME SA-370 (ASTM A370) guna menentukan perluasan/ekspansi lateral dan energi yang diserap.
- b.) Spesimen uji harus memperhatikan lokasi dan orientasi sesuai dengan ketentuan ASME Code, mencakup ketentuan lokasi kupon uji dan



Gambar 1. Uji jatuh beban

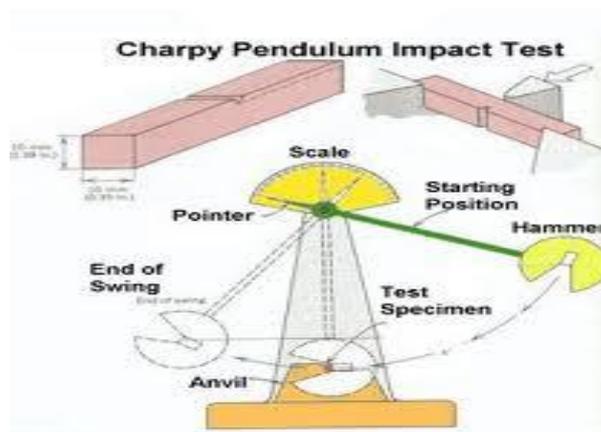
orientasi spesimen uji impak (transversal, longitudinal, aksial dan sebagainya).

- c.) Kalibrasi instrumentasi temperatur dan alat uji impak harus dilakukan. Untuk instrumentasi temperatur yang digunakan dalam pengendalian temperatur uji spesimen, kalibrasi dilakukan sekurang-kurangnya 3 bulan sekali, sedangkan untuk alat uji impak harus dikalibrasi paling tidak 1 kali dalam setahun menggunakan metode ASTM E23-72 dan memanfaatkan spesimen

standar dari *National Institute of Standards and Technology*.

d.3. Persyaratan untuk Sabuk Bejana

Material untuk sabuk (*beltline*) bejana juga harus diuji menurut ketentuan Appendix H dari 10 CFR Part 50, mengenai program surveilan material untuk memantau perubahan sifat ketangguhan patah material feritik pada daerah sabuk bejana akibat pengaruh paparan radiasi neutron dan lingkungan termal.



Gambar 2. Spesimen dan alat uji impak takik-V

Persyaratan untuk material sabuk bejana reaktor adalah sebagai berikut:

- a.) material sabuk bejana reaktor harus memiliki energi maksimum (*upper-shelf energy*) Charpy tidak kurang dari 75 ft-lb (102 J) pada awal operasi, dan harus mempertahankan minimal 50 ft-lb (68 J) sepanjang umur bejana, dalam arah transversal pada material dasar dan sepanjang lasan untuk material las, kecuali dapat ditunjukkan bahwa energi maksimum Charpy akan memberikan margin keselamatan yang memadai terhadap patah ekuivalen sebagaimana dipersyaratkan dalam Appendix G dari ASME Code Section XI.
- b.) bukti-bukti tambahan dari ketangguhan patah material sabuk setelah teriradiasi dengan neutron dapat diperoleh dari hasil pengujian ketangguhan patah tambahan.

4. Kesimpulan

Ketangguhan patah dari baja feritik yang digunakan sebagai material bejana reaktor harus dievaluasi untuk memastikan pemenuhannya terhadap ketentuan dan persyaratan Badan Pengawas maupun standar yang berlaku, seperti ASME atau ASTM, agar kehandalan dan integritas bejana

reaktor tersebut terjamin serta memberikan margin keselamatan yang cukup selama pengoperasian, pengujian, perawatan, dan kondisi kecelakaan terpostulasi sepanjang umur bejana reaktor.

5. Daftar Pustaka

- [1] Anonim, 10 CFR Part 50, Appendix G, “*Fracture Toughness Requirements.*”
- [2] Anonim, 10 CFR Part 50, Appendix H, “*Reactor Vessel Material Surveillance Program Requirements.*”
- [3] Anonim, (2007) NUREG-0800, *US Nuclear Regulatory Commission Standard Review Plan, Section 5.3.1. ‘Reactor Vessel Materials.’*
- [4] Anonim, (1978), *Regulatory Guide 1.70, Standard Format and Content of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants, Light Water Reactor edition, Revision 3, US-NRC, November 1978*
- [5] Anonim, Regulatory Guide 1.99, “*Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials.*”
- [6] Anonim, (2004) *ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, ‘Rules for Construction of Nuclear*

Facility Components,” 134
American Society of Mechanical
Engineers.

[7] *Instruksi Kerja Evaluasi LAK
PLTN, Subbab 5.3.1 Material
Bejana Tekan Reaktor*, Direktorat
Perizinan Instalasi dan Bahan
Nuklir, Badan Pengawas Tenaga
Nuklir (2009).

Tanya Jawab

1. M. Nano

- Ada getas (brittle), ada ulet (*ductile*) sedan gkan ketangguhan patah terletak antara getas dan ulet. Dimana letak perbendaraannya?
- Ada istilah lain ‘patah tebu’ patah tapi tidak patah (green steak fracture) ?

Jawab:

- Nilai keuletan suatu material sebanding dengan ketangguhan patahnya. Semakin tinggi keuletan material yang getas/rapuh maka ketangguhan patahnya rendah. Nilai ketangguhan patah dapat dilihat dari nilai temperature transisi ulet getas (*niil-ductility transition temperature, RT_{NDT}*) dimana temperature tersebut ditetapkan pada setengah dari nilai *upper shelf energy* (USE) yang dapat diserap oleh material dalam pengujian impak *chasy*)_
- Istilah ‘patah tebu’ mungkin bisa disebut sebagai patah ulet karena sisa patahnya biasanya berserabut.

KAJIAN PENGARUH PENEMPATAN INSTRUMENTED FUEL ELEMENT PADA PENGUKURAN SUHU ELEMEN BAKAR REAKTOR KARTINI

Budi Rohman, Daddy Setiawan

Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir
Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN)

ABSTRAK

KAJIAN PENGARUH PENEMPATAN INSTRUMENTED FUEL ELEMENT PADA PENGUKURAN SUHU ELEMEN BAKAR REAKTOR KARTINI. Guna menjamin keselamatan operasi reaktor nuklir, diterapkan kondisi dan batas operasi (KBO) yang meliputi berbagai macam parameter keselamatan yang merupakan batasan untuk operasi yang selamat serta telah memperhitungkan margin yang memadai. Salah satu KBO yang diterapkan di Reaktor Kartini adalah suhu elemen bakar yang dipantau menggunakan Instrumented Fuel Element (IFE). IFE lazimnya dipasang di kanal panas sehingga memberikan hasil pengukuran elemen bakar tertinggi. Tulisan ini menyajikan prediksi suhu elemen bakar pada daya nominal dan daya lebih guna mengetahui besar penyimpangan hasil pengukuran suhu elemen bakar yang mungkin ditimbulkan oleh kesalahan penempatan posisi IFE. Perhitungan dilakukan menggunakan program PARET/ANL, yang memberikan hasil bahwa apabila IFE ditempatkan pada posisi yang salah, asalkan masih berada di ring B, akan memberikan penyimpangan hasil pengukuran maksimal 2.6 % lebih rendah dari pada suhu elemen bakar maksimum.

Kata Kunci : Reaktor Kartini, Instrumented Fuel Element, suhu elemen bakar, PARET/ANL.

ABSTRACT

REGULATORY ASSESSMENT ON THE EFFECT OF INSTRUMENTED FUEL ELEMENT POSITION TO THE MEASUREMENT OF FUEL TEMPERATURE OF KARTINI REACTOR. In order to ensure the safe operation of nuclear reactors, it is customarily for regulatory bodies to require operating organizations to apply limiting condition for safe operation (LCO) for the operating reactors. LCO covers important safety parameters which are applied as limits in reactor operation and has accounted for adequate safety margins. One of the elements of LCO applied to Kartini Reactor is fuel element temperature which is monitored using Instrumented Fuel Element (IFE). IFE is typically positioned in the hot channel so as to provide the highest fuel element temperature measurement. This paper presents the prediction of the temperatures of fuel element at nominal power and over-power to determine the deviation in temperature measurement as a result of incorrect positioning of IFE. The calculation is performed using PARET code, which gives result that in case the IFE is positioned incorrectly, as long as it is still in B-ring, it will give a maximum deviation of the measurement result of 2.6% lower than the actual maximum fuel temperature.

Keywords: Kartini Reactor, Instrumented Fuel Element, fuel temperature, PARET/ANL

1. Pendahuluan

Reaktor Kartini merupakan reaktor penelitian yang berlokasi di Yogyakarta yang dioperasikan oleh Pusat Teknologi Akselerator dan Proses Bahan (PTAPB), Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN). Reaktor Kartini

dimanfaatkan untuk pendidikan dan pelatihan, penelitian dasar dalam bidang fisika dan teknologi reaktor, serta iradiasi.

Guna menjamin keselamatan operasi, pada reaktor Kartini diterapkan Batasan dan Kondisi Operasi (BKO), di

mana salah satu unsurnya adalah Kondisi dan Batas Operasi (KBO) yang meliputi berbagai macam parameter keselamatan penting yang nilai-nilainya merupakan batasan untuk operasi yang selamat serta telah memperhitungkan margin keselamatan yang memadai. Salah satu unsur KBO yang diterapkan di Reaktor Kartini adalah suhu elemen bakar yang dipantau menggunakan Instrumented Fuel Element (IFE), yakni elemen bakar yang dilengkapi dengan termokopel.

Karena ditujukan untuk memantau keselamatan elemen bakar, IFE lazimnya ditempatkan di posisi yang menurut perhitungan fisika reaktor merupakan kanal panas (hot channel), sehingga memberikan hasil pengukuran suhu elemen bakar maksimum. Berdasarkan konfigurasi teras yang tertera di Laporan Analisis Keselamatan (LAK) Reaktor Kartini [1], IFE dipasang di posisi B1.

Meskipun IFE dipasang pada posisi yang telah ditentukan berdasarkan perhitungan fisika reaktor, terdapat banyak hal yang dapat menyebabkan IFE terpasang di tempat yang bukan merupakan kanal panas. Hal ini dapat terjadi misalnya karena telah bergesernya lokasi kanal panas, ataupun

dari hasil perhitungan lain yang menggunakan asumsi yang berbeda.

Tujuan kajian ini adalah untuk memperoleh prediksi suhu elemen bakar Reaktor Kartini pada posisi kanal panas dan kanal dengan pembangkitan daya terendah di ring B pada daya nominal 100 kW dan daya lebih 110 kW. Kajian perlu dilakukan guna mengetahui besarnya penyimpangan maksimum hasil pengukuran suhu elemen bakar dalam hal IFE ditempatkan di kanal dengan pembangkitan daya terendah di ring B.

2. Metode Perhitungan

Perhitungan suhu elemen bakar reaktor Kartini dilakukan dengan menggunakan program komputer PARET/ANL. Perhitungan dilakukan pada daya nominal 100 kW serta daya lebih 110 kW.

Perhitungan dilakukan dengan asumsi suhu pendingin masuk teras sebesar 35 °C, yang merupakan batas atas temperatur masuk tangki reaktor dari sistem primer sebagaimana disebutkan dalam Bab XVII: Batasan dan Kondisi Operasi LAK Reaktor Kartini [1]. Waktu total perhitungan diambil 100 detik yang merupakan rentang waktu maksimum dalam perhitungan dengan program PARET versi yang dipakai. Parameter hasil

perhitungan dianggap representatif kalau nilainya sudah stabil.

3. Deskripsi Reaktor Kartini

Reaktor Kartini merupakan reaktor jenis TRIGA Mark II tipe kolam terbuka dengan desain daya 250 kW^[1]. Berdasarkan izin dari BAPETEN, reaktor Kartini dioperasikan dengan daya nominal 100 kW. Kisi reaktor Kartini berbentuk anular yang terdiri atas 91 lubang masing-masing dengan diameter 3.823 cm seperti dapat dilihat di Gambar 1 yang diisi dengan elemen

bakar, batang kendali, tabung iradiasi, serta elemen grafit. Teras reaktor memiliki ketinggian 58 cm dan dilingkupi oleh reflektor grafit berbentuk silinder dengan diameter dalam 45.7 cm. Teras dan reflektor ditopang oleh struktur penyangga yang dipasang di dasar tangki. Teras dan reflektor ini terendam dalam air setinggi 4.9 m. Dimensi kisi teras reaktor Kartini, yang diperoleh dari desain reaktor TRIGA Mark II, dicantumkan di Tabel 1.

Tabel 1. Dimensi kisi reaktor TRIGA Mark II[2].

Ring	Radius [cm]
A	0.000
B	4.054
C	7.981
D	11.946
E	15.916
F	19.888

Dalam konfigurasi saat ini, teras reaktor Kartini memuat 67 elemen bakar tipe 104 dan 2 elemen bakar tipe 204 (*Instrumented Fuel Element/IFE*) yang ditempatkan di posisi B1 dan F29 serta 3 batang kendali yang terbuat dari serbuk B₄C di dalam kelongsong aluminium yang menempati posisi C5, C9, dan E1. Komposisi elemen bakar kedua tipe ini sama, yakni bahan bakar

(*meat*) adalah U-ZrH_{1.65} dengan kandungan uranium 8.5 % berat dengan pengkayaan 20 %. Elemen bakar ini berada di dalam kelongsong berbentuk tabung yang terbuat dari SS-304. Di antara bahan bakar dengan kelongsong terdapat celah (*gap*) yang diisi dengan He. Dimensi utama elemen bakar tipe104 dapat dilihat di Tabel 2.

Tabel 2. Dimensi elemen bakar tipe 104 [1, 2, 3]

Panjang total [cm]	72.24
Diameter meat bahan bakar [cm]	36.3
Panjang aktif [cm]	38.1
Reflektor, grafit, panjang bawah [cm]	9.39
atas [cm]	6.6
Kelongsong, diameter luar [cm]	3.75
tebal [cm]	0.51

Posisi di tengah-tengah teras adalah *central thimble*. Posisi di ring terluar selain yang berisi elemen bakar berisi tabung pneumatik, sumber neutron, atau elemen bakar tiruan *dummy*.

Teras reaktor didinginkan oleh air yang ada di dalam tangki reaktor dengan mode sirkulasi alam. Air tangki ini selanjutnya disirkulasikan melalui sistem pendingin primer, di mana panasnya ditransfer ke sistem pendingin sekunder melalui alat penukar panas.

4. Program PARET

PARET merupakan program komputer yang menggabungkan kemampuan perhitungan termal, hidrodinamik, dan kinetika titik[4]. Teras dapat dimodelkan dalam satu sampai dengan empat daerah yang berlainan. Tiap-tiap daerah dapat memiliki parameter pembangkitan daya, laju alir massa pendingin, dan hidrolika yang berlainan. Daerah tersebut

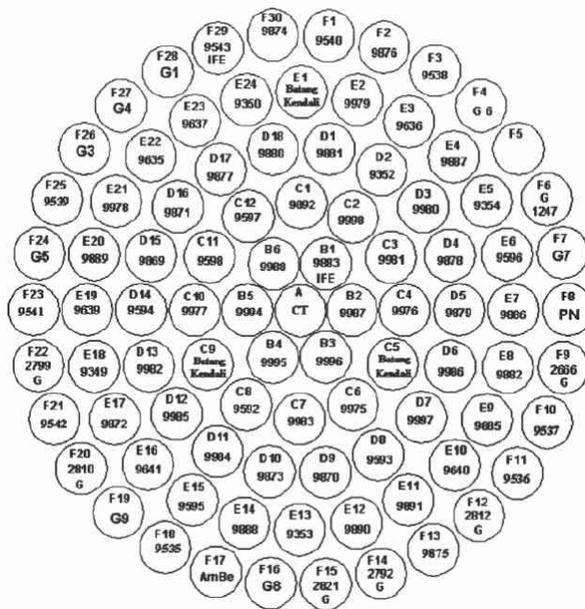
diwakili dengan dengan satu elemen bakar berbentuk silinder atau plat dengan kanal pendingin yang berhubungan dengannya. Elemen bakar dapat dibagi hingga 21 bagian aksial dengan perpindahan panas pada masing-masing bagian dihitung secara konduksi satu dimensi. Persamaan hidrodinamik juga diselesaikan secara satu dimensi pada masing-masing kanal pendingin tiap node waktu. Perpindahan panas dapat terjadi secara konveksi alam atau paksa, pendidihan inti, transisi, atau pendidihan film stabil. Air pendingin dapat mencakup fasa cair sub-dingin, rezim dua fasa, dan fasa uap lewat-panas. Program ini juga memiliki kemampuan untuk perhitungan pembalikan arah aliran air pendingin. Selain itu, program ini juga dapat menghitung void yang timbul dalam pendidihan sub-dingin.

5. Pemodelan Reaktor Kartini dalam PARET

Susunan teras reaktor Kartini yang dimodelkan adalah konfigurasi seperti yang diuraikan di LAK Reaktor Kartini Bab V: Reaktor^[1] seperti dapat dilihat di Gambar 1. Dalam konfigurasi ini terdapat 69 elemen bakar dan 3 posisi batang kendali. Distribusi neutron diambil dari perhitungan neutronik menggunakan program MCNP5. Untuk menyederhanakan pemodelan kanal

pendingin, posisi selain yang berisi elemen bakar atau batang kendali dianggap berisi batang grafit *dummy* dengan diameter sama dengan elemen bakar.

Bagian teras reaktor Kartini yang dianalisis dalam kajian ini adalah kanal panas yang dalam perhitungan neutronik yang digunakan pada kajian ini terletak di posisi B2, serta B6 yang merupakan posisi dengan pembangkitan daya paling rendah di ring B.



Gambar 1. Konfigurasi teras reaktor Kartini[1].

5.1. Pemodelan Kanal Pendingin

Seperti sudah disebut di atas, susunan elemen bakar dan elemen lain dalam teras reaktor Kartini berbentuk anular. Dengan bentuk yang demikian maka luasan aliran pendingin menjadi berlainan dari satu ring ke ring yang

lain. Pada pemodelan dalam PARET, susunan elemen bakar ini didekati dengan kisi (*lattice*) triangular, yakni tiap-tiap kanal terdiri dari sekelompok tiga batang elemen bakar dengan aliran pendingin di antaranya.

Teras reaktor Kartini memiliki bentuk simetri dalam $\frac{1}{6}$ bagian seperti dapat dilihat di Gambar 1. Susunan kanal dengan kisi triangular untuk $\frac{1}{6}$ bagian teras tersebut dapat dilihat di Gambar 2. Jarak antar elemen bakar (*pitch*) dihitung dengan merata-ratakan jarak antara dua pusat elemen bakar pada ruas-ruas garis seperti digambarkan di Gambar 2. Dengan alasan simetri ini, *pitch* yang dihitung untuk $\frac{1}{6}$ bagian teras dapat dianggap mewakili seluruh teras. Dengan berdasar pada geometri teras reaktor sebagaimana telah diuraikan di atas, diperoleh dimensi untuk kisi triangular pendekatan reaktor Kartini (lihat Gambar 3) sebagai berikut:

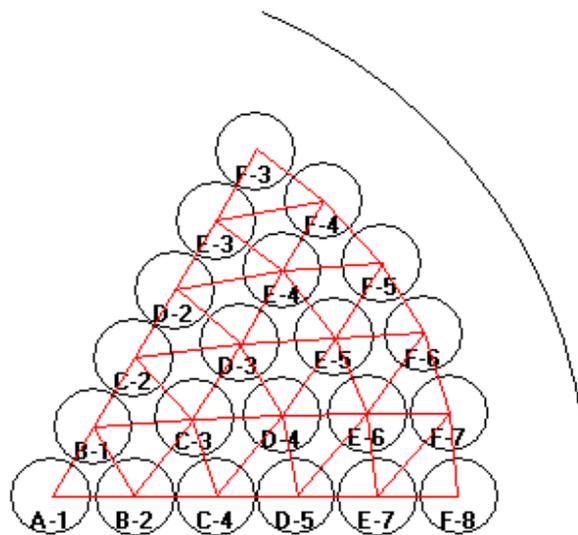
$$Pitch (P) = 4.068 \text{ cm}$$

$$\text{Luas aliran kanal} = 2.754 \text{ cm}^2$$

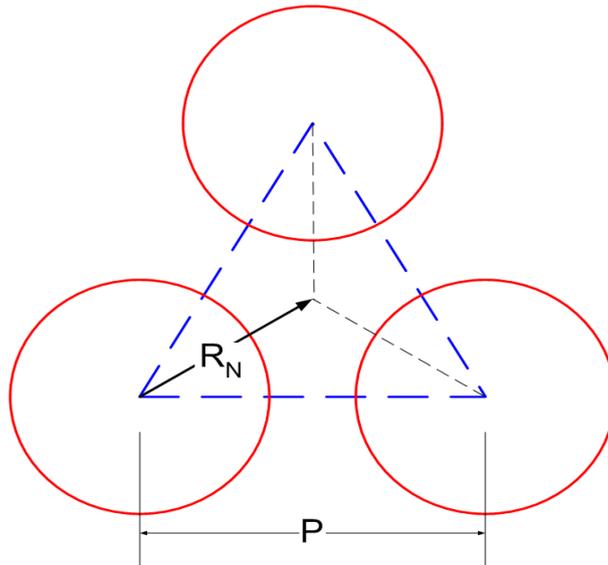
5.2. Pemodelan Elemen Bakar

5.2.1. Arah aksial

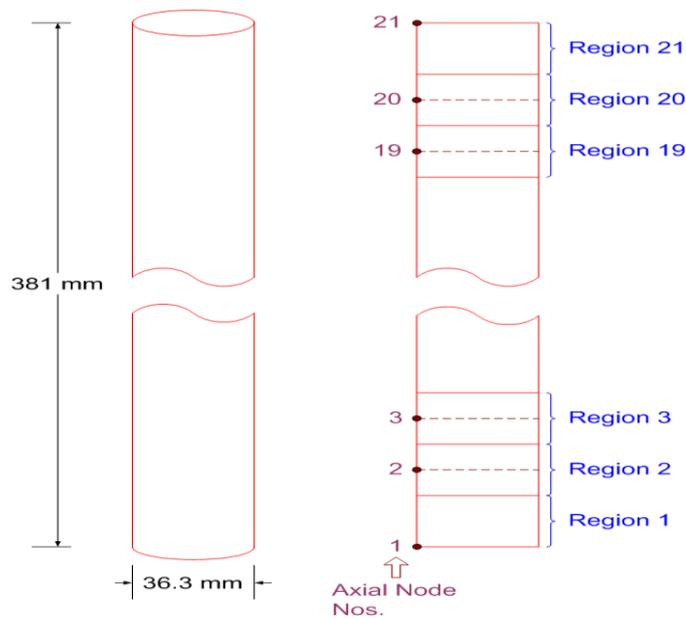
Elemen bakar reaktor dibagi menjadi 21 daerah aksial dan 21 titik node. Fluks neutron di masing-masing titik node merupakan fluks neutron relatif yang didefinisikan sebagai perbandingan antara fluks neutron setempat dengan fluks neutron rata-rata teras. Distribusi fluks neutron ini diwakili oleh distribusi pembangkitan daya dalam setiap sel elemen bakar. Pembagian elemen bakar dan kanal pendingin pada arah aksial dapat dilihat di Gambar 4.



Gambar 2. Kisi triangular elemen bakar dalam $\frac{1}{6}$ bagian teras.



Gambar 3. Kanal pendingin dengan kisi triangular.



Gambar 4. Pemodelan elemen bakar arah aksial.

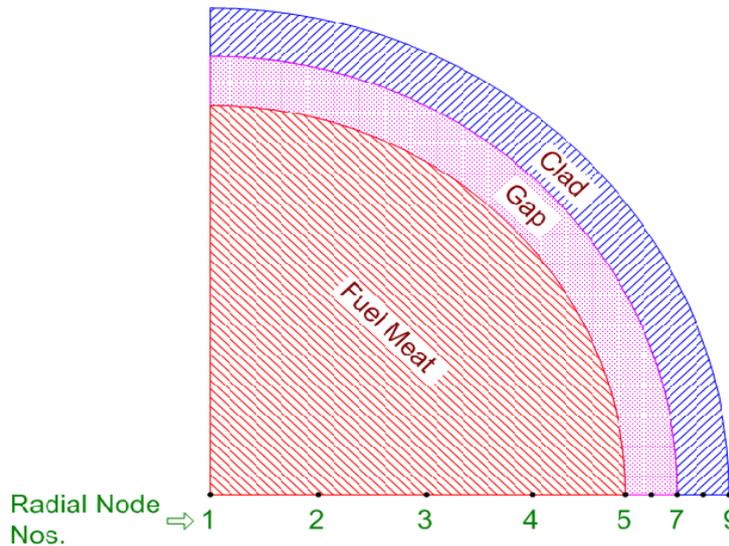
5.2.2. Arah radial

Susunan elemen bakar reaktor dari dalam ke luar meliputi daging bahan bakar (*fuel meat*), celah yang berisi He, dan kelongsong yang dibuat dari SS-304. Elemen bakar ini dimodelkan dalam 3 zona atau bagian

sesuai dengan material penyusunnya sebagaimana digambarkan di Gambar 5. Pembagian node radial untuk masing-masing bagian adalah sebagai berikut:

- Bahan bakar (*meat*) : 5
- Gap : 2
- Kelongsong : 2

Sifat-sifat termal elemen bakar yang digunakan dalam perhitungan ini dapat dilihat di Tabel 3.



Gambar 5. Pemodelan elemen bakar arah radial.

Tabel 3. Sifat termal elemen bakar.

Material	k [W/(m.°C)]	Cp volumetrik [J/(m ³ .°C)]
Bhn. bakar ^[5]	18	2.04×10 ⁶ +4.17×10 ³ T
Gap (He)	0.84201 ^[6]	666.34 ^[7]
Clad SS-304 ^[8]	10.59+1.495×10 ⁻² T	3.438×10 ⁶ +1442T

5.3. Distribusi Fluks Neutron

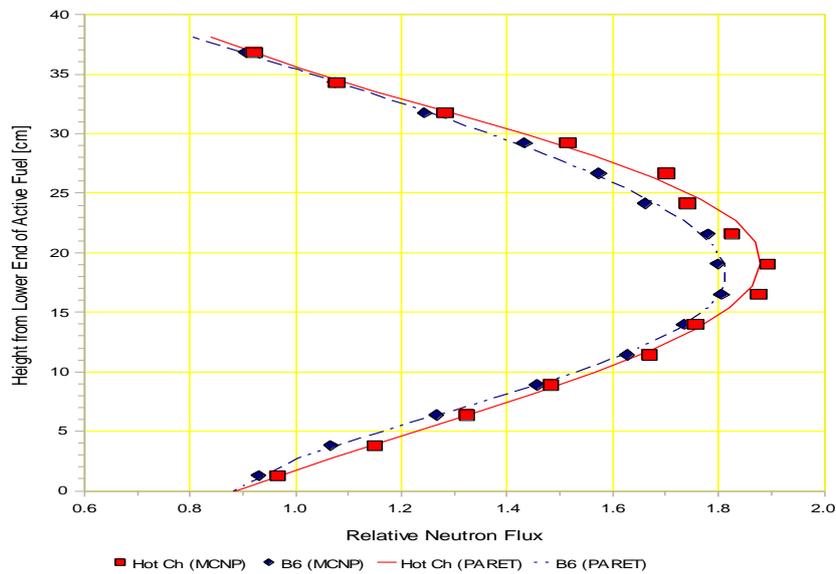
Distribusi fluks neutron yang digunakan dalam analisis ini didasarkan pada konfigurasi teras sebagaimana dijelaskan di atas dan dihitung dengan program MCNP5. Dalam pemodelan di MCNP, komposisi elemen bakar yang digunakan adalah komposisi elemen bakar segar tanpa memperhitungkan

fraksi bakar. Dalam pemodelan ini ketiga batang kendali dianggap ditarik ke atas seluruhnya sehingga posisinya di teras digantikan oleh air, dan posisi tabung pneumatik dianggap sebagai ruang hampa..

Dalam perhitungan ini elemen bakar aktif dibagi menjadi 15 daerah aksial. Dalam input untuk perhitungan

di program PARET elemen bakar dibagi menjadi 21 daerah aksial sebagaimana dijelaskan di atas di mana nilai fluks neutron untuk masing-masing titik dihitung dengan membangkitkan persamaan polinomial berdasarkan distribusi fluks neutron sebagaimana dihitung oleh MCNP. Dari perhitungan dengan MCNP dengan menerapkan asumsi-asumsi sebagaimana dijelaskan di atas, diperoleh distribusi neutron

dengan faktor puncak daya (*Power Peaking Factor* [PPF]) total sebesar 1.88 untuk kanal panas pada posisi B2, dan 1.81 untuk posisi B6 yang merupakan kanal dengan pembangkitan daya terendah di ring B. Distribusi fluks neutron yang berasal dari perhitungan dengan MCNP dan pendekatan yang digunakan sebagai input untuk program PARET baik untuk kanal panas maupun posisi B6 dapat dilihat di Gambar 6.



Gambar 6. Distribusi fluks neutron.

6. Hasil Perhitungan dan Pembahasan

Perhitungan dengan program PARET memberikan prediksi suhu elemen bakar pada kanal panas (yang menurut perhitungan neutronik sebagaimana dijelaskan di atas berada pada posisi B2) serta B6 yang

merupakan kanal dengan pembangkitan daya terendah untuk ring B. Nilai suhu elemen bakar dapat dilihat di Tabel 4. Perhitungan dilakukan pada dua kanal tersebut, karena mereka sudah mewakili kanal-kanal dengan perbedaan paling ekstrem pada fluks neutron dan pembangkitan daya di ring B.

Dari hasil perhitungan terlihat bahwa untuk daya nominal 100 kW, suhu elemen bakar di kanal panas adalah 135.9 °C, sedangkan di posisi B6 adalah 132.6 °C, atau terdapat perbedaan sebesar 2.5 %. Sedangkan untuk daya lebih 110 kW, suhu elemen bakar di kanal panas adalah 143 °C, sedangkan di posisi B6 adalah 139.4 °C, atau terdapat perbedaan sebesar 2.6 %.

Perhitungan ini memperlihatkan bahwa suhu di kanal panas lebih tinggi dari pada suhu di kanal lain dengan

pembangkitan daya lebih rendah. Ini disebabkan karena fluks neutron di kanal panas lebih tinggi dari pada kanal-kanal lain dengan pembangkitan daya lebih yang rendah.

Hasil perhitungan ini memperlihatkan bahwa apabila IFE ditempatkan di posisi yang salah, atau ekstrimnya di posisi dengan pembangkitan daya terendah tetapi tetap di ring B, memberikan hasil pengukuran 2.5 s/d 2.6 % lebih rendah dari pada suhu maksimum.

Tabel 4. Suhu elemen bakar pada daya nominal dan daya lebih.

P [kW]	Suhu elemen bakar [°C]		Perbedaan [%]
	Knl. panas	B6	
100	135.9	132.6	2.5
110	143.0	139.4	2.6

7. Kesimpulan

Berdasarkan hasil perhitungan ini dapat disimpulkan bahwa dalam hal IFE ditempatkan pada posisi yang salah, asalkan tetap di ring B, akan memberikan penyimpangan hasil pengukuran maksimal 2.6 % lebih rendah dari pada suhu elemen bakar maksimum.

8. Daftar Pustaka

[1] Badan Tenaga Nuklir Nasional (2008). *Laporan Analisis*

Keselamatan Reaktor Kartini Rev.
7. Pusat Teknologi Akselerator dan Proses Bahan (PTAPB)-BATAN, Yogyakarta.

[2] Ravnik, M., *Description of TRIGA Reactor*
(www.rcp.ijs.si/ric/description-a.html).

[3] Villa, M., et. al., *The New Area Monitoring System and The Fuel Database of The TRIGA Mark II Reactor in Vienna.*

- [4] Woodruff, W.L. (1982). *A User Guide for the Current ANL Version of the PARET Code*. Argonne National Laboratory, Argonne, Illinois.
- [5] Simnad, M.T. (1980). *The U-ZrH_x Alloy: Its Properties and Use in TRIGA Fuel*. General Atomic.
- [6] Huda, M.Q., et. Al., *Investigation of Thermohydraulic Parameters during Natural Convection Cooling of TRIGA Reactor*.
- [7] Candalino, Robert W. (2006). *Engineering Analysis of Low Enriched Uranium Fuel Using Improved Zirconium Hydride Cross Sections*. Texas A&M University.
- [8] Incropera, Frank P., et. al. (1996). *Introduction to Heat Transfer*. John Wiley & Sons.

**ANALISIS KORELASI EMPIRIS PERPINDAHAN PANAS RATA-RATA
KONVEKSI ALAMIAH PADA MODEL
SILINDER VERTIKAL BERSELUBUNG APWR**

Daddy Setyawan

Pusat Pengkajian Sistem Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir
Badan Pengawas Tenaga Nuklir

ABSTRAK

ANALISIS KORELASI EMPIRIS PERPINDAHAN PANAS RATA-RATA KONVEKSI ALAMIAH UNTUK MODEL SILINDER VERTIKAL BERSELUBUNG APWR.

Terdapat beberapa sistem keselamatan pasif yang diberlakukan pada disain reaktor APWR. Salah satu sistem keselamatan pasif tersebut adalah pendinginan dengan udara yang bersirkulasi secara alamiah di permukaan dinding sungkup silinder berselubung. Karena kinerjanya yang sangat penting bagi aspek keselamatan, karakteristik pendinginan dengan udara yang bersirkulasi secara alamiah pada dinding sungkup silinder berselubung tersebut perlu dikaji. Penelitian ini difokuskan pada kajian eksperimental karakteristik pendinginan udara yang bersirkulasi secara alamiah pada dinding sungkup silinder berselubung APWR dengan memvariasi fluks panas. Pelaksanaan penelitian ini terdiri dari 4 tahap, yaitu perancangan sungkup APWR untuk skala 1:40 dengan pedoman bilangan tuna dimensi (Gr^*) dan similaritas, perakitan model sungkup berselubung APWR beserta instrumentasi yang diperlukan, kalibrasi alat dan pengambilan data. Pengambilan data dilakukan pada saat transient maupun steady state dengan besar fluks panas antara 119 W/m^2 sampai dengan 575 W/m^2 . Dari hasil percobaan diperoleh korelasi empiris perpindahan panas rata-rata konveksi alamiah untuk geometri silinder vertikal berselubung APWR.
$$\overline{Nu}_L = 0,008(Ra_L^*)^{0,68}$$

Kata kunci: sistem keselamatan pasif, dinding sungkup silinder berselubung, konveksi alamiah, reaktor APWR, korelasi empiris.

ABSTRACT

ANALYSIS FOR AVERAGE HEAT TRANSFER EMPIRICAL CORRELATION OF NATURAL CONVECTION ON THE CONCENTRIC VERTICAL CYLINDER MODELLING OF APWR. *There are several passive safety systems on APWR reactor design. One of the passive safety system is the cooling system with natural circulation air on the surface of concentric vertical cylinder containment wall. Since the natural circulation air performance in the Passive Containment Cooling System (PCCS) application is related to safety, the cooling characteristics of natural circulation air on concentric vertical cylinder containment wall should be studied experimentally. This paper focuses on the experimental study of the heat transfer coefficient of natural circulation air with heat flux level varied on the characteristics of APWR concentric vertical cylinder containment wall. The procedure of this experimental study is composed of 4 stages as follows: the design of APWR containment with scaling 1:40, the assembling of APWR containment with its instrumentation, calibration and experimentation. The experimentation was conducted in the transient and steady-state with the variation of heat flux, from 119 W/m^2 until 575 W/m^2 . From The experimentation result obtained average heat transfer empirical correlation of natural convection $\overline{Nu}_L = 0,008(Ra_L^*)^{0,68}$ for the concentric vertical cylinder geometry modelling of APWR.*

Keywords: passive safety system, concentric vertical cylinder containment wall, natural convection, APWR reactor, empirical correlation.

1. Pendahuluan

Sistem keselamatan pasif yang sudah mulai diterapkan dalam rancang bangun reaktor baru seperti reaktor APWR sangat menarik untuk dianalisis, terutama karakteristik sistem pendinginan pada dinding tangki sungkup reaktor dengan menggunakan udara yang bersirkulasi secara alamiah. Analisis pengaruh selubung terhadap koefisien perpindahan panas konveksi alamiah pada model sungkup APWR merupakan topik utama dalam kajian ini.

Secara khusus, tujuan yang ingin dicapai dalam penelitian kali ini adalah untuk mengetahui pengaruh penggunaan selubung terhadap efektivitas pendinginan menggunakan udara yang bersirkulasi secara alamiah pada model sungkup berselubung dibandingkan dengan pendinginan pada model sungkup tanpa selubung.

Penelitian ini diawali dengan dilakukannya pemodelan dengan uji similaritas dan penentuan bilangan tak berdimensi agar diperoleh korelasi yang sesuai antara pemodelan dengan sungkup reaktor APWR real sebagai langkah optimalisasi dalam perancangan peralatan eksperimen. Dengan mempertimbangkan hasil uji

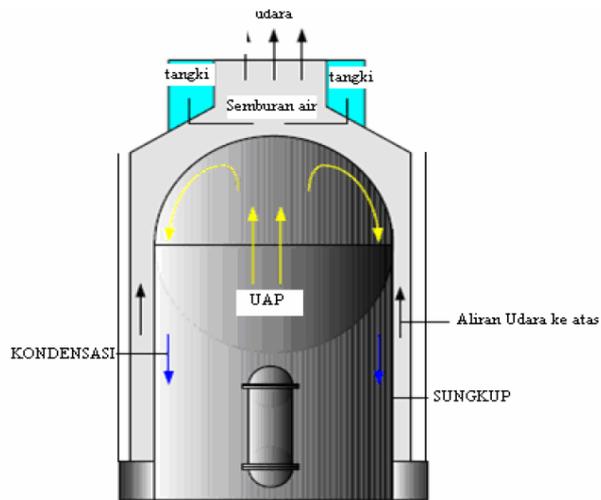
similaritas dengan bilangan tak berdimensi ini akan dirancang suatu perangkat eksperimen dalam skala laboratorium. Kaji eksperimental dilakukan dengan menggunakan perangkat eksperimen yang dirancang khusus, kemudian data yang diperoleh digunakan untuk analisis perpindahan panas pada model sungkup berselubung dan tanpa selubung APWR.

2. Teori

2.1. Sistem Pendingin Sungkup

APWR secara Pasif

Sistem pasif juga dapat berfungsi mencegah kenaikan tekanan uap dalam tangki penyungkup. Tekanan uap dalam tangki tidak diizinkan naik karena dapat mengakibatkan pecahnya struktur tangki sehingga zat radioaktif lepas ke lingkungan. Kenaikan tekanan disebabkan naiknya temperatur uap akibat pendidihan yang berkelanjutan di dalam teras reaktor. Untuk mencegah pecahnya tangki sungkup reaktor, panas pada strukturnya harus diserap. Untuk menyerap panas ini digunakan sistem pasif dengan menggunakan aliran udara yang bersirkulasi secara alamiah di permukaan luar tangki sungkup. Sistem pendingin sungkup APWR secara pasif ini ditunjukkan pada Gambar 1.



Gambar 1. Sistem pendinginan sungkup APWR secara pasif

Udara masuk melalui dinding bagian atas reaktor, mengalir menyelimuti tangki sungkup dan menyerap panas pada strukturnya. Aliran udara dapat keluar ke atmosfer melalui atap reaktor akibat adanya efek *chimney* dan konveksi alamiah akibat naiknya temperatur udara di sekitar tangki sungkup sehingga rapat massanya berkurang. Akibat adanya penyerapan panas pada struktur tangki sungkup, temperatur tangki dapat diturunkan dan di dalam kubah akan terjadi kondensasi dan kenaikan tekanan dapat dihalangi.

Bila udara yang bersirkulasi secara alamiah belum mampu menurunkan tekanan di dalam tangki sungkup sehingga tekanan di dalam tangki sungkup terus naik dan diikuti pula oleh kenaikan kenaikan temperatur

dinding tangki maka diperlukan sistem pendingin pasif yang mampu menurunkan temperatur tangki sungkup dan tekanan uap didalamnya. Sistem pendingin pasif pada APWR sudah dilengkapi dengan sistem pendingin tambahan menggunakan air yang ditempatkan di atas atap reaktor. Air berada di dalam tangki dan dihubungkan dengan pipa ke atas permukaan tangki sungkup. Bila temperatur tangki sungkup dan tekanan uap didalamnya sudah sangat tinggi sehingga sirkulasi udara alamiah tidak mampu mendinginkan lagi maka otomatis air yang ada dalam tangki di atap reaktor akan menyembur keluar dan membasahi permukaan luar tangki sungkup dan sekaligus menyerap panasnya. Air semburan ini akan terus keluar akibat gaya gravitasi, tanpa

menggunakan pompa dan mampu menyembur terus menerus selama tujuh puluh dua jam sehingga temperatur tangki sungkup dapat turun dan uap di dalam tangki sungkup akan mengembun sehingga tekanan dan temperatur dapat dijaga untuk tidak melewati kondisi kritis.

2.2. Perpindahan Panas Konveksi Alamiah

Perpindahan panas konveksi alamiah terjadi bila sebuah benda ditempatkan dalam suatu fluida yang temperaturnya lebih tinggi atau lebih rendah daripada benda tersebut (Holman, 1994). Akibat adanya perbedaan temperatur, panas akan mengalir antara fluida dan benda sehingga terjadi perubahan rapat massa fluida yang berada dekat permukaan. Perbedaan rapat massa menyebabkan fluida yang lebih berat mengalir ke bawah dan fluida yang lebih ringan mengalir ke atas sehingga terbentuk arus konveksi alamiah.

Arus konveksi alamiah akan memindahkan energi-dalam yang tersimpan dalam fluida dengan mekanisme yang pada dasarnya sama dengan arus konveksi paksa, tetapi intensitas gerakan pencampurannya lebih kecil. Akibatnya koefisien perpindahan panas konveksi alamiah

relatif lebih kecil daripada koefisien perpindahan panas konveksi paksa.

Meskipun koefisien perpindahan panas konveksi alamiah relatif rendah, banyak peralatan sistem pendingin yang mekanisme perpindahan panasnya merupakan proses konveksi alamiah, salah satu diantaranya adalah pada sistem keselamatan reaktor nuklir jenis APWR.

Konveksi alamiah yang terlibat pada sistem keselamatan reaktor APWR adalah konveksi alamiah pada permukaan silinder vertikal, konveksi alamiah pada silinder vertikal berbentuk annulus, konveksi alamiah pada permukaan sektor elipsoidal yang menghadap ke atas.

3. Metodologi

Topik utama pada penelitian kali ini adalah menganalisis karakteristik sistem keselamatan pasif pada tangki sungkup silinder vertikal berselubung reaktor APWR. Sasaran yang hendak dicapai adalah diperoleh korelasi empiris perpindahan panas rata-rata konveksi alamiah untuk model silinder vertikal berselubung APWR.

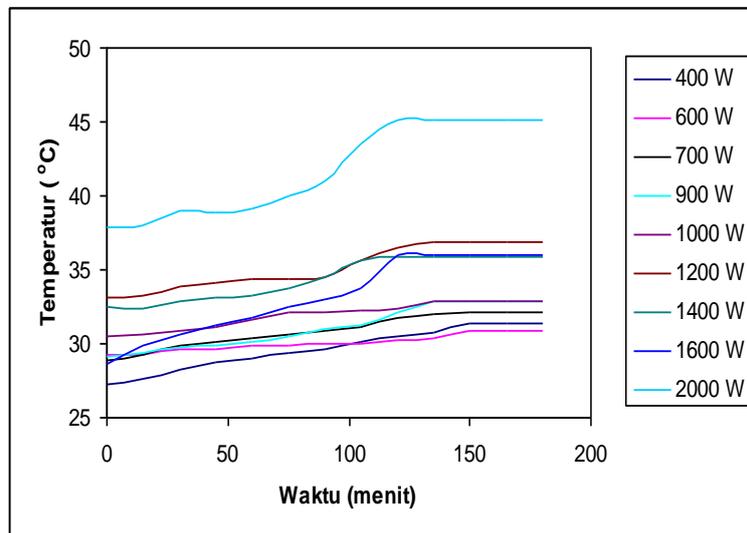
4. Hasil dan Pembahasan

4.1. Karakteristik Temperatur Dinding Sungkup Berselubung dan Selubung

Temperatur dinding sungkup ditentukan pada lima belas titik pengukuran yang terdiri dari delapan titik pada bagian silinder dan tujuh titik pada bagian sektor elips sedangkan untuk selubung terdiri dari delapan titik pengukuran. Pengukuran temperatur dilakukan untuk berbagai tingkat daya pemanas, mulai dari 400 W sampai 2000 W.

4.2. Histori Temperatur Dinding Bagian Silinder Berselubung

Histori temperatur pada dinding tangki sungkup yang berbentuk silinder vertikal berselubung diwakili oleh posisi titik pengukuran nomor 2. Histori temperatur pada titik 2 untuk berbagai tingkat daya dapat dilihat pada Gambar 2.

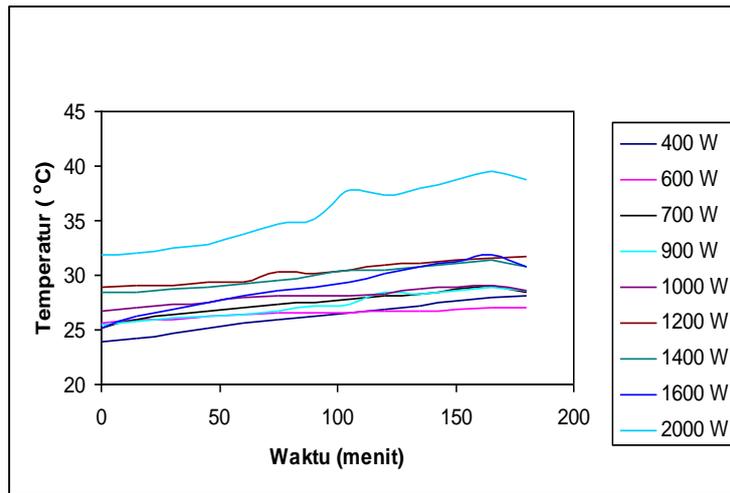


Gambar 2. Histori temperatur dinding silinder berselubung untuk model sungkup APWR

Seperti halnya temperatur air dan bejana air, karakteristik temperatur dinding sungkup silinder berselubung menunjukkan untuk daya pemanasan yang lebih rendah, kondisi tunak dicapai dalam jangka waktu yang relatif lebih lama daripada pemanasan dengan daya yang lebih besar.

4.3. Histori Temperatur Dinding Selubung Silinder

Histori temperatur pada dinding selubung yang berbentuk silinder vertikal diwakili oleh posisi titik pengukuran nomor 2. Histori temperatur pada titik 2 untuk berbagai tingkat daya dapat dilihat pada Gambar 3.



Gambar 3. Histori temperatur dinding selubung silinder model sungkup APWR

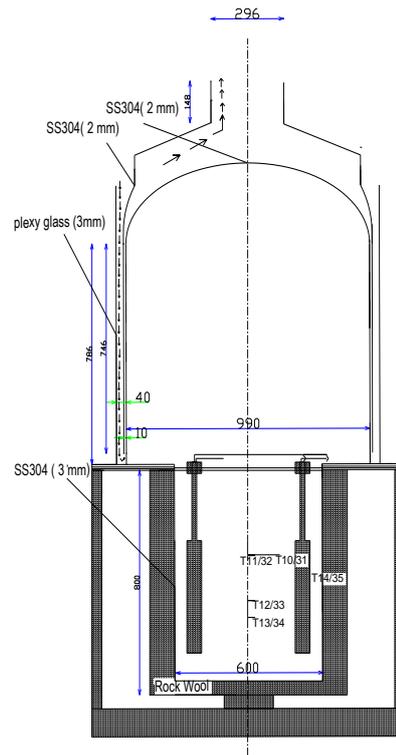
Pada Gambar 3 terlihat bahwa karakteristik temperatur pada dinding selubung akan lebih cepat mencapai tunak pada saat dipanasi dengan daya pemanas yang lebih tinggi. Sedangkan untuk daya pemanas yang rendah selubung lebih sulit mencapai kondisi tunak karena adanya pendinginan dari udara lingkungan yang lebih besar pengaruhnya dari pada pemanasan dari dalam bejana air.

4.4. Koefisien Perpindahan Panas

Kemampuan memindahkan panas dengan pendinginan udara yang bersirkulasi secara alamiah pada celah antara dinding sungkup dengan selubung adalah salah satu sistem keselamatan pasif yang ada pada sungkup APWR. Salah satu pengembangan sistem keselamatan pasif pada sungkup APWR adalah

penggunaan sistem pendinginan secara pasif yaitu udara yang bersirkulasi secara alamiah serta penggunaan selubung sebagai pengarah udara yang bersirkulasi secara alamiah. Penggunaan selubung ini dimaksudkan untuk meningkatkan kemampuan mendinginkan udara yang bersirkulasi secara alamiah. Seperti yang ditunjukkan pada Gambar 1 Sistem pendingin sungkup secara pasif APWR. Pada disain model sungkup APWR dengan skala 1:40 ditunjukkan pada Gambar 4. di bawah ini.

Udara yang bersirkulasi secara alamiah akan masuk dari bagian atas kemudian bergerak melewati celah antara selubung bagian luar dan selubung bagian dalam. Kemudian udara akan terus bergerak melewati celah antara selubung bagian dalam dengan dinding



Gambar 4. Disain model sungkup APWR skala 1:40 untuk udara yang bersirkulasi secara alamiah

sungkup. Gerakan udara yang bersirkulasi secara alamiah ini terjadi karena adanya perbedaan panas antara kondisi udara diluar selubung dengan udara didalam selubung. Perbedaan panas ini terjadi karena adanya pemanasan yang dialami dinding sungkup dari bagian dalam sungkup AP 1000. Dengan menambahkan dua selubung pada disain sungkup APWR diharapkan pendinginan secara pasif yang menggunakan udara yang bersirkulasi secara alamiah dapat berfungsi secara optimal. Disain penggunaan dua selubung adalah perbaikan dari disain sebelumnya yaitu

disain PWR. Dimana pada disain PWR tidak menggunakan selubung.

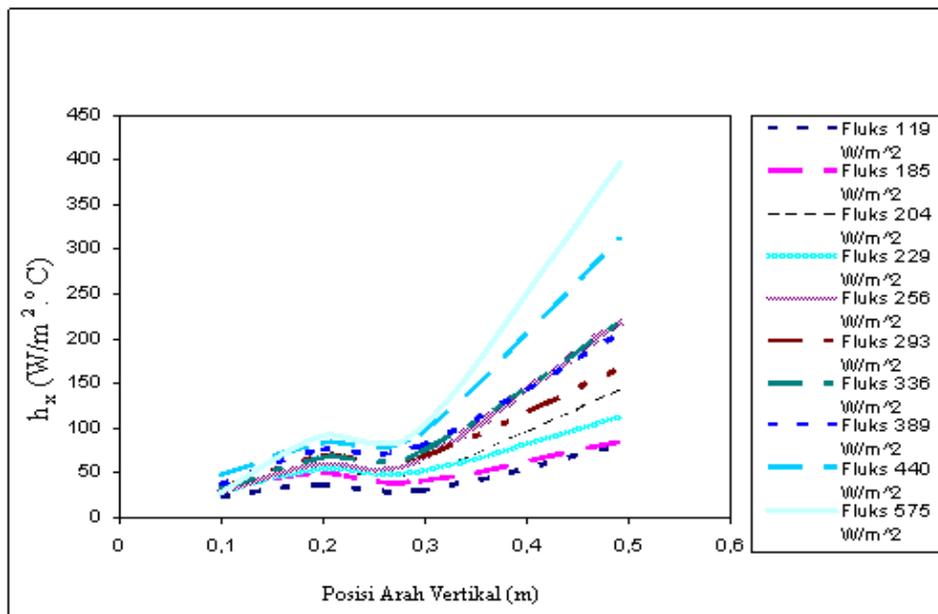
4.5. Koefisien Perpindahan Panas Lokal

Di dalam perpindahan panas konveksi alamiah, kemampuan memindahkan panas bisa diwakili dengan besar nilai koefisien perpindahan panas. Semakin besar nilai koefisien perpindahan panas maka semakin besar pula kemampuan disain tersebut dalam memindahkan panas. Koefisien perpindahan panas terbagi menjadi dua koefisien perpindahan panas lokal dan koefisien perpindahan panas rata-rata. Besar koefisien

pepindahan panas lokal menunjukkan besar kemampuan memindahkan panas pada daerah lokal tertentu. Sedangkan untuk koefisien perpindahan panas rata-rata menunjukkan kemampuan secara rata-rata memindahkan panas suatu disain pada geometri tertentu dan pada daya tertentu.

Pada Gambar 5 untuk silinder berselubung terlihat adanya hubungan

antara koefisien perpindahan panas lokal dengan posisi titik pengukuran. Semakin tinggi posisi titik pengukuran maka semakin tinggi pula koefisien perpindahan panas lokal. Begitu halnya dengan fluks panas yang diberikan. Semakin tinggi fluks panas yang diberikan maka koefisien perpindahan panas lokal juga relatif semakin meningkat.



Gambar 5 Koefisien perpindahan panas lokal untuk silinder berselubung pada setiap posisi dan setiap fluks panas.

4.6. Pengembangan Korelasi

Mengingat variasi temperatur uap di dalam tangki sungkup untuk berbagai posisi, relatif kecil dibandingkan dengan variasi temperatur pada dinding tangki sungkup maka penurunan korelasi koefisien perpindahan panas konveksi alamiah untuk udara yang bersirkulasi secara

alamiah pada sungkup didekati dengan kasus fluks panas konstan. Pendekatan fluks panas konstan juga dilakukan karena nilai daya yang digunakan konstan dan dimensi luasan sungkup dapat diukur dan dihitung.

4.7. Korelasi Perpindahan Panas Rata-rata untuk Silinder Vertikal Berselubung

Selanjutnya berdasarkan nilai korelasi empiris di atas, dapat pula disusun korelasi empiris rata-rata untuk memprediksi nilai koefisien

perpindahan panas konveksi alamiah rata-rata. Untuk menyusun korelasi empiris tersebut dilakukan penurunan rumus sebagai berikut:

$$Nu_x = C(Ra^*)^m \quad (1)$$

$$\frac{h_x X}{k_f} = C \left(\frac{g\beta q'' X^4}{k_f \nu^2} \right)^m \quad (2)$$

$$h_x = C \left(\frac{g\beta q''}{k_f \nu^2} \right)^m k_f \frac{X^{4m}}{X} \quad (3)$$

$$h_x = C' X^{4m-1} \quad (4)$$

$$C' = C \left(\frac{g\beta q''}{k_f \nu^2} \right)^m k_f \quad (5)$$

$$\bar{h} = \frac{1}{L} \int_0^L h(x) dx$$

$$= \frac{C'}{L} \int_0^L X^{4m-1} dx$$

$$= \frac{C'}{L} \left(\frac{L^{4m}}{4m} \right)$$

$$= \frac{C}{L} \left(\frac{g\beta q''}{k_f \nu^2} \right)^m k_f \left(\frac{L^{4m}}{4m} \right)$$

$$\frac{\bar{h}L}{k_f} = \frac{C}{4m} \left(\frac{g\beta q'' L^4}{k_f \nu^2} \right)^m \quad (6)$$

$$\bar{Nu}_L = \frac{C}{4m} (Ra_L^*)^m \quad (7)$$

Berdasarkan persamaan 7 di atas, maka dapat disusun persamaan untuk menghitung koefisien perpindahan panas rerata Silinder vertikal berselubung adalah:

$$\bar{Nu}_L = 0,008(Ra_L^*)^{0,68}$$

5. Kesimpulan

Berdasarkan hasil penelitian diperoleh sebuah korelasi empiris perpindahan panas rata-rata konveksi alamiah untuk

model geometri silinder vertikal berselubung APWR.

6. Ucapan Terima Kasih

Segala puji dan syukur penulis panjatkan kehadirat Allah SWT yang telah melimpahkan segala rahmat dan hidayah-Nya sehingga penulis dapat menyelesaikan makalah ini. Penulis sangat berterima kasih kepada Prof. Dr. Aryadi Suwono, Dr. Ari Darmawan Pasek, Dr. Nathanael P. Tandian, dan Dr. Efrizon Umar selaku dosen pembimbing atas bimbingan dan arahnya kepada penulis sehingga makalah ini bisa diselesaikan.

7. Daftar Pustaka

- [1] Adiwardoyo, *Opsi Nuklir dalam Kebijakan Energi Nasional*, Workshop Energi dan Prospek Energi Nuklir di Indonesia, Jurusan Fisika ITB, Bandung, 2006.
- [2] Alizadeh, A., *Nuclear Power An Improving Prospect.*, 2005
- [3] Cummins, W.E., Corletti, M.M., dan Schulz, T.L.: *Westinghouse APWR Advanced Passive Plant, Proceedings of ICAPP '03*, Cordoba, Spain, 4-7 Mei 2003, Paper 3235, 2003
- [4] Incropera, F.P., dan DeWitt, D.P., *Introduction to Heat Transfer*, John Wiley and Sons, 495-533, 2001
- [5] Laksmono, W., *Kaji numerik karakteristik sistem pendinginan pasif dengan udara secara konveksi alamiah pada penyungkup model APWR*, Tesis Program Magister Ilmu dan Rekayasa Nuklir, Institut Teknologi Bandung, 2009
- [6] Matzie, R.A., *The APWR Reactor Nuclear Renaissance Option*, Westinghouse, 2003.
- [7] Umar, E., *Studi Karakteristik Sistem Pendinginan pada Model Sungkup APWR*, Tesis Program Magister Ilmu dan Rekayasa Nuklir, Institut Teknologi Bandung, 20-100, 1993.

FENOMENA FLUKS PANAS KRITIS PADA PENDINGINAN MODEL SUNGKUP AP1000 DENGAN UDARA BERSIRKULASI ALAMIAH

Nanang Triagung Edi Hermawan

Direktorat Pengaturan Pengawasan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif
Badan Pengawas Tenaga Nuklir

ABSTRAK

FENOMENA FLUKS PANAS KRITIS PADA PENDINGINAN MODEL SUNGKUP AP1000 DENGAN UDARA BERSIRKULASI ALAMIAH. Dalam operasi normal reaktor AP1000 diterapkan sistem pendinginan sungkup dengan udara yang bersirkulasi secara alamiah. Pendinginan ini hanya bekerja secara optimal hingga dicapainya nilai fluks panas kritis. Apabila nilai fluks panas kritis terlampaui, mode pendinginan sungkup dengan udara akan digantikan dengan penyemprotan air yang berlangsung secara otomatis. Telah dilakukan studi eksperimental untuk mengetahui fenomena fluks panas kritis pada pendinginan model sungkup AP1000 skala laboratorium dengan perbandingan 1:40. Kesesuaian antara model sungkup yang diteliti dengan sungkup aslinya dilakukan dengan uji keserupaan melalui analisa bilangan tak berdimensi. Hasil penelitian menunjukkan bahwa nilai fluks panas kritis untuk bagian silinder konsentris maupun sektor ellips terjadi pada fluks $553,52 \text{ W/m}^2$ atau setara dengan daya pengoperasian sebesar 2010 W.

Kata kunci: sungkup AP1000, konveksi alamiah, fluks panas kritis.

ABSTRACT

CRITICAL HEAT FLUXES PHENOMENA ON COOLING OF AP1000 CONTAINMENT MODEL BY AIR NATURAL CIRCULATION. In AP1000 reactor normal operation is applied containment cooling system by air natural circulation. These cooling system works effectively until critical heat flux reached. In these condition, air containment cooling system will substitute by water spraying automatically. An experimental study to analysis critical heat flux phenomena on AP1000 containment model laboratory scale 1:40 was done. An containment model similarity with real containment was done by dimensionless analysis. The result of these experimental show that critical heat flux both for cylindrical and ellipse sector is $553,52 \text{ W/m}^2$ or 2010 W.

Keywords: AP1000 containment, natural circulation, critical heat flux

1. Pendahuluan

Reaktor AP1000 merupakan reaktor generasi III+ yang menerapkan beberapa fitur keselamatan pasif. Salah satu sistem keselamatan pasif tersebut adalah sistem pendinginan sungkup dengan udara yang bersirkulasi secara alamiah, atau sering pula disebut sistem aliran udara konveksi bebas [1]. Sistem

ini bertujuan untuk memelihara integritas atau kekuatan material sungkup akibat menerima beban termal, netronik, maupun mekanik. Dengan demikian diharapkan konstruksi sungkup akan dapat berfungsi dengan baik dan optimal sesuai dengan desain dan masa pakainya.

Sistem pendinginan sungkup memanfaatkan prinsip gaya apung yang

dialami oleh udara di sekitar permukaan dinding sungkup bagian luar. Akibat panas yang mengalir dari permukaan sungkup, molekul udara di sekitar permukaan tersebut akan mengalami peningkatan temperatur. Bersamaan dengan itu, densitas udara akan mengalami penurunan. Selanjutnya dengan pengaruh gaya gravitasi udara dengan densitas yang lebih ringan akan bergerak ke atas, sehingga terbentuk suatu arus aliran udara yang bersirkulasi secara alamiah di sekitar permukaan dinding sungkup bagian luar.

Dalam kondisi operasi normal, udara yang bersirkulasi alamiah sangat efektif untuk mendinginkan dinding permukaan sungkup. Kondisi ini terus berlangsung sampai pada suatu nilai dimana dengan kenaikan temperatur ataupun fluks panas, justru koefisien perpindahan panas konveksinya mengalami penurunan. Fenomena ini disebut sebagai fluks panas kritis [2]. Kondisi ini dapat terjadi pada saat terjadi kecelakaan yang menimbulkan tekanan dan temperatur berlebih di dalam sistem sungkup, seperti kecelakaan akibat *LOCA (lost of cooling accidents)*.

Dalam hal nilai fluks panas kritis terlampaui, maka pendinginan permukaan dinding sungkup bagian luar

dengan udara yang bersirkulasi secara alamiah tidak lagi bekerja secara efektif. Oleh karena itu desain sistem keselamatan pendinginan sungkup pada reaktor AP1000 dilengkapi dengan sistem semprotan atau guyuran air. Pada bagian atas bangunan sungkup AP1000 terdapat tempat penampungan air pendingin yang dapat langsung bekerja apabila fluks panas kritis terlampaui.

Penelitian untuk menentukan nilai fluks panas kritis pada sistem pendinginan sungkup reaktor AP1000 sangat penting dilakukan untuk memastikan sampai seberapa besar efektivitas maksimum pendinginan sungkup dengan udara yang bersirkulasi alamiah. Pada saat ini belum ada penelitian di Indonesia yang menelaah terjadinya fenomena fluks panas kritis pada sistem pendinginan sungkup dengan udara yang bersirkulasi alamiah. Dengan demikian penelitian ini menjadi penting untuk dilakukan.

Penelitian untuk mengetahui fenomena fluks panas kritis pada pendinginan sungkup AP1000 dengan udara yang bersirkulasi alamiah ini dilakukan secara eksperimental terhadap model sungkup AP1000 skala laboratorium dengan perbandingan 1:40. Faktor skala dimensi, kesebangunan, dan keserupaan

dirancang dengan perhitungan bilangan tak berdimensi. Proses perpindahan panas yang terjadi diasumsikan berlangsung secara homogen ke seluruh permukaan dinding sungkup, sehingga dilakukan pendekatan fluks panas konstan.

Adapun tujuan dilakukannya penelitian mengenai adanya fenomena fluks panas kritis pada pendinginan sungkup reaktor AP1000 dengan udara yang bersirkulasi alamiah diantaranya adalah:

- a. mengetahui karakteristik koefisien perpindahan panas konveksi sebagai fungsi fluks panas;
- b. mengetahui nilai fluks panas kritis sistem pendinginan sungkup reaktor AP1000 dengan udara yang bersirkulasi alamiah.

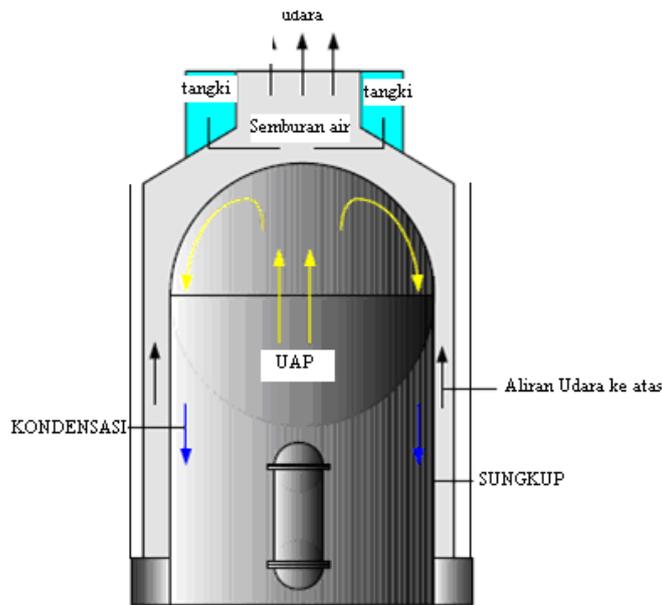
2. Metodologi

Penelitian mengenai fenomena terjadinya fluks panas kritis pada pendinginan model sungkup AP1000 dengan udara yang bersirkulasi alamiah ini dilakukan dengan pengoperasian model AP1000 pada kondisi *transient* maupun *steady state*. Parameter operasional yang diukur adalah temperatur pada permukaan dinding sungkup bagian luar dan pada permukaan dinding bafel dalam. Data temperatur tersebut selanjutnya diolah

untuk mengetahui koefisien konveksi lokal maupun merata. Dengan membuat kurva koefisien konveksi sebagai fungsi fluks panas pengoperasian akan diketahui fluks panas kritis yang dimaksud.

Sistem pendinginan permukaan sungkup reaktor AP1000 dengan udara yang bersirkulasi alamiah merupakan salah satu penerapan prinsip keselamatan pasif (*Passive Containment cooling System, PCCS*). *PCCS* terdiri atas tabung besi baja (*stainless steel*) yang mengungkung sistem pembangkitan uap nuklir (*nuclear steam supply system*) dan seluruh sistem injeksi keselamatan pasif yang lainnya [3].

Sungkup terlindung dalam struktur beton yang dipisahkan dengan saluran udara yang menghubungkan udara dingin dari lingkungan untuk berkontak langsung dengan permukaan dinding sungkup bagian luar. Di antara dinding sungkup dan dinding beton terdapat bafel untuk mengarahkan udara agar proses pendinginan dapat berlangsung lebih optimal. Sistem pendinginan sungkup secara pasif dengan aliran udara secara konveksi alamiah dapat dilihat pada Gambar 1.



Gambar 1. Sistem pendinginan pasif sungkup AP1000 [3]

Prinsip kerja sistem pendinginan tersebut memanfaatkan efek gaya apung yang terjadi pada permukaan sungkup yang mendapat fluks panas dari sistem pembangkitan uap nuklir (*Nuclear Steam Supply System, NSSS*). Molekul udara di sekitar permukaan sungkup akan mengalami kenaikan temperatur sekaligus penurunan densitas. Akibat pengaruh gaya gravitasi, maka molekul udara dengan densitas rendah akan bergerak ke bagian atas dan selanjutnya ruang kosong yang ditinggalkannya akan terisi molekul udara yang lebih berat. Dengan demikian berlangsunglah sirkulasi udara secara alamiah.

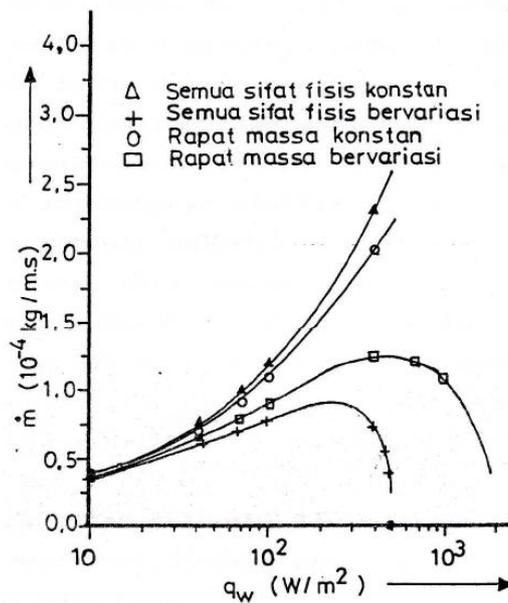
Udara segar dari luar sistem akan masuk melalui lubang masuk pada bagian atas bafel luar, kemudian turun

melalui saluran celah luar dan melewati lubang antar celah, naik melalui saluran celah dalam sambil mengambil panas pada permukaan sungkup, dan keluar melalui cerobong keluaran udara di bagian atas bangunan reaktor.

Saluran udara pendingin sebagaimana dimaksud di atas merupakan rangkaian saluran dengan dimensi dan geometri tertentu. Dengan demikian untuk pendinginan dengan fluida yang tak mampu mampat (*incompressible fluida*), akan dicapai suatu aliran massa fluida maksimum sesuai dengan kapasitas alir saluran fluida. Kondisi fluks panas yang berkesesuaian dengan terjadinya laju alir fluida maksimum inilah yang disebut sebagai fluks panas kritis [4].

Dalam penelitian terdahulu untuk sistem pendinginan pasif dengan udara yang bersirkulasi alamiah oleh Guo (1993) disimpulkan bahwa geometri dan fluks panas secara bersama-sama mempengaruhi karakteristik perpindahan panas konveksi pada permukaan panas yang diamati[4]. Untuk aliran alamiah akan

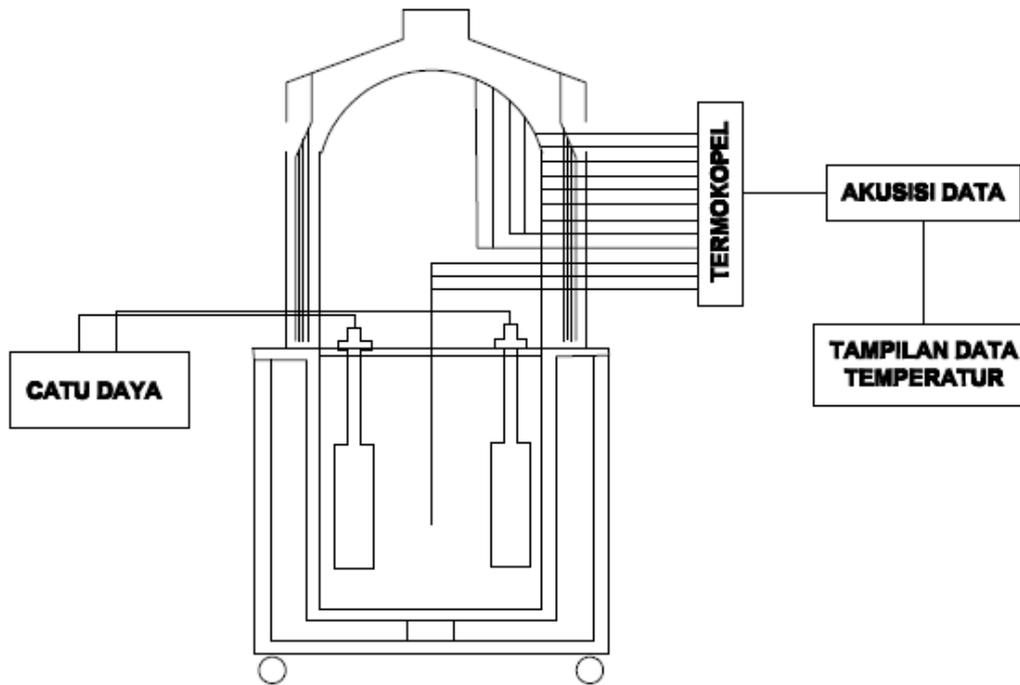
terjadi pada suatu fluks panas tertentu laju alir udara mencapai titik optimalnya. Apabila fluks panas terus dinaikkan, justru laju alir massa udara akan menurun. Posisi inilah yang didefinisikan oleh Guo sebagai fluks panas kritis. Fenomena tersebut diperlihatkan pada Gambar 2.



Gambar 2. Fenomena fluks panas kritis pada penelitian Guo [4]

Susunan perlengkapan dan peralatan model sungkup AP1000 yang dipergunakan untuk meneliti fenomena fluks panas kritis adalah sebagai berikut [2]: Model sungkup dibuat 1 : 40 terhadap model asli. Diameter sungkup 99 cm, tinggi silinder konsentris 78,6 cm, dan tinggi sektor ellips 28,7 cm. Sungkup, bejana air, dan bafel dalam

terbuat dari bahan Stainless Steel 304 dengan ketebalan 2 mm. Model sungkup dibuat 1 : 40 terhadap model asli. Diameter sungkup 99 cm, tinggi silinder konsentris 78,6 cm, dan tinggi sektor ellips 28,7 cm. Sungkup, bejana air, dan bafel dalam terbuat dari bahan Stainless Steel 304 dengan ketebalan 2 mm.



Gambar 3. Skema pengujian model sungkup AP1000

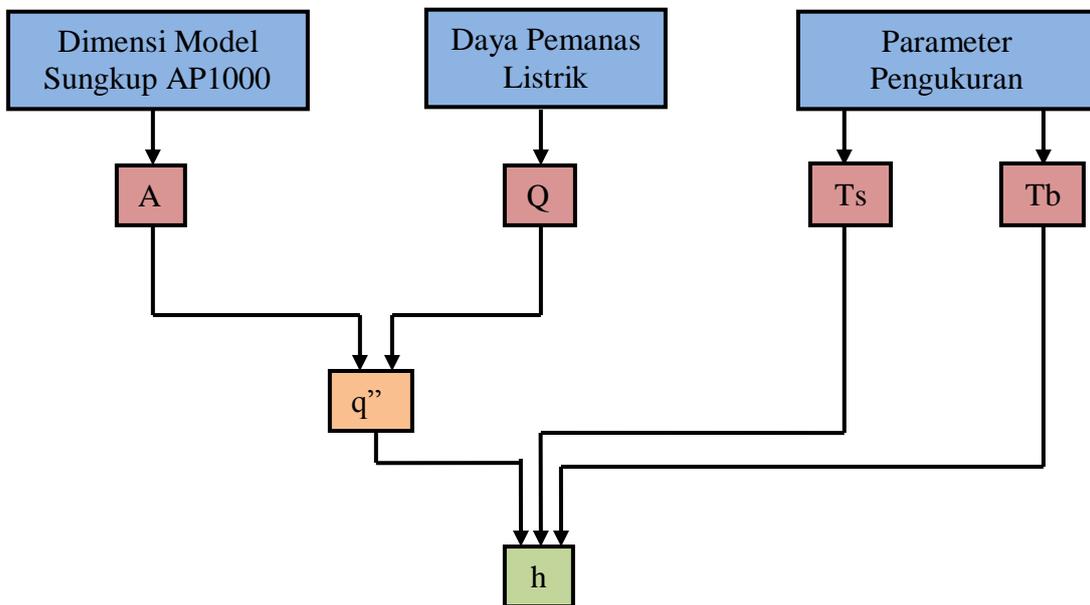
Termokopel untuk mengukur temperatur sungkup pada bagian silinder konsentris sejumlah 8 buah ditempatkan sepanjang dinding dari ujung bawah saluran udara dengan jarak antar termokopel 10,5 cm. Sedangkan termokopel untuk sektor ellips sebanyak 8 buah dipasang segaris dengan jarak antar termokopel 8 cm. Adapun langkah pengujian dan pengambilan data untuk mempelajari fenomena fluks panas kritis pada pendinginan model sungkup AP1000 adalah sebagai berikut [2]:

1. Siapkan peralatan dan perlengkapan percobaan sebagaimana skema pada Gambar 3;
2. Sambungkan termokopel ke sistem akuisisi data, masing-masing adalah sebagai berikut:
 - a. 15 titik pada dinding sungkup;
 - b. 8 titik pada dinding bafel;
 - c. 5 titik pengukuran uap air;
 - d. 4 titik pengukuran air;
 - e. 1 titik pada dinding bejana air;
3. Sambungkan termokopel pemantau temperatur permukaan dinding pemanas ke *datalogger*;
4. Masukkan air ke dalam bejana sebanyak kurang lebih 170 liter;
5. Periksa penunjukan level ketinggian air pada alat ukur;
6. Operasikan alat pengukur tekanan dalam sungkup;

7. Hidupkan sistem pencatu daya; W, 1500 W, 2000 W, 3000 W, 4000 W,
8. Jalankan pemanas untuk daya awal total sebesar 400 W; 5000 W dan 8000.
9. Lakukan pencatatan data setiap 5 detik hingga tercapai keadaan *steady state*;
10. Simpan data temperatur yang telah diperoleh dan matikan pemanas;

Setelah data temperatur operasional didapatkan, maka langkah-langkah perhitungan untuk mengetahui nilai koefisien perpindahan panas konveksi sebagai fungsi fluks panas pengoperasian dilakukan menurut skema sebagai berikut:

Ulangi percobaan untuk variasi daya pemanas sebesar 600 W, 800 W, 1000



Gambar 4. Skema perhitungan parameter operasional [2]

Keterangan:

- A : Luas permukaan sungkup (m^2);
- Q : Daya pemanas listrik (W);
- Ts : Temperatur permukaan sungkup($^{\circ}C$);
- Tb : Temperatur permukaan bafel dalam($^{\circ}C$);
- q'' : Fluks panas (W/m^2);
- h : Koefisien konveksi ($W/m^2.K$).

a. Perhitungan fluks panas

Untuk menentukan besaran fluks panas pada permukaan dinding luar sungkup pada setiap daya pengoperasian digunakan rumus berikut [5]:

$$q'' = \frac{Q}{A} \dots\dots\dots (1)$$

b. Perhitungan koefisien konveksi

Adapun nilai koefisien konveksi lokal dan rata-rata untuk setiap daya pengoperasian dihitung dengan persamaan berikut [5]:

$$h = \frac{q''}{(T_s - T_b)} \dots\dots\dots (2a)$$

$$\bar{h} = \frac{1}{L} \int_0^L h(x) dx \dots\dots\dots (2b)$$

Hasil perhitungan koefisien konveksi (h) dari tiap titik

pengukuran merupakan nilai koefisien konveksi lokal. Untuk mengetahui nilai koefisien konveksi rata-rata (\bar{h}) yang mewakili seluruh rentang panjang karakteristik yang diukur, maka nilai koefisien konveksi lokal sebagai fungsi posisi pengukuran (x) diintegrasikan sepanjang celah udara, kemudian dibagi dengan panjang total saluran udara.

3. Hasil Dan Pembahasan

Berdasarkan perhitungan sebagaimana ditunjukkan dalam persamaan (1) dan (2) akan didapatkan hasil perhitungan sebagaimana ditampilkan dalam Tabel 1 untuk masing-masing geometri silinder konsentris dan sektor ellips.

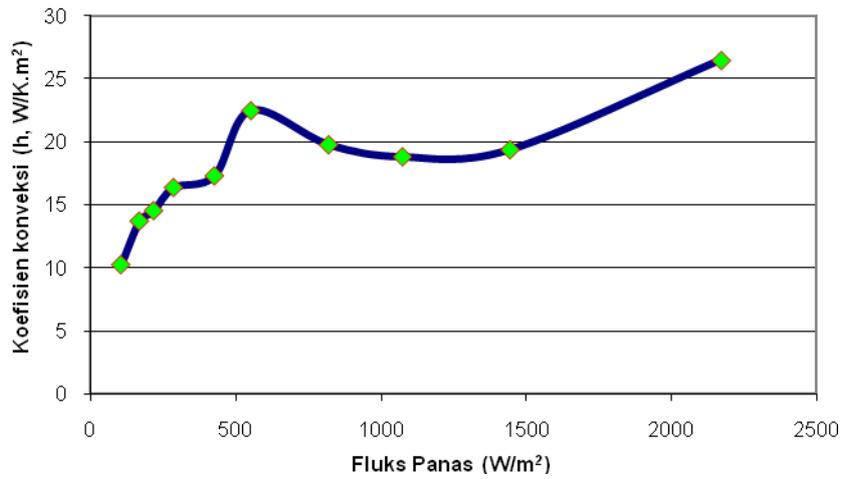
Tabel 1. Hasil perhitungan h rata-rata

Daya Operasional(W)	Fluks Panas (W/m ²)	h _{rata-rata} (W/m ² .K)	
		Bag Silinder	Bag Ellips
	106,12	134,80	10,22
390	169,36	158,50	13,68
620	218,54	65,65	14,52
800	287,26	49,92	16,37
1050	427,72	40,32	17,30
2010	553,47	53,37	22,49
2980	820,46	34,34	19,77
3900	1074,99	31,32	18,81

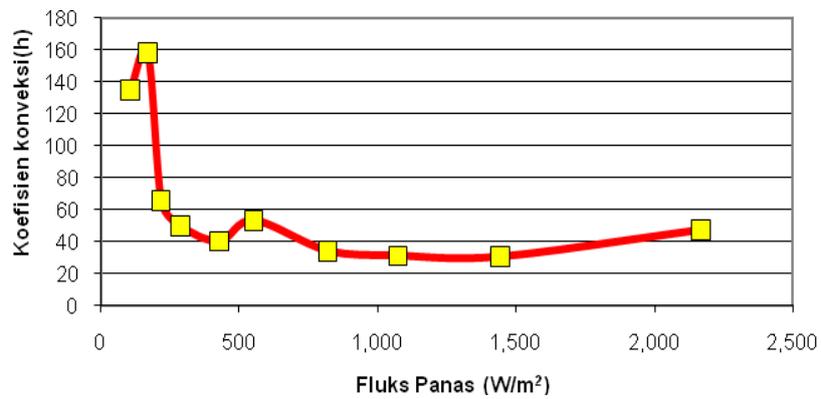
5230	1444,74	30,66	19,38
7830	2.170,81	47,40	26,48

Adapun grafik nilai koefisien konveksi rata-rata sebagai fungsi fluks panas pengoperasian untuk bagian silinder

konsentris dan sektor ellips dapat dilihat pada Gambar 5 dan 6.



Gambar 5. Nilai h rata-rata berbagai fluks panas pada bagian sektor ellips



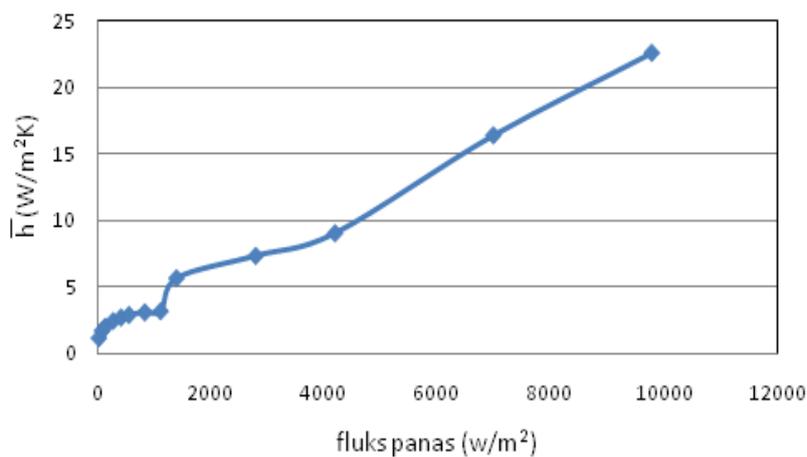
Gambar 6. Nilai h rata-rata berbagai fluks panas pada bagian silinder konsentris

Dengan melihat Gambar 5 dan 6, dapat diketahui bahwa kurva yang terbentuk antara nilai koefisien konveksi (h) rata-rata terhadap fluks panas memiliki puncak lokal pada nilai $553,52 \text{ W/m}^2$ atau setara dengan daya operasional 2010 W . Hal ini berlaku baik untuk geometri bagian silinder konsentris maupun sektor ellipsis.

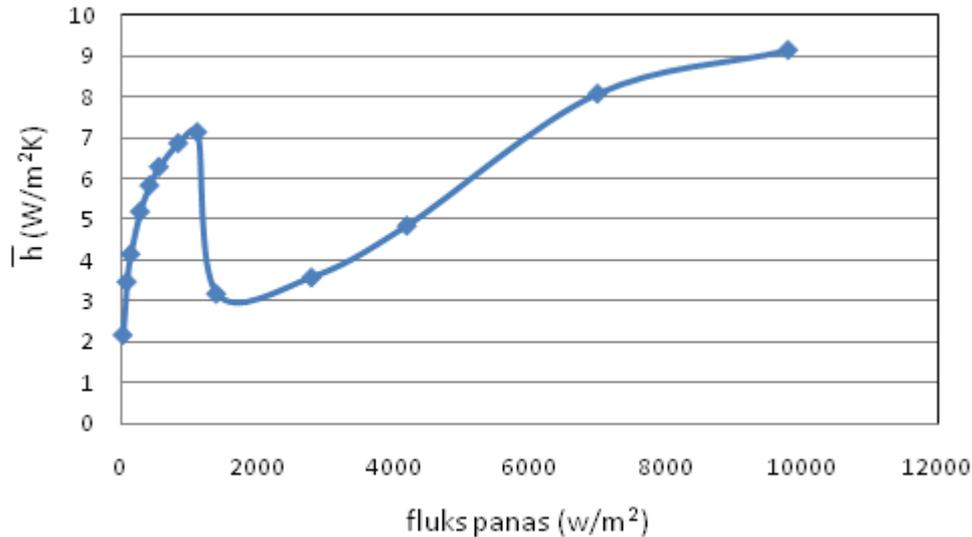
Pada operasional dengan daya rendah atau fluks panas kecil, untuk geometri bagian silinder konsentris dijumpai nilai h yang sangat besar bila dibandingkan pada operasional daya yang lebih besar. Hal ini disebabkan oleh perbedaan temperatur antara permukaan dinding luar sungkup dengan dinding bafel dalam yang sangat kecil. Karena nilainya lebih kecil dari 1 bahkan mendekati nol, maka harga

penyebut dalam Persamaan 2a menjadi sangat kecil. Hal ini menyebabkan hasil bagi antara fluks panas pengoperasian dengan perbedaan temperatur sungkup dan bafel menjadi sangat besar. Dengan demikian puncak ini tidak dapat disebut sebagai nilai fluks panas kritis.

Hasil perhitungan yang didapatkan dari penelitian eksperimental ternyata berbeda dengan hasil perhitungan yang dilakukan secara simulasi dengan program FLUENT yang pernah dilakukan [6]. Adapun hasil perhitungan simulasi terhadap fluks panas kritis yang dimaksud adalah sebagaimana ditampilkan pada Gambar 7 dan 8.



Gambar 7. Nilai h rata-rata berbagai fluks panas untuk bagian sektor ellipsis hasil perhitungan simulasi [6]



Gambar 8. Nilai \bar{h} rata-rata berbagai fluks panas untuk bagian silinder konsentris hasil perhitungan simulasi [6]

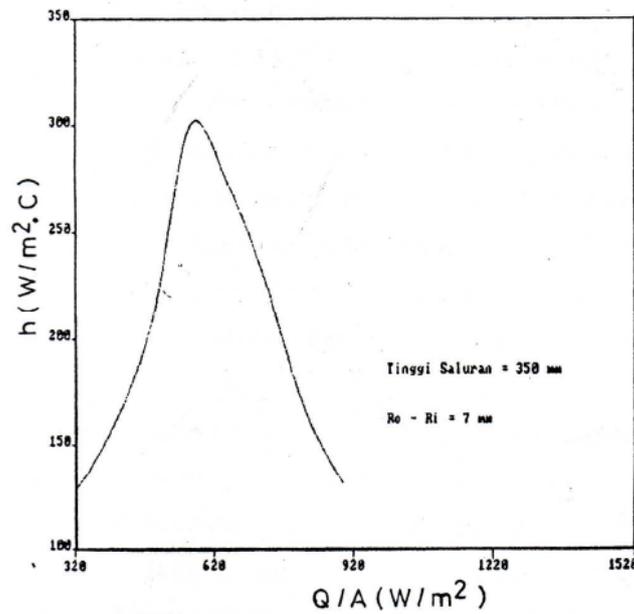
Dalam Gambar 7 dapat dilihat bahwa fluks panas kritis untuk bagian sektor ellips pada pendinginan model sungkup AP1000 dengan udara yang bersirkulasi secara alamiah terjadi pada fluks $838,69 \text{ W/m}^2$ atau pada daya operasional sebesar 3000 W . Adapun Gambar 8 memperlihatkan bahwa untuk bagian silinder konsentris fluks panas kritis dicapai pada fluks panas $1118,26 \text{ W/m}^2$ atau setara dengan daya operasional sebesar 4000 W [6].

Terjadinya perbedaan antara hasil penelitian eksperimental dan simulasi tersebut di atas disebabkan perbedaan titik referensi dalam pengukuran temperatur untuk perhitungan nilai koefisien konveksi (h). Dalam penelitian eksperimental,

titik pengukuran yang menjadi acuan adalah permukaan dinding sungkup bagian luar dan dinding bafel bagian dalam untuk bagian silinder konsentris, serta antara permukaan dinding sungkup bagian luar dan temperatur udara bebas di luar keluaran cerobong udara untuk bagian sektor ellips. Sedangkan dalam penelitian simulasi, titik acuan pengukuran temperatur adalah permukaan dinding sungkup bagian luar dan temperatur udara bebas di luar cerobong keluaran, baik untuk bagian silinder konsentris maupun sektor ellips.

Kemungkinan lain, perbedaan tersebut juga dapat disebabkan oleh kurang-tepatan penentuan geometri pada saat proses meshing dalam program GAMBIT sebelum diekspor ke

aplikasi pengolahan FLUENT. Dengan demikian nilai fluks panas kritis hasil



Gambar 9. Fluks panas kritis dalam penelitian APWR [7]

penelitian eksperimental dan simulasi sebagaimana dimaksud di atas tidak dapat saling diperbandingkan satu sama lain.

Nilai fluks panas kritis yang dihasilkan dari penelitian eksperimental ini justru memiliki kesesuaian dengan hasil studi ekperimental untuk model sungkup APWR yang pernah dilakukan Umar[7], dimana diperoleh nilai fluks panas kritis sebesar 620 W/m² sebagaimana ditampilkan pada Gambar 9.

Dengan demikian pemodelan dalam penelitian ini, yang dilakukan dengan uji similaritas terhadap bilangan tak berdimensi (Gr*) dengan mengacu ke model sungkup APWR memiliki kesesuaian, terutama karena lebar celah hampir sama (7 mm dan 1 cm).

Guo mendefinisikan fluks panas kritis sebagai kondisi penurunan laju massa fluida pendingin pada saat peningkatan fluks panas terjadi. Adapun Umar mengistilahkan fluks panas kritis sebagai kondisi dimana koefisien panas menurun pada saat fluks panas terus mningkat. Korelasi diantara keduanya adalah bahwa perpindahan panas konveksi sangat dipengaruhi oleh laju aliran fluida pendingin di permukaan bidang panas. Apabila laju aliran fluida tinggi, berarti laju aliran massa juga tinggi, maka panas yang diambil semakin banyak.

Pada proses konveksi pada celah udara yang tertutup sebagaimana pada permukaan sungkup, ukuran dan dimensi

celah udara yang sudah tertentu tidak akan dapat menambah terus laju fluida yang mengalir. Pada suatu saat akan dicapai kondisi laju udara maksimum, saat inilah nilai h akan juga akan konstan. Keadaan ini merupakan kondisi jenuh dimana aliran udara menjadi lambat sehingga laju alir massa menurun, dan karena molekul udara tidak berganti maka kemampuan mengambil panasnyapun akan menurun. Hal ini ditandai dengan penurunan nilai h . Sementara fluks panas terus dialirkan ke permukaan sungkup, akibatnya fluks panas meningkat justru koefisien konveksi kemudian menurun.

4. Kesimpulan

Dari penelitian eksperimental untuk meneliti fenomena fluks panas kritis pada pendinginan model sungkup AP1000 dengan udara yang bersirkulasi alamiah ini, dapat diambil kesimpulan sebagai berikut:

1. Proses pengambilan panas melalui suatu saluran fluida yang tertutup hanya optimal sampai batas dicapainya fluks panas kritis;
2. Nilai fluks panas kritis sangat dipengaruhi geometri media perpindahan panas yang dilalui, serta penentuan titik pengukuran yang diacu;
3. Untuk bagian silinder konsentris maupun sektor ellips nilai fluks panas kritis dicapai pada daya 2010 setara fluks panas $553,52 \text{ W/m}^2$;
4. Nilai fluks panas kritis dapat dijadikan acuan untuk pengoperasian metode pendinginan permukaan sungkup yang lain, seperti semprotan air, sehingga batasan keselamatan operasional masih dapat dicapai.

5. Daftar Pustaka

1. Anonim, *Ready to Meet Tomorrow's Power Generation Requirements Today AP1000*, Westinghouse, 2007;
2. Hermawan, N.T.E., Studi Eksperimental Pengaruh Lebar Celah terhadap Karakteristik Perpindahan Panas Model Asungkup AP1000, Tesis Program Magister Ilmu dan Rekayasa Nuklir, FTMD – ITB, Bandung, 2011;
3. Cummins, W.E., Corletti, M.M., dan Schulz, T.L., Westinghouse AP1000 Advanced Passive Plant, *Proceedings of ICAPP '03*, Cordoba, Spain, 4-7 Mei 2003, Paper 3235;
4. Guo, Z.Y., Thermal Drag and Critical Heat Flux to Natural Convection of Air in Vertical Parallel Plates, *Journal of Heat Transfer*, Vol. 115, 124-129, 1993;

5. Holman, J.P dan Jasiti, E., *Perpindahan Kalor*, Edisi ke-6, Penerbit Erlangga, Jakarta, 1995;
6. Anggraini, D., Analisis Numerik Karakteristik Sistem Pendinginan Sungkup Pasif dengan Udara pada Model Reaktor AP1000, Skripsi Program Studi Teknik Mesin, Institut Teknologi Bandung, 2010;
7. Umar, E., Studi Karakteristik Sistem Pendinginan pada Model Sungkup APWR, Tesis Program Magister Ilmu dan Rekayasa Nuklir, Institut Teknologi Bandung, 1993;

KAJIAN AWAL PERBANDINGAN KONVENSI TERORISME NUKLIR DENGAN KONVENSI PROTEKSI FISIK BAHAN NUKLIR DAN PERUBAHAN KONVENSI PROTEKSI FISIK BAHAN NUKLIR

Midiana Ariethia, Muhamad Ilman A.A. dan Mas Pungky Hendrawijaya
Badan Pengawas Tenaga Nuklir

ABSTRAK

KAJIAN AWAL PERBANDINGAN KONVENSI TERORISME NUKLIR DENGAN KONVENSI PROTEKSI FISIK BAHAN NUKLIR DAN PERUBAHAN KONVENSI PROTEKSI FISIK BAHAN NUKLIR. Semakin meluasnya aksi terorisme di seluruh dunia dalam segala bentuk dan manifestasinya mengakibatkan adanya kebutuhan mendesak untuk meningkatkan kerja sama internasional antar negara dalam merancang dan mengikuti langkah-langkah praktis dan efektif untuk mencegah tindakan terorisme dan juga untuk penindakan dan penghukuman pelaku-pelakunya. Beberapa resolusi Dewan Keamanan PBB, yaitu Resolusi Dewan Keamanan PBB Nomor 1373 (2001), dan Resolusi Dewan Keamanan PBB Nomor 1540 (2005), serta desakan dari Nuclear Security Summit pada tahun 2010 agar negara-negara anggota IAEA segera meratifikasi konvensi-konvensi nuklir, mengakibatkan pemerintah RI berencana untuk meratifikasi The International Convention for The Supression of Acts of Nuclear Terrorism (Nuclear Terrorism Convention). Nuclear Terrorism Convention adalah salah satu dari 16 (enam belas) instrumen internasional yang diwajibkan untuk diratifikasi oleh negara-negara anggota PBB. Dari 16 (enam belas) instrumen internasional tersebut, ada 3 (tiga) Konvensi terkait nuklir yaitu Convention on the Physical Protection of Nuclear Material, Amendment to the Convention on the Physical Protection of Nuclear Material, dan Nuclear Terrorism Convention. Dalam makalah ini disajikan hasil Kajian Awal Perbandingan Konvensi Terorisme Nuklir dengan Konvensi Proteksi Fisik Bahan Nuklir dan Perubahan Konvensi Proteksi Fisik Bahan Nuklir. Kajian ini penting mengingat keinginan Pemerintah RI untuk meratifikasi Konvensi Terorisme Nuklir. Hasil dari kajian ini dapat digunakan sebagai dasar untuk membuat Naskah Akademik yang diperlukan bagi BAPETEN dalam proses ratifikasi Konvensi Terorisme Nuklir. Metode yang digunakan dalam kajian ini adalah metode kajian referensi.

Kata Kunci: ratifikasi konvensi, terorisme, proteksi fisik, keamanan.

ABSTRACT

PRELIMINARY ASSESSMENT ON THE DIFFERENCES OF NUCLEAR TERRORISM CONVENTION FROM THE CONVENTION ON THE PHYSICAL PROTECTION OF NUCLEAR MATERIAL AND AMENDMENT TO THE CONVENTION ON THE PHYSICAL PROTECTION OF NUCLEAR MATERIAL. *The threat of acts of nuclear terrorism in all its forms and manifestations create the urgent need to enhance international cooperation between countries in designing and following practical and effective measures for the prevention of acts of terrorism and to counter and punish its offenders. Several United Nations Security Council Resolutions, such as UNSCR Number 1373 (2001), and UNSCR Number 1540 (2005), and the result of Nuclear Security Summit in 2010 that encourage the member countries of IAEA to ratify nuclear conventions as soon as possible, are the reasons that the Indonesian Government planning on ratifying The International Convention for The Supression of Acts of Nuclear Terrorism (Nuclear Terrorism Convention). Nuclear Terrorism Convention is one of the 16 (sixteen)*

international instruments that must be ratified by the member countries of IAEA. Of the 16 (sixteen) international instruments, 3 (three) conventions are related to nuclear; Convention on the Physical Protection of Nuclear Material, Amendment to the Convention on the Physical Protection of Nuclear Material, dan Nuclear Terrorism Convention. This paper presents the preliminary assessment on the differences of Nuclear Terrorism Convention to The Convention on The Physical Protection of Nuclear Material and Amendment to The Convention on The Physical Protection of Nuclear Material. This assessment is important due to the plan of the Indonesian Government to ratify the Nuclear Terrorism Convention. The result of this assessment could be used by BAPETEN in the ratification process of the Nuclear Terrorism Convention. The method used in this assessment is references assessment.

Keyword: conention ratification, Terrorism, physical protection, security

1. Pendahuluan

1.1. Latar Belakang

Teror, teroris dan terorisme adalah tiga istilah yang kerap dikaitkan dengan berbagai upaya pemboman dan upaya lainnya yang mengganggu ketertiban dan keamanan masyarakat. Secara tata bahasa, “teror” artinya adalah usaha menciptakan ketakutan, kengerian atau kekejaman oleh seseorang atau golongan. “teroris” adalah orang yang menggunakan kekerasan untuk menimbulkan rasa takut. Sedangkan istilah “terorisme” itu sendiri mengandung arti penggunaan kekerasan untuk menimbulkan ketakutan dalam usaha mencapai suatu tujuan.[1] Ironisnya, istilah “terorisme” justru sulit untuk didefinisikan, sehingga sampai saat ini, istilah “terorisme” itu sendiri belum terdapat definisi yang jelas dan objektif yang disepakati, baik secara nasional maupun internasional.[1] Besarnya

ancaman dalam hal terorisme yang mengakibatkan kerugian harta benda, ketakutan masyarakat, hingga hilangnya nyawa, mengakibatkan dunia internasional melakukan upaya-upaya untuk memberantas terorisme. Salah satu upaya tersebut adalah dengan merumuskan berbagai konvensi terkait terorisme.

Dalam hukum internasional, terdapat beberapa hal yang menjadi sumber hukum. Statuta Mahkamah Internasional menetapkan 4 (empat) sumber hukum internasional dalam rumusan salah satu pasalnya, yaitu dalam Pasal 38 paragraf 1. Berdasarkan ketentuan Pasal 38 paragraf 1 tersebut, sumber hukum internasional terdiri dari: Pertama, konvensi internasional, yaitu proses penetapan suatu ketentuan menjadi hukum internasional yang berlaku umum. Kedua, kebiasaan internasional, yakni bukti praktik umum yang diterima

sebagai hukum. Ketiga, prinsip-prinsip umum hukum yang diakui oleh bangsa-bangsa beradab. Keempat, putusan pengadilan dan ajaran para ahli hukum dari berbagai bangsa sebagai sarana pelengkap untuk menetapkan ketentuan-ketentuan hukum.[3] Dalam hirarki sumber hukum internasional, konvensi internasional menempati tingkatan teratas, disusul dengan kebiasaan internasional.[3] Rumusan tersebut mengindikasikan pentingnya suatu konvensi di dalam pergaulan internasional. Konvensi merupakan salah satu sumber untuk masyarakat internasional menemukan hukum internasional. Salah satu cara agar suatu negara dapat mengikat diri dengan suatu konvensi adalah melalui proses ratifikasi. Secara teori, ratifikasi adalah persetujuan oleh kepala negara atau kepala pemerintahan dari negara penandatanganan yang dibubuhkan pada traktat itu oleh wakil-wakil yang berkuasa penuh yang telah diangkat sebagaimana mestinya.[4] Dalam praktek modern, ratifikasi lebih penting dari sekedar konfirmasi saja, ratifikasi dianggap pernyataan resmi oleh suatu negara tentang persetujuannya untuk terikat oleh traktat (perjanjian internasional). Tidak ada kewajiban untuk suatu negara meratifikasi suatu

traktat. Wewenang untuk menolak ratifikasi dianggap melekat pada kedaulatan negara dan karena itu menurut hukum internasional tidak ada kewajiban hukum maupun kewajiban moral untuk meratifikasi suatu traktat.

Namun, lain halnya dalam konvensi-konvensi terkait terorisme. Berdasarkan Resolusi Dewan Keamanan Perserikatan Bangsa-Bangsa Nomor 1373 (2001) yaitu mengenai *Threats to International Peace and Security*, seluruh negara anggota PBB diminta untuk menjadi negara pihak sesegera mungkin terhadap seluruh konvensi dan protokol internasional terkait terorisme. Resolusi Dewan Keamanan PBB ini merupakan resolusi yang *legally binding* karena memasukkan Pasal VII Piagam Perserikatan Bangsa-Bangsa tentang *Action With Respect To Threats To The Peace, Breaches Of The Peace, And Acts Of Aggression* di dalam rumusannya. Sebagai konsekuensinya, Pemerintah RI meskipun tidak memiliki kewajiban untuk meratifikasi Konvensi Terorisme Nuklir, sebagai salah satu anggota PBB memiliki kewajiban untuk mentaati keputusan dalam Resolusi Dewan Keamanan PBB tersebut.

Konvensi Terorisme Nuklir diadopsi pada Sidang Umum PBB tanggal 13 April 2005 dan mulai berlaku sejak 7 Juli 2007. Konvensi ini merupakan 1 (satu)

dari 16 (enam belas) instrumen internasional terkait terorisme yang dipilih oleh *United Nations Office on Drugs and Crime* (UNODC) berdasarkan Resolusi Majelis Umum PBB No. 51/210 pada tanggal 17 Desember 1996 dan Resolusi Majelis Umum PBB No. 61/40 tanggal 18 Desember 2006.

Selain Konvensi Terorisme Nuklir, terdapat 2 (dua) konvensi lain terkait nuklir yang termasuk dalam 16 (enam belas) instrumen internasional tersebut, yaitu Konvensi Proteksi Fisik Bahan Nuklir, dan Perubahan Konvensi Proteksi Fisik Bahan Nuklir. Konvensi Proteksi Fisik Bahan Nuklir telah diratifikasi oleh Pemerintah Republik Indonesia dengan Keppres No. 49 Tahun 1986, sedangkan Perubahan Konvensi Proteksi Fisik Bahan Nuklir dengan Perpres No. 46 Tahun 2009.

Dalam rumusannya, terdapat perbedaan definisi dan ruang lingkup antara Konvensi Terorisme Nuklir dengan Konvensi Proteksi Fisik Bahan Nuklir dan Perubahan Konvensi Proteksi Fisik Bahan Nuklir. Tulisan ini akan mencoba mengidentifikasi sejauh mana perbedaan diantara kedua konvensi tersebut, dan dampak yang timbul apabila kedua konvensi tersebut diratifikasi.

1.2. Tujuan

Tujuan dari penulisan makalah ini adalah :

- mengidentifikasi sejauh mana perbedaan dan ketidakharmonisan diantara kedua konvensi tersebut dan dampak yang ditimbulkan dari perbedaan tersebut;
- sebagai kajian awal untuk membuat Naskah Akademik yang diperlukan bagi BAPETEN dalam proses ratifikasi.

2. Pembahasan

Konvensi proteksi fisik bahan nuklir pada mulanya ditujukan untuk melindungi bahan nuklir dari pencurian/pemindahan secara tidak sah dari suatu fasilitas nuklir ataupun pada saat transportasi bahan nuklir. Konvensi ini hanya mencakup bahan nuklir dan tidak mencakup ketentuan perlindungan terhadap fasilitas nuklir.

Perubahan Konvensi Proteksi Bahan Nuklir pada dasarnya dirumuskan untuk memperluas ruang lingkup Konvensi Proteksi Fisik Bahan Nuklir, sehingga mencakup juga proteksi fisik dalam hal sabotase terhadap fasilitas nuklir. Perubahan ini mewajibkan negara pihak konvensi untuk membuat, menerapkan dan menjaga suatu rezim proteksi fisik. Salah satu cara menerapkan rezim

proteksi fisik tersebut adalah dengan menyusun dan mempertahankan suatu kerangka peraturan perundang-undangan dan pengaturan untuk mengatur proteksi fisik. Hal ini sejalan dengan Konvensi Terorisme Nuklir yang dalam rumusan pasalnya mewajibkan negara pihaknya untuk merumuskan perbuatan kriminal berdasarkan konvensi dalam hukum nasional masing-masing negara pihak dan ancaman hukuman pidana untuk tiap perbuatan kriminal tersebut.

Persamaan lainnya dari instrumen-instrumen internasional terkait keamanan nuklir ini, adalah saling bekerja sama dan memberi bantuan dalam hal keamanan nuklir, saling berbagi informasi terkait dan menjaga informasi yang sensitif.[4]

Ketentuan mengenai saling bekerja sama dan memberi bantuan ini terutama terlihat dalam hal ekstradisi dan *Mutual Legal Assistance (MLA)*, yang diatur dalam Perubahan Konvensi Proteksi Bahan Nuklir dan Konvensi Terorisme Nuklir. Ketentuan mengenai ekstradisi, terutama sekali berkaitan dengan prinsip hukum pidana internasional sebagaimana dirumuskan dalam Pasal 13 Konvensi Terorisme Nuklir, yaitu *aut dedere, aut judicare (to extradite or to prosecute)*. Asas ini berarti bahwa setiap negara berkewajiban menuntut dan mengadili pelaku kejahatan internasional serta

berkewajiban melakukan kerja sama dengan negara lain dalam rangka menahan, menuntut, dan mengadili pelaku kejahatan internasional.[3] Jika ternyata negara tersebut tidak akan menuntut atau mengadili pelaku kejahatan internasional, maka negara tersebut berkewajiban melakukan penahanan untuk kemudian mengekstradisi pelaku tersebut ke negara yang memiliki yurisdiksi, yang meminta pelaku sehingga pelaku kemudian dapat dituntut dan diadili.

Namun, meskipun kedua konvensi tersebut sama-sama berada dalam kerangka keamanan nuklir, dalam kenyataannya kedua konvensi tersebut memiliki beberapa perbedaan. Perbedaan tersebut terlihat dari definisi maupun batang tubuh kedua konvensi.

2.1. Perbedaan antara Konvensi Terorisme Nuklir dengan Konvensi Proteksi Fisik Bahan Nuklir dan Perubahan Konvensi Proteksi Bahan Nuklir

Pada dasarnya, terdapat beberapa perbedaan antara Konvensi Terorisme Nuklir dengan Konvensi Proteksi Fisik Bahan Nuklir dan Perubahan Konvensi Proteksi Bahan Nuklir, yaitu dalam hal obyek pengaturan, ruang lingkup,

yurisdiksi negara pihak, dan kerja sama internasional.

2.1.1. Obyek Pengaturan

2.1.1.1. Zat Radioaktif dan Bahan Nuklir

Konvensi Terorisme Nuklir mendefinisikan "zat radioaktif", hal ini berbeda dengan Konvensi Proteksi Fisik Bahan Nuklir yang hanya memberikan definisi "bahan nuklir". Perbedaan ini sangat penting, karena definisi "zat radioaktif" dalam Konvensi Terorisme Nuklir mencakup juga zat radioaktif yang karena sifat fisil atau radiologiknya dapat menyebabkan kematian, luka tubuh serius, atau kerusakan parah pada harta benda atau lingkungan hidup. Mayoritas instrumen internasional dalam hal keamanan nuklir membatasi lingkup mereka pada bahan nuklir dan senjata nuklir.[4] Dengan demikian, Konvensi Terorisme Nuklir telah memperluas lingkup pengaturannya dengan merumuskan bahwa definisi "zat radioaktif" meliputi juga "zat radioaktif" yang dapat digunakan dalam hal *Radiological Dispersal Devices (RDDs)*. Konvensi Terorisme Nuklir juga mendefinisikan "zat radioaktif" sebagai "zat radioaktif lainnya yang mengandung nuklida yang secara spontan mengalami peluruhan (suatu proses yang disertai

pancaran satu atau lebih jenis radiasi pengion, seperti partikel alpha, beta, neutron, dan sinar gamma)" yang juga tidak dirumuskan dalam Konvensi Proteksi Fisik Bahan Nuklir.

2.1.1.2. Fasilitas Nuklir

Definisi "Fasilitas Nuklir" sangat berbeda dalam kedua konvensi. Perubahan Konvensi Proteksi Fisik Bahan Nuklir mendefinisikannya sebagai "fasilitas (termasuk bangunan dan peralatan terkait) tempat bahan nuklir diproduksi, diproses, digunakan, ditangani, disimpan atau dibuang, apabila kerusakan atau gangguan terhadap fasilitas tersebut dapat berakibat pada lepasan sejumlah besar radiasi atau bahan radioaktif". Sedangkan Konvensi Terorisme Nuklir mendefinisikan fasilitas nuklir sebagai:

- (a) setiap reaktor nuklir, termasuk reaktor-reaktor yang **dipasang pada kapal laut, kendaraan, pesawat udara atau benda-benda luar angkasa** untuk digunakan sebagai sumber energi agar dapat menggerakkan kapal laut, kendaraan, pesawat udara atau benda-benda luar angkasa tersebut atau untuk maksud lainnya; dan
- (b) setiap instalasi atau alat angkut yang digunakan untuk **produksi,**

penyimpanan, pemrosesan atau pengangkutan zat radioaktif.

Dalam hal perbedaan definisi fasilitas nuklir di kedua konvensi ini, terdapat 2 (dua) istilah terkait fasilitas nuklir, yaitu istilah "Sabotase" dan "Perusakan Fasilitas Nuklir" yang memiliki pengertian tidak jauh berbeda satu sama lain. "Sabotase" menurut Pasal 1 ayat (1) e Perubahan Konvensi Proteksi Fisik Bahan Nuklir adalah "Setiap perbuatan disengaja terhadap fasilitas nuklir atau bahan nuklir dalam penggunaan, penyimpanan atau pengangkutan yang dapat secara langsung atau tidak langsung membahayakan kesehatan dan keselamatan petugas, publik ataupun lingkungan hidup akibat paparan radiasi atau lepasan zat radioaktif". Sedangkan dalam Pasal 2 ayat (1) b Konvensi Terorisme Nuklir, terdapat rumusan istilah "perusakan fasilitas nuklir" yaitu dalam ketentuan "penggunaan zat radioaktif atau alat dalam berbagai cara, atau penggunaan atau perusakan fasilitas nuklir dalam suatu pola pelepasan atau resiko pelepasan zat radioaktif" yang wajib dianggap kejahatan oleh negara pihak konvensi.

2.1.1.3. Alat

Yang dimaksud dengan "alat" dalam Konvensi Terorisme Nuklir adalah:

- a. setiap alat yang dapat menyebabkan ledakan nuklir, atau
- b. setiap alat pemancar radiasi atau sebaran zat radioaktif, yang karena sifat radiologiknya dapat menyebabkan kematian, luka tubuh serius, atau kerusakan parah pada harta benda atau lingkungan hidup.

Pengaturan mengenai "alat" tidak terdapat dalam Perubahan Konvensi Proteksi Fisik Bahan Nuklir yang memang hanya mengatur bahan nuklir dan fasilitas nuklir. Yang termasuk kategori alat yang dapat menyebabkan ledakan nuklir seperti *Nuclear Explosive Device* (NED) dan RDDs. NED yaitu alat/senjata yang energinya bersumber dari reaksi nuklir, contohnya yaitu senjata nuklir (*Nuclear Weapon*) atau bom nuklir untuk peperangan atau peledak untuk propulsi pesawat luar angkasa. Sedangkan RDDs adalah senjata yang di desain untuk menyebarkan zat radioaktif dengan tujuan untuk membunuh atau menghancurkan dan dapat mengkontaminasi radioaktif ke manusia dan lingkungan.

2.1.2. Ruang Lingkup

Perbedaan dalam hal obyek pengaturan, mengakibatkan ruang lingkup pengaturan yang juga berbeda di antara kedua konvensi. Hal ini antara lain terlihat dari rumusan ketentuan mengenai kejahatan

dalam hal “alat” yang terdapat dalam Konvensi Terorisme Nuklir, tidak terdapat dalam Konvensi Proteksi Fisik Bahan Nuklir dan Perubahan Konvensi Proteksi Fisik Bahan Nuklir. Kemudian terdapat pula perluasan obyek pengaturan dari “bahan nuklir untuk tujuan damai” yang tercantum dalam Perubahan Konvensi Proteksi Fisik Bahan Nuklir dalam rumusan “maksud-maksud Konvensi ini adalah untuk mencapai dan mempertahankan proteksi fisik yang efektif di seluruh dunia terhadap bahan nuklir yang digunakan untuk maksud-maksud damai dan fasilitas nuklir yang digunakan untuk maksud-maksud damai”, menjadi “zat radioaktif” yang juga dapat digunakan untuk *Radiological Dispersal Devices (RDDs)* dalam Konvensi Terorisme Nuklir. Terdapat juga perluasan penggunaan istilah “tindakan yang menyebabkan atau mungkin menyebabkan kematian, luka atau kerusakan” dalam Konvensi Proteksi Fisik Bahan Nuklir dan Perubahan Konvensi Proteksi Bahan Nuklir, menjadi “dengan niat menyebabkan kematian, luka atau kerusakan” dalam Konvensi Terorisme Nuklir. Istilah “niat” dalam Konvensi Proteksi Fisik Bahan Nuklir dan Perubahan Konvensi Proteksi Bahan Nuklir baru terlihat dalam Pasal 7 ayat (1) k (ii), yaitu dalam hal “tindakan

berkontribusi atas kejahatan oleh sekelompok orang”. Namun, ada pula rumusan dalam Perubahan Konvensi Proteksi Fisik Bahan Nuklir yang tidak terdapat dalam Konvensi Terorisme Nuklir yaitu “tindakan mengganggu operasi fasilitas nuklir” yang juga wajib dianggap sebagai suatu kejahatan, sebagaimana dirumuskan dalam Pasal 7 ayat (1) huruf e Perubahan Konvensi Proteksi Fisik Bahan Nuklir.

2.1.3. Yurisdiksi Negara Pihak

Konvensi Terorisme Nuklir dalam Pasal 9 ayat (1), mewajibkan negara pihak peserta konvensi untuk mengambil upaya-upaya jika dianggap penting, untuk menetapkan yurisdiksinya dalam hal-hal tertentu, yaitu apabila kejahatan dilakukan di wilayah negara tersebut atau dilakukan di atas kapal laut yang berbendera negara dimaksud atau di pesawat terbang yang terdaftar menurut hukum negara dimaksud pada saat kejahatan dilakukan, dan apabila dilakukan oleh warga negara di negara tersebut. Kemudian konvensi ini juga memperbolehkan suatu negara untuk menetapkan yurisdiksinya apabila dilakukan terhadap warga negara dari negara dimaksud, dilakukan terhadap suatu fasilitas negara atau pemerintah di luar negeri (termasuk kedutaan atau

tempat diplomatik atau konsular negara dimaksud), dilakukan oleh orang yang tidak memiliki kewarganegaraan yang tempat tinggalnya berada di negara tersebut, dilakukan dalam upaya untuk memaksa negara dimaksud melakukan atau tidak melakukan suatu tindakan, dilakukan di atas pesawat terbang yang dioperasikan oleh Pemerintah Negara dimaksud. Kemudian negara pihak juga wajib menetapkan yurisdiksinya apabila pelaku kejahatan ada di wilayah negara dimaksud sedangkan negara dimaksud tidak ingin mengekstradisi pelaku tersebut.

Sedangkan Pasal 11 Konvensi Proteksi Fisik Bahan Nuklir hanya mewajibkan negara pihaknya untuk mengambil upaya-upaya jika dianggap penting untuk menetapkan yurisdiksinya, apabila kejahatan dilakukan di wilayah negara dimaksud atau di atas kapal atau pesawat terbang yang terdaftar di negara dimaksud, pelaku kejahatan adalah warga negara di negara tersebut, juga apabila pelaku kejahatan ada di wilayah negara dimaksud sedangkan negara dimaksud tidak ingin mengekstradisi pelaku tersebut. Sebagai tambahan, Konvensi Proteksi Fisik Bahan Nuklir juga memperbolehkan negara anggotanya untuk menetapkan yurisdiksinya apabila dalam kejahatan terkait pengangkutan

nuklir internasional, negara dimaksud adalah negara pengekspor atau negara pengimpor.

2.1.4. Kerja Sama Internasional

Konvensi Terorisme Nuklir mewajibkan negara pihaknya untuk bekerja sama antara lain dengan mengambil langkah-langkah praktis, termasuk menyesuaikan hukum nasional para negara pihak untuk mencegah dan menangkal kejahatan yang diatur dalam konvensi, juga melarang kegiatan-kegiatan melawan hukum. Dalam Pasal 7 Konvensi Terorisme Nuklir juga mewajibkan kerja sama negara pihak untuk saling bertukar informasi akurat dan terverifikasi, saling mengkoordinasikan upaya administratif dan upaya lainnya yang dilakukan untuk mendeteksi, mencegah, menekan dan menyelidiki kejahatan sebagaimana dimaksud dalam Pasal 2 dan untuk melaksanakan proses hukum terhadap tersangka, terutama untuk memberi informasi tanpa penundaan kepada negara lain sebagaimana dalam Pasal 9 sesuai perbuatan kejahatan yang diatur dalam Pasal 2 maupun juga persiapan untuk melakukan kejahatan semacam itu, dan juga untuk memberikan informasi, apabila perlu, pada organisasi internasional. Negara pihak juga harus mengambil upaya yang konsisten dengan

hukum nasional, untuk melindungi kerahasiaan setiap informasi yang diperoleh, namun tidak diwajibkan memberi informasi tersebut jika dilarang oleh hukum nasional atau dapat membahayakan keamanan negara atau proteksi fisik bahan nuklir. Terakhir, negara pihak juga wajib memberikan informasi kepada Sekretaris Jenderal PBB tentang *competent authorities* dan *liaison points* yang bertanggung jawab untuk mengirim dan menerima informasi yang diatur dalam Pasal 7. Sekretaris Jenderal Perserikatan Bangsa-Bangsa wajib melakukan komunikasi informasi dimaksud terkait *competent authorities* dan *liaison points* kepada semua negara pihak dan IAEA. *competent authorities* dan *liaison points* yang dimaksud harus dapat dihubungi secara berkesinambungan.

Sedangkan dalam Konvensi Proteksi Fisik Bahan Nuklir dan Perubahan Konvensi Proteksi Bahan Nuklir, setelah mengidentifikasi dan saling memberitahukan secara langsung atau melalui Badan Atom Internasional mengenai *point of contact* yang terkait masalah-masalah yang terkait dalam lingkup Konvensi ini. Konvensi mewajibkan negara pihaknya dalam hal pencurian, perampokan atau pengambilan secara melawan hukum bahan nuklir atau

ancaman yang paling mungkin terhadap hal yang dimaksud, sesuai dengan hukum nasionalnya, memberikan kerja sama dan bantuan semaksimal yang dimungkinkan dalam pemulihan dan proteksi bahan nuklir tersebut pada tiap negara yang meminta. Dalam hal adanya ancaman yang paling mungkin dari sabotase bahan nuklir atau fasilitas nuklir atau dalam hal sabotase, negara pihak wajib, semaksimal yang dimungkinkan, sesuai dengan hukum nasional mereka dan konsisten dengan kewajiban-kewajiban relevan mereka menurut hukum internasional, bekerja sama apabila suatu negara pihak mengetahui ancaman yang paling mungkin dari sabotase atas bahan nuklir atau fasilitas nuklir di negara yang lain, menginformasikan negara lain tersebut secepat mungkin dan, apabila sesuai, IAEA dan organisasi internasional relevan lainnya tentang ancaman tersebut, dengan maksud mencegah sabotase. Dalam hal sabotase bahan nuklir atau fasilitas nuklir dalam suatu negara pihak dan apabila dalam pandangannya negara-negara lain kemungkinan terkena dampak radiologi, negara pihak tersebut, tanpa mengecualikan kewajiban-kewajiban lainnya berdasar hukum internasional, wajib menginformasikan secepat mungkin kepada negara atau negara-negara yang mungkin terkena dampak

radiologi dan menginformasikan, apabila sesuai, IAEA dan organisasi internasional relevan lainnya, dengan maksud untuk meminimalkan atau memitigasi dampak radiologi yang dimaksud. Negara pihak juga wajib bekerja sama dan berkonsultasi, satu sama lain secara langsung atau melalui IAEA dan organisasi internasional relevan lainnya, dengan maksud memperoleh bimbingan atas desain, pemeliharaan dan peningkatan sistem-sistem proteksi fisik bahan nuklir dalam pengangkutan internasional. Negara Pihak dapat berkonsultasi dan bekerja sama, dengan negara pihak lainnya secara langsung atau melalui IAEA dan organisasi internasional relevan lainnya, dengan maksud memperoleh bimbingan mereka dalam hal desain, pemeliharaan dan peningkatan sistem nasionalnya atas proteksi fisik bahan nuklir dalam penggunaan, penyimpanan dan pengangkutan domestik dan atas fasilitas nuklir.

2.2. Dampak Perbedaan Antara Konvensi Terorisme Nuklir dan Konvensi Proteksi Fisik Bahan Nuklir serta Perubahan Konvensi Proteksi Fisik Bahan Nuklir

- a. Diperlukannya analisis peraturan perundang-undangan nasional untuk kriminalisasi kejahatan-kejahatan

terorisme dan ancaman hukuman pidana terhadap pelaku kejahatan-kejahatan tersebut, termasuk perumusan asas *aut dedere, aut judicare* untuk melihat kesesuaian peraturan perundang-undangan nasional dengan kedua konvensi. Pengaturan terkait terorisme nuklir dalam perundang-undangan nasional ini sangat penting terkait dengan syarat dalam asas legalitas yang terdapat dalam hukum pidana, yaitu *nullum crimen, noela poena sine lege praevia* (tidak ada perbuatan pidana, tidak ada pidana, tanpa undang-undang sebelumnya).

Sampai saat ini belum terdapat *lex specialist* atau aturan khusus mengenai keamanan nuklir di Indonesia, sehingga dalam hal terorisme nuklir mengikuti aturan perundang-undangan yang telah ada antara lain dalam Kitab Undang-Undang Hukum Pidana (KUHP), Peraturan Pemerintah Pengganti Undang-Undang Nomor 1 Tahun 2002 tentang Pemberantasan Tindak Pidana Terorisme yang telah menjadi undang-undang dengan Undang-Undang Nomor 15 Tahun 2003 tentang Penetapan Peraturan Pemerintah Pengganti Undang-Undang Nomor 1 Tahun 2002

Menjadi Undang-Undang, dan Peraturan Presiden Nomor 46 Tahun 2010 tentang Badan Nasional Penanggulangan Terorisme, sedangkan dalam hal ekstradisi mengacu pada Undang-Undang Nomor 1 Tahun 1979 tentang Ekstradisi.

- b. Perlunya ditetapkan *competent authorities* dan *liaison point* terkait pertukaran informasi dalam hal kerja sama internasional untuk pemberantasan terorisme nuklir, selain *competent authority/competent authorities* (lembaga atau lembaga-lembaga yang bertanggung jawab untuk penerapan kerangka perundang-undangan dan pengaturan) dan *point of contact* terkait proteksi fisik bahan nuklir dan fasilitas nuklir.
- c. Menelaah kembali perjanjian ekstradisi dan *Mutual Legal Assistance* (MLA) antara Indonesia dan negara pihak dalam kedua konvensi sehingga ada mekanisme yang jelas untuk ekstradisi dan *Mutual Legal Assistance* (MLA) dalam hal Perubahan Konvensi Proteksi Fisik Bahan Nuklir maupun Konvensi Terorisme Nuklir.

3. Kesimpulan

Kesimpulan yang dapat diambil dari makalah ini adalah:

- a. Terdapat definisi yang berbeda untuk istilah yang sama dalam kedua konvensi mengakibatkan perlunya kajian hukum lebih lanjut untuk perumusan definisi dalam perundang-undangan nasional;
- b. Lingkup pengaturan yang lebih luas dari Konvensi Terorisme Nuklir, dibandingkan Konvensi Proteksi Fisik Bahan Nuklir dan Perubahan Konvensi Proteksi Fisik Bahan Nuklir, mengakibatkan lingkup kejahatan yang harus tercakup dalam perundang-undangan nasional untuk terorisme nuklir lebih luas, termasuk dalam hal ancaman pidana untuk kejahatan-kejahatan tersebut;
- c. Perlu penetapan *competent authorities* dan *liaison point* dalam hal penerapan Konvensi Terorisme Nuklir.

4. Daftar Pustaka

- [1] Zul Akrial. (2007). *Terorisme*, <http://www.legalitas.org/Terrorisme>
- [2] J.G. Starke. (2004). *Pengantar Hukum Internasional* 2, Sinar Grafika, Jakarta.

- [3] Eddy O.S. Hiariej. (2009). *Pengantar Hukum Pidana Internasional*, Erlangga, Jakarta.
- [4] Carlton Stoiber, Abdelmadjid Cherf, Wolfram Tonhauser, Maria de Lourdes Vez Carmona. (2010). *Handbook on Nuclear Law; Implementing Legislation*, IAEA, Vienna.

PENGEMBANGAN PERATURAN TERKAIT PERIZINAN INSTALASI NUKLIR

Bambang Riyono, Yudi Pramono dan Dahlia Cakrawati Sinaga
Direktorat Pengaturan Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir
Badan Pengawas Tenaga Nuklir,

ABSTRAK

PENGEMBANGAN PERATURAN TERKAIT PERIZINAN INSTALASI NUKLIR, Ketentuan Pasal 17 ayat (3) Undang-Undang Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran secara tegas mengamanatkan untuk dibentuknya peraturan pemerintah tentang perizinan ketenaganukliran yang memuat syarat-syarat dan tata-caranya, baik dari sudut pandang pemanfaatannya maupun dari sudut pandang instalasinya. Untuk pemanfaatan telah terbit PP No.29 Tahun 2008 tentang Pemanfaatan Sumber Radiasi Pengion dan Bahan Nuklir, sedangkan untuk instalasinya telah terbit PP No.43 Tahun 2006 tentang Perizinan Reaktor Nuklir, dan Perka BAPETEN No.3 Tahun 2006 Tentang Perizinan Instalasi Nuklir Nonreaktor. Berdasarkan latar belakang penyusunan kedua Peraturan Pemerintah tersebut yang hanya mengatur reaktor dan pemanfaatan, belum secara sepenuhnya memenuhi amanat dari Pasal 17 ayat (3) UU No.10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran, yaitu termasuk instalasi nuklir lainnya. Dengan alasan tersebut, maka digagas perlunya suatu PP tersendiri yang memuat ketentuan mengenai perizinan instalasi nuklir nonreaktor. Di sisi lain dari pemahaman aspek hukum dan penafsiran terhadap UU No.10 Tahun 2004 tentang Pembentukan Peraturan Perundang-Undangan, seharusnya dalam satu amanah Pasal 17 ayat (3) UU No.10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran hanya akan menghasilkan satu PP tentang syarat-syarat dan tata cara perizinan baik untuk pemanfaatan maupun instalasi, atau maksimal 2 (dua) PP yang terkait perizinan pemanfaatan dan instalasi. Hal inilah yang mendorong dilakukan kajian atau telaah hukum terkait seberapa besar kemungkinan menurut aspek legal dibenarkan untuk menggabungkan dalam satu peraturan perizinan ketenaganukliran menyangkut baik pemanfaatan maupun instalasinya, dengan melihat kompleksitas dari instalasi dan luasnya lingkup pemanfaatan tenaga nuklir yang ada di Indonesia. Hasil kajian makalah ini diharapkan dapat memberikan masukan dalam penyusunan PP tentang perizinan instalasi nuklir.

Kata Kunci : peraturan, pemanfaatan, perizinan, instalasi nuklir, telaah hukum.

ABSTRACT

DEVELOPMENT REGULATION REGARDING WITH LICENSING OF NUCLEAR INSTALLATION, Provisions of Article 17 paragraph (3) of Law Number 10 Year 1997 on Nuclear clearly mandates for the establishment of government regulations (GR) on Nuclear licensing containing the requirements and procedure, both from the standpoint of their utilization and installation. To use has been rising GR No.29 Year 2008 on the Use of Ionizing Radiation Sources and Nuclear Materials, while for the installation has been published PP No.43 Year 2006 on Nuclear Reactor Licensing, and Bapeten Chairman Decree No.3 Year 2006 on Nonreactor Nuclear Installation Licensing. Based on the background of the preparation of both the aforementioned are just regulate the reactor and utilization, not yet fully meet the mandate of Article 17 paragraph (3) of Law No.10 of 1997 on Nuclear, including other nuclear installations. For these reasons, it initiated the need for a separate regulation containing provisions concerning licensing of nonreactor nuclear installations. On the other side from the understanding the legal aspects and interpretations of the Law No.10 of 2004 on the Establishment Regulation Legislation, should be in single mandate of Article 17 paragraph (3) of Law No.10 of 1997 on Nuclear would only produce one of the requirements and procedure for the use or installation, or a maximum of two (2) GR related licensing the use and installation. This is encourages conducted the assessing or studies related to how possible it is

according to the legal aspect is justified to combine in one Nuclear licensing regulations regarding both the use and installation, by looking at the complexity of installation and wide scope of utilization of nuclear energy in Indonesia. The results of this paper is expected to provide input in the preparation of GR on licensing of nuclear installations.

Keywords: regulation, utilization, licensing, nuclear installations, the study of law.

1. Pendahuluan

Undang-Undang Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran [1] merupakan dasar hukum yang tertinggi dalam segala hal terkait dengan ketenaganukliran di Indonesia, baik dari aspek pemanfaatan maupun pengawasan pelaksanaan pemanfaatan maupun penggunaan instalasinya. Pengawasan ketenaganukliran berdasarkan undang-undang tersebut dilakukan melalui kegiatan perizinan, pembentukan peraturan, dan pelaksanaan inspeksi. Pengawasan ketenaganukliran yang dilakukan melalui perizinan dalam undang-undang tersebut diatur dalam ketentuan Pasal 17 yang dinyatakan pada ayat (1) “setiap pemanfaatan tenaga nuklir wajib memiliki izin, kecuali dalam hal-hal tertentu yang diatur lebih lanjut dengan Peraturan Pemerintah”, kemudian selanjutnya dinyatakan pada ayat (2) “pembangunan dan pengoperasian reaktor nuklir dan instalasi nuklir lainnya serta dekomisioning reaktor nuklir wajib memiliki izin. Serta ditutup dengan pernyataan pada ayat (3)

“syarat-syarat dan tata cara perizinan sebagaimana dimaksud pada ayat (1) dan ayat (2) diatur lebih lanjut dengan Peraturan Pemerintah. Pengertian pemanfaatan diuraikan dalam ketentuan umum undang-undang tersebut sebagai kegiatan penelitian, pengembangan, penambangan, pembuatan, produksi, pengangkutan, penyimpanan, pengalihan, ekspor, impor, penggunaan, dekomisioning, sampai dengan pengelolaan limbah radioaktif. Sedangkan instalasinya atau disebut sebagai instalasi nuklir diuraikan dalam ketentuan umum undang-undang tersebut meliputi reaktor nuklir, fasilitas pemurnian, konversi, pengayaan bahan nuklir, fabrikasi bahan bakar nuklir dan/atau pengolahan ulang bahan bakar nuklir bekas, dan fasilitas yang digunakan untuk menyimpan bahan bakar nuklir dan bahan bakar nuklir bekas. Dalam perkembangannya instalasi nuklir lainnya selain reaktor nuklir disebut juga sebagai Instalasi Nuklir Nonreaktor (INNR).

Dari pemahaman aspek hukum berdasarkan Undang-Undang Nomor 10 tahun 2004 tentang Pembentukan Peraturan Perundang-undangan^[2], maka ketentuan dalam Pasal 17 ayat (3) Undang-Undang Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran secara tegas mengamanatkan untuk membentuk peraturan pemerintah tentang perizinan ketenaganukliran. Peraturan pemerintah terkait perizinan ketenaganukliran tersebut haruslah memuat syarat-syarat dan tata-cara baik pemanfaatannya maupun dari aspek instalasinya, sehingga idealnya sebagai amanat dari pasal tersebut haruslah diwujudkan dalam 1 (satu) peraturan pemerintah saja yang mengatur syarat-syarat dan tata cara perizinan baik pemanfaatan tenaga nuklir maupun pembangunan dan pengoperasian reaktor nuklir dan instalasi nuklir lainnya serta dekomisioning reaktor nuklir, atau paling banyak 2 (dua) peraturan pemerintah yaitu peraturan pemerintah yang mengatur syarat-syarat dan tata cara perizinan pemanfaatan tenaga nuklir dan peraturan pemerintah yang mengatur syarat-syarat dan tata cara perizinan pembangunan dan pengoperasian reaktor nuklir dan instalasi nuklir lainnya serta dekomisioning reaktor. Pemahaman

aspek legal berdasarkan Undang-Undang Nomor 10 Tahun 2004 Tentang Pembentukan Peraturan Perundang-Undangan inilah yang idealnya seharusnya diacu menjadi landasan berfikir dalam membentuk peraturan pemerintah. Dalam praktiknya pemikiran secara ideal tersebut sulit tercapai karena ada beberapa hal lain yang berpengaruh dan berperan untuk terbitnya suatu peraturan pemerintah. Adanya faktor lain yang berpengaruh dalam pembentukan peraturan pemerintah menjadi hal yang penting untuk dikaji dan ditelaah seberapa besar keberterimaannya secara aspek hukum, sehingga tidak bertentangan dengan Undang-Undang Nomor 10 Tahun 2004 Tentang Pembentukan Peraturan Perundang-Undangan.

2. Metodologi

Metodologi yang digunakan dalam kajian pengembangan peraturan terkait perizinan instalasi nuklir ini adalah studi literatur dan telaah hukum terhadap pembentukan serta keberadaan peraturan ketenaganukliran yang diterbitkan sebagai amanat dari Undang-Undang 10 Tahun 1997 Tentang Ketenaganukliran yang telah ada terhadap Undang-Undang Nomor 10 Tahun 2004 Tentang Pembentukan

Peraturan Perundang-Undangan. Sampai dengan saat ini peraturan terkait perizinan instalasi nuklir yang telah ada meliputi:

2.1. Peraturan Pemerintah Nomor 43 Tahun 2006 tentang Perizinan Reaktor Nuklir.

Perizinan terkait dengan reaktor nuklir diawali dari Surat Keputusan Direktur Jendral BATAN Nomor 54/DJ/5/V/1982 tentang pembangunan dan pengoperasian reaktor nuklir, kemudian diubah menjadi Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 06/Ka-BAPETEN/V-99 tentang pembangunan dan pengoperasian reaktor nuklir, yang akhirnya digantikan dengan Peraturan Pemerintah Nomor 43 Tahun 2006 Tentang Perizinan Reaktor Nuklir^[3]. Peraturan Pemerintah ini lebih didorong kemunculannya sebagai salah satu piranti penting kesiapan regulasi dalam menyongsong era PLTN yang pada waktu itu sedang gencar-gencarnya didengungkan oleh pemerintah. Peraturan pemerintah tersebut didasarkan pada amanat untuk melaksanakan ketentuan Pasal 17 ayat (3) Undang-Undang Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran. Peraturan Pemerintah tersebut mengatur perizinan reaktor nuklir

untuk setiap tahap dalam pembangunan, pengoperasian, dan dekomisioning reaktor nuklir. Perizinan dalam peraturan pemerintah tersebut tidak mengatur perizinan instalasi nuklir nonreaktor dan bahan nuklir. Peraturan Pemerintah tersebut ditujukan untuk mengatur perizinan pembangunan, pengoperasian, dan dekomisioning reaktor nuklir dalam rangka menjamin keselamatan dan kesehatan pekerja dan masyarakat serta perlindungan terhadap lingkungan hidup, dan keamanan instalasi dan bahan nuklir. Dalam peraturan pemerintah tersebut terkait dengan pemberian izinnya diberikan secara bertahap yaitu Izin Tapak, Izin Konstruksi, Izin Komisioning, Izin Operasi, dan Izin Dekomisioning. Pada peraturan pemerintah tersebut dibuka juga kemungkinan untuk melakukan proses perizinan melalui izin operasi gabungan. Izin Operasi Gabungan dalam peraturan pemerintah tersebut khusus untuk reaktor nuklir desain modular yang telah mendapatkan sertifikat desain dari Badan Pengawas negara pemasok. Izin operasi gabungan tersebut merupakan gabungan dari izin konstruksi, izin komisioning, dan izin operasi. Permohonan izin operasi gabungan diajukan dengan

melampirkan dokumen persyaratan administrasi sebagaimana dokumen persyaratan teknis sebagai berupa sertifikat desain dari Badan Pengawas negara pemasok, laporan analisis keselamatan, laporan analisis keselamatan probabilistik untuk reaktor daya komersial, desain rinci reaktor nuklir, dokumen *Inspection Test Analysis and Acceptance Criteria*, izin pemanfaatan bahan nuklir, Daftar Informasi Desain, Lampiran Fasilitas Seifgard, Sistem Keamanan Nuklir, program jaminan mutu konstruksi, komisioning, dan operasi, program kesiapsiagaan nuklir, keputusan kelayakan lingkungan hidup dari instansi yang bertanggung jawab, bukti jaminan finansial untuk pertanggungjawaban kerugian nuklir, bukti kemampuan finansial untuk menjamin pelaksanaan konstruksi sampai dengan dekomisioning reaktor nuklir, dan surat izin bekerja petugas reaktor nuklir dari Kepala BAPETEN.

2.2. Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 3 Tahun 2006 Tentang Perizinan Instalasi Nuklir Nonreaktor.

Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 3 Tahun 2006

Tentang Perizinan Instalasi Nuklir Nonreaktor^[4] diterbitkan lebih didorong karena alasan adanya kekosongan hukum terkait dengan perizinan instalasi nuklir nonreaktor, karena sampai saat ini belum ada aturan terkait dengan perizinan INNR.

Dalam Peraturan Kepala tersebut pengertian Instalasi Nuklir Nonreaktor yang selanjutnya disingkat INNR adalah instalasi yang digunakan untuk pemurnian, konversi, pengayaan bahan nuklir, fabrikasi bahan bakar nuklir dan/atau pengolahan ulang bahan bakar nuklir bekas, dan/atau penyimpanan sementara bahan bakar nuklir dan bahan bakar nuklir bekas, instalasi penyimpanan lestari serta instalasi lain yang memanfaatkan bahan nuklir. Pendefinisian INNR tersebut terdapat perbedaan penulisan dengan Undang-Undang 10 Tahun 1997 Tentang Ketenaganukliran, walaupun maknanya yang dimaksud adalah sama. Peraturan Kepala tersebut bertujuan untuk mengatur perizinan pembangunan dan pengoperasian INNR dalam rangka menjamin keselamatan dan kesehatan terhadap pekerja dan masyarakat, dan perlindungan terhadap lingkungan hidup, dan keselamatan dan keamanan instalasi dan bahan nuklir, dan seifgard bahan nuklir. Peraturan Kepala tersebut

mengatur perizinan INNR untuk setiap tahap pembangunan dan pengoperasian INNR, tetapi tidak mengatur perizinan untuk instalasi penambangan bahan galian nuklir dan penambangan lainnya yang menghasilkan bahan galian nuklir sebagai hasil samping, juga tidak mengatur perizinan pemanfaatan bahan nuklir. Perizinan INNR dalam Peraturan Kepala tersebut diberikan secara bertahap meliputi izin tapak, izin konstruksi, izin komisioning, izin operasi, dan izin dekomisioning INNR.

2.3. Peraturan Pemerintah Nomor 29 Tahun 2008 Tentang Perizinan Pemanfaatan Sumber Radiasi Pengion Dan Bahan Nuklir.

Peraturan Pemerintah Nomor 29 Tahun 2008 Tentang Perizinan Pemanfaatan Sumber Radiasi Pengion Dan Bahan Nuklir^[5] diterbitkan untuk menggantikan Peraturan Pemerintah Nomor 64 Tahun 2000 tentang Perizinan Pemanfaatan Tenaga Nuklir, yang dalam pertimbangannya juga menggunakan Pasal 17 Undan-Undang 10 tahun 1997 tentang Ketenaganukliran. Peraturan Pemerintah ini mengakomodasi adanya perkembangan ilmu pengetahuan dan teknologi di bidang ketenaganukliran

yang pesat telah mengakibatkan terjadinya perubahan pada standar internasional yang harus disesuaikan dengan peraturan perundang-undangan di Indonesia. Perubahan tersebut meliputi persyaratan izin tidak hanya mempertimbangkan faktor keselamatan radiasi, namun juga keamanan Sumber Radioaktif dan Bahan Nuklir, Pengelompokan sumber radiasi pengion yang didasarkan pada risiko yang terkait dengan keselamatan radiasi dan keamanan Sumber Radioaktif dan Bahan Nuklir, jumlah dan kompetensi personil yang bekerja, potensi dampak kecelakaan radiasi terhadap keselamatan, kesehatan pekerja dan anggota masyarakat, dan lingkungan hidup, potensi ancaman terhadap Sumber Radioaktif dan Bahan Nuklir. Peraturan Pemerintah tersebut mengatur tentang persyaratan dan tata cara perizinan Pemanfaatan Sumber Radiasi Pengion dan Bahan Nuklir; dan pengecualian dari kewajiban memiliki izin Pemanfaatan Sumber Radiasi Pengion. Dalam peraturan pemerintah ini terdapat pengaturan persyaratan khusus untuk fasilitas tertentu seperti antara lain produksi radioisotop dan pengelolaan limbah radioaktif, yang berlaku pada saat kegiatan penentuan

tapak, konstruksi, komisioning, operasi; dan/atau Penutupan.

3. Hasil dan Pembahasan

Berdasarkan uraian di atas maka dapat dianalisis bahwa sebenarnya pembentukan suatu peraturan terkait dengan ketenaganukliran yang ada saat ini ternyata tidak hanya didasarkan pada aspek hukum saja seperti sebagai pemahaman aspek hukum terhadap penafsiran terhadap UU Nomor 10 Tahun 2004 tentang Pembentukan Peraturan Perundang-Undangan yang menyatakan bahwa pembentuk suatu peraturan pemerintah harus didasarkan pada adanya amanat peraturan yang lebih tinggi, tetapi lebih didasarkan kepada kebutuhan kepastian aspek hukum yang mendesak di dalam pelaksanaan pemanfaatan ketenaganukliran dan harus segera diakomodasikan. Dalam perizinan reaktor nuklir terlihat bahwa sebenarnya perizinan tersebut merupakan perubahan dari produk perundang-undangan sebelumnya yang secara substansi tidak mengalami banyak perubahan, dimana dari segi hitorisnya diawali dengan Perizinan terkait dengan reaktor nuklir diawali dari Surat Keputusan Direktur Jendral BATAN Nomor 54/DJ/5/V/1982 tentang pembangunan dan pengoperasian

reaktor nuklir, kemudian diubah menjadi Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 06/Ka-BAPETEN/V-99 tentang pembangunan dan pengoperasian reaktor nuklir, yang akhirnya digantikan dengan Peraturan Pemerintah Nomor 43 Tahun 2006 Tentang Perizinan Reaktor Nuklir. Sedangkan diterbitkannya Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 3 Tahun 2006 Tentang Perizinan Instalasi Nuklir Nonreaktor lebih didorong karena alasan adanya kekosongan hukum terkait dengan perizinan instalasi nuklir nonreaktor, karena sampai saat ini belum ada aturan terkait dengan perizinan INNRR, yang ternyata isinya tidak hanya mengatur tata-cara perizinan tetapi juga mengatur aspek keselamatannya. Dan terakhir Peraturan Pemerintah Nomor 29 Tahun 2008 Tentang Perizinan Pemanfaatan Sumber Radiasi Pngion dan Bahan Nuklir diterbitkan untuk menggantikan Peraturan Pemerintah Nomor 64 Tahun 2000 Tentang Perizinan Pemanfaatan Tenaga Nuklir, yang dalam pertimbangannya juga menggunakan Pasal 17 Undan-Undang 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran. Peraturan pemerintah ini mengakomodasi adanya perkembangan ilmu pengetahuan dan

teknologi di bidang ketenaganukliran. Meskipun demikian, untuk menghindari adanya pertentangan secara yuridis dengan penafsiran terhadap Undang-Undang Nomor 10 Tahun 2004 tentang Pembentukan Peraturan Perundang-Undangan maka dapat diupayakan dengan cara menggabungkan berbagai peraturan pemerintah terkait perizinan ketenaganukliran kedalam dua bagian besar yaitu membentuk peraturan pemerintah tersendiri terkait dengan perizinan pemanfaatan ketenaganukliran dan peraturan pemerintah tersendiri terkait dengan pembangunan, pengoperasian dan dekomisioning instalasi nuklir, sehingga kedepan akan diupayakan untuk membentuk peraturan pemerintah tersendiri terkait dengan pembangunan, pengoperasian dan dekomisioning instalasi nuklir yang isinya menggabungkan substansi Peraturan Pemerintah Nomor 43 Tahun 2006 Tentang Perizinan Reaktor Nuklir dengan Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 3 Tahun 2006 Tentang Perizinan Instalasi Nuklir Nonreaktor, sedangkan untuk pemanfaatannya, peraturan pemerintah terkait pemanfaatan yang mungkin akan diterbitkan oleh BAPETEN dikemudian hari, akan dimasukkan atau diakomodasi dalam satu peraturan

pemerintah yaitu Peraturan Pemerintah Nomor 29 Tahun 2008 Tentang Perizinan Pemanfaatan Sumber Radiasi Peningkatan dan Bahan Nuklir.

4. Kesimpulan

Dari hasil pembahasan pada makalah ini dapat disimpulkan bahwa menurut penafsiran dan telaah hukum berdasarkan UU Nomor 10 Tahun 2004 tentang Pembentukan Peraturan Perundang-undangan maka:

1. Amanah Pasal 17 ayat (3) Undang-Undang Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran secara ideal adalah membentuk peraturan pemerintah tentang perizinan pemanfaatan yang memuat peraturan terkait pertambangan mineral radioaktif.
2. Menggabungkan Peraturan Pemerintah Nomor 43 Tahun 2006 Tentang Perizinan Reaktor Nuklir dengan Rancangan Peraturan Pemerintah Tentang Perizinan INNR, menjadi satu peraturan pemerintah tersendiri tentang perizinan instalasi nuklir.

5. Daftar Pustaka

- [1] Lembaran Negara 1997, *Undang-Undang Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran*. Sekretariat Negara, Jakarta, 1997

- [2] Lembaran Negara 2004, *Undang-Undang Nomor 10 Tahun 2004 tentang Pembentukan Peraturan Perundang-Undangan*. Sekretariat Negara, Jakarta, 2004
- [3] Lembaran Negara 2006, *Peraturan Pemerintah Nomor 43 Tahun 2006 Tentang Perizinan Reaktor Nuklir*. Sekretariat Negara, Jakarta, 2006.
- [4] BAPETEN, Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 3 Tahun 2006 Tentang Perizinan Instalasi Nuklir Nonreaktor. BAPETEN, Jakarta, 2006
- [5] Lembaran Negara 2008, *Peraturan Pemerintah Nomor 29 Tahun 2008 Tentang Perizinan Pemanfaatan Sumber Radiasi Pengion dan Bahan Nuklir*, Sekretariat Negara, Jakarta, 2008
- [6] Notulen Rapat Koordinasi Penyusunan Rancangan Peraturan Pemerintah tentang Perizinan Instalasi Nuklir Nonreaktor.

Tanya Jawab

1. Lilis Susanti S- BAPETEN

Kondisi ideal yang harus dipenuhi dengan adanya UU no.10/1997 tentang (seharusnya) adanya PP dan syarat-syarat dan tata cara pemanfaatan tenaga nuklir; apakah

perka yang sudah ada belum cukup, atau (memang) perlu regulasi yang lebih kuat?

Jawab:

- Perka tidak mengatur sangsi, sehingga apabila tidak diikuti atau dilanggar tidak ada konsekuensi hukumnya.
- Amanat dari UU No.10/1997 memang mengamanatkan kedalam PP

2. M. Ridwan -BAPETEN

UU No.10/1997 sudah memisahkan fungsi *regulatory body* dan organisasi pengoperasi. Selain itu, UU No.10/1997 sudah cukup generic dan mampu mengikuti perkembangan iptek nuklir. Di sisi lain, instansi lain seharusnya dapat melaksanakan tugas BAPETEN. Maka jangan-jangan revisi UU.10/1997 malah menghilangkan eksistensi BAPETEN?

Jawab:

Tidak, kita bisa mengambil pelajaran dari Instansi lain seperti KLH yang telah merevisi UU23/1997 tentang lingkungan hidup sebanyak 3 kali.

Banyak hal yang belum diatur seperti kedaruratan nuklir, nilai *liability* yang rendah (900 milyar)

HIDRODINAMIKA DAN TRANSPORT SEDIMEN DI TAPAK PLTN SEMENANJUNG MURIA

Heni Susiati¹, Berni A. Subki² dan Harman A.³

¹Pusat Pengembangan Energi Nuklir-Badan Tenaga Nuklir Nasional

²Kementerian Kelautan dan Perikanan

³Fakultas Teknik Kelautan, ITB

ABSTRAK

HIDRODINAMIKA DAN TRANSPORT SEDIMEN DI TAPAK PLTN SEMENANJUNG MURIA. Pantai di sepanjang pesisir Semenanjung Muria, khususnya lokasi calon tapak PLTN Muria merupakan daerah yang dinamis, interaksi antara faktor oseanografi fisika seperti arus, gelombang dan pasang surut dengan sedimen pantai tersebut menyebabkan pantai mengalami abrasi ataupun akresi. Interaksi tersebut telah mengakibatkan dinamika pesisir tersebut perlu dipertimbangkan dalam rencana pemilihan lokasi tapak PLTN. Data dukung hidro-oseanografi sangatlah penting dalam rangka rencana pembangunan PLTN Muria. Proses pemilihan tapak yang aman untuk aspek hidro-oseanografi dilakukan sesuai standar keselamatan IAEA tentang pemilihan tapak. Untuk tahapan evaluasi hidro-oseanografi tapak potensial (tahap site survey), analisis lebih difokuskan pada pasang surut sepanjang pantai utara, batimetri, potensi sumber daya air dan sistem hidrologi di lokasi tapak PLTN Muria, Jepara. Metode yang dipakai adalah pengumpulan data sekunder, konfirmasi lapangan dan interpretasi hasil pemodelan. Hasil penelitian menunjukkan bahwa untuk persiapan pembangunan PLTN perlu dilakukan evaluasi lebih lanjut terhadap kondisi pesisir pantai sehubungan dengan makin bertambahnya abrasi pantai di daerah calon tapak PLTN.

Kata Kunci :hidrodinamika, transport sedimen, PLTN.

ABSTRACT

HYDRODYNAMICS AND SEDIMENT TRANSPORT AT MURIA PENINSULA NPP SITE. Coastal along the coast of the Muria Peninsula, particularly the location of the Muria NPP site candidate is a dynamic region, the interaction between physical oceanographic factors such as currents, waves and tides in the coastal sediments cause abrasion or accretion. Interactions have resulted in coastal dynamics needs to be considered in siting NPP is essential in order to plan. Capacity of hydro-oceanographic data is essential in order to plan the development of the Muria NPP. The process of selecting a safe site for hydro-oceanographic aspects carried out according to IAEA safety standards on site selection. For the evaluation stage of hydro-oceanographic potential site (site survey stage), the analysis is more focused on the tidal along the northern coast, bathymetry, potential water resources and hydrologic systems in the Muria NPP siting locations, Jepara. The method used is a secondary, confirmation of field data collection and interpretation of modeling results. The results showed that the preparation for the construction of NPP need to be evaluated further to coastal conditions with respect to the increase coastal erosion in the area of prospective NPP siting.

Keyword: hydrodynamics, sediment transport, NPP.

1. Pendahuluan

Kebutuhan energi listrik di Indonesia terutama di pulau Jawa yang berfluktuasi dan cenderung meningkat,

diperlukan energi alternatif selain pembangkit yang sudah ada (PLTGU, PLTU Batubara dan lain-lain). Pemerintah Indonesia merencanakan

pembangunan PLTN di Semenanjung Muria, Kabupaten Jepara, Provinsi Jawa Tengah. Pesisir Semenanjung Muria merupakan daerah potensial untuk instalasi PLTN.

PLTN yang direncanakan dibangun di sekitar pesisir pantai, haruslah terlindung dari gaya-gaya lingkungan yang bersifat merusak seperti gaya akibat gelombang pecah yang mengakibatkan erosi pada garis pantai. Dari fakta tersebut maka konsep perlindungan pantai pada di Semenanjung Muria, Jepara sangatlah penting.

Dengan menggunakan simulasi matematika sebagai model untuk fenomena fisik tersebut maka hasil pemodelan hidrodinamika wilayah Semenanjung Muria nantinya dapat digunakan sebagai acuan dalam membuat konsep desain untuk pemilihan lokasi pendingin ataupun perlindungan pantai terhadap rencana pembangunan PLTN di Semenanjung Muria.

Tujuan dari penelitian ini adalah untuk menyediakan model hidrodinamis dan transport dengan versi perhitungan berseri yang dapat menentukan resiko dari sedimen di pantai dapat tergerus, terangkat dan terdeposisi. Model ini didasarkan pada versi parallel 2-D dari

Advanced Circulation ((P)ADCIRC) hydrodynamic model [1], dengan tambahan modul sediment transport, bernama ADCIRC-2DTR version [2]. Model ini diaplikasikan untuk menghitung pergerakan sedimen kohesi di Semenanjung Muria dengan kondisi angin dan pasut.

Studi yang menjelaskan karakteristik oseanografi dan kualitas air di lokasi tapak PLTN merupakan kegiatan yang akan digunakan sebagai acuan dalam perencanaan pembangunan PLTN. Hasil permodelan ini salah satunya dapat diaplikasikan untuk menghitung pergerakan sedimen ataupun sebaran polutan di Semenanjung Muria selama dalam perencanaan maupun paska operasional PLTN.

2. Metodologi

Dalam kajian oseanografi dilakukan pengumpulan data sekunder, yang terkait dengan survai oseanografi meliputi:

1. Data angin dari BMG
2. Peta Lingkungan Laut Nasional Bakosurtanal
3. Data dan Peta yang dikeluarkan oleh instansi terkait lainnya.

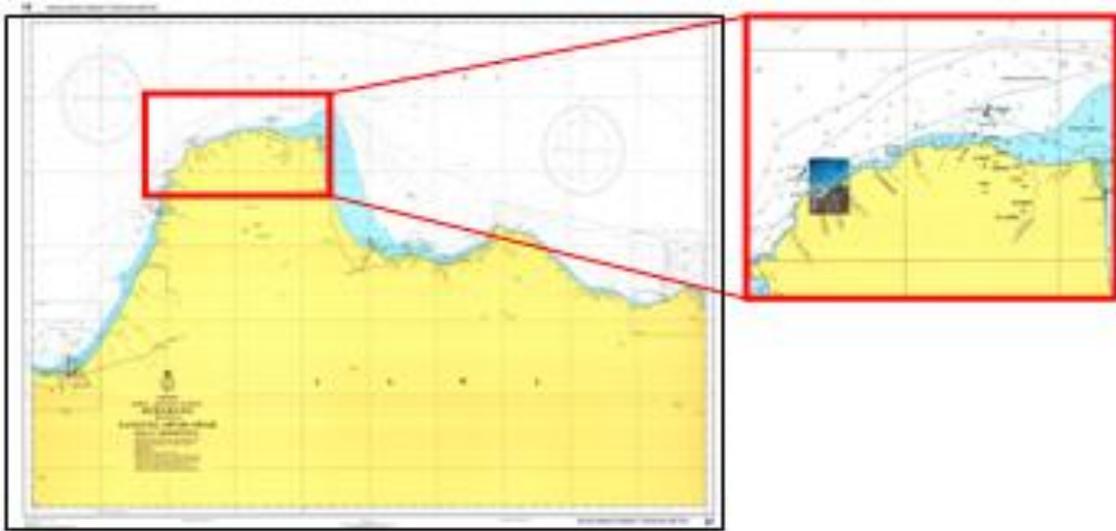
2.1. Daerah Studi

Daerah studi dalam penelitian ini adalah perairan pesisir Semenanjung

Muria, yang termasuk ke dalam Kabupaten Jepara, Jawa Tengah. Gambar 1 berikut ini menunjukkan perairan Semenanjung Muria yang menjadi daerah studi dalam penelitian.

2.2. Permodelan Hidrodinamika

Permodelan numerik hidrodinamika digunakan untuk mengkaji parameter hidrodinamika seperti pasang surut dan arus laut, dari permodelan ini dikaji kestabilan domain *triangular grid* dan masukan data pasang surut di syarat batas luar.



Gambar 1. (a) Daerah studi Semenanjung Muria, (b) Pembesaran peta

Pemodelan numerik hidrodinamika berupa *desk study* menggunakan perangkat lunak komersial interface pemodelan *Surface Water Modeling System (SMS)* dan model numerik hidrodinamik *Advanced Circulation (ADCIRC)*. Model hidrodinamik memberikan solusi muka air laut η dan kecepatan arus yang diratakan secara vertikal/kedalaman (*depth-averaged velocity*) U and V . Model *ADCIRC-2DTR* digunakan untuk menghitung sirkulasi air laut di

daerah studi. *ADCIRC* adalah model elemen hingga (*finite element*) yang digunakan untuk menghitung sirkulasi air (laut) untuk memecahkan persamaan perairan dangkal (*shallow water equation*) pada grid yang tidak terstruktur. Modul hidrodinamik memberikan solusi tinggi muka air, kecepatan rata kedalaman U dan V . Elevasi muka air dipecahkan dalam persamaan kontinuitas yang terintegrasi secara vertical

menggunakan formulasi GWCE $\frac{\partial \eta}{\partial t} + \frac{\partial(UH)}{\partial x} + \frac{\partial(VH)}{\partial y} = 0$ (1)
 (*Generalized Wave Continuity Equation*)[3]:

Persamaan konservasi momentum terintegrasi secara vertikal dalam bentuk non-konservatif adalah:

$$\frac{\partial U}{\partial t} + U \frac{\partial U}{\partial x} + V \frac{\partial U}{\partial y} - fV = -\frac{\partial}{\partial x} \left[\frac{p_s}{\rho_0} + g(\eta - \alpha \eta_e) + \frac{M_x}{H} + \frac{D_x}{H} + \frac{\tau_{sx}}{\rho_0 H} - \frac{\tau_{bx}}{\rho_0 H} \right]$$
 (2)

$$\frac{\partial V}{\partial t} + V \frac{\partial U}{\partial x} + V \frac{\partial V}{\partial y} - fU = -\frac{\partial}{\partial y} \left[\frac{p_s}{\rho_0} + g(\eta - \alpha \eta_e) + \frac{M_y}{H} + \frac{D_y}{H} + \frac{\tau_{sy}}{\rho_0 H} - \frac{\tau_{by}}{\rho_0 H} \right]$$
 (3)

dimana U dan V adalah kecepatan lateral rata-kedalaman dalam arah -x dan -y., η adalah elevasi permukaan laut relatif terhadap geoid, f = parameter Coriolis; H = kedalaman air dari muka air hingga dasar, Mx dan My adalah *term depth-integrated lateral momentum diffusion terms*; Dx dan Dy = *depth-integrated lateral momentum*

dispersion terms; g = akselerasi gravitasi; ps = tekanan atmosfer di permukaan air, α = *effective Earth elasticity factor*; η_e = *Newtonian equilibrium tide potential*; ρ_0 = *referensi density*; τ_{sx} dan τ_{sy} = *applied free surface stress*; τ_{bx} dan τ_{by} = *lateral bottom stress terms*, yang dihitung dengan persamaan:

$$\tau_{bx} = C_f \rho_0 (U^2 + V^2)^{1/2} U$$
 (4)

$$\tau_{by} = C_f \rho_0 (U^2 + V^2)^{1/2} V$$
 (5)

dimana Cf adalah koefisien gesekan dasar laut (*bottom friction coefficient*)[3].

Simulasi hidrodinamis dan transport sedimen dilakukan dalam 4 kasus: (a) Kondisi hidrodinamis dari Semenanjung Muria, (b) Kondisi hidrodinamis perairan pesisir pada lokasi rencana PLTN. (c) Transport sedimen sepanjang Pantai Muria., (d) Terjadinya erosi dan deposisi pada area sekitar pesisir. Kasus

(c) dan (d) dalam laporan ini menunjukkan adanya sirkulasi sedimen dalam kondisi pasut biasa dan tinggi gelombang signifikan dari hasil hindcasting dengan pengaruh radiation stress dari keluaran model gelombang steady state, dimana efek arus dapat membawa sedimen layang kearah tertentu.

3. Hasil dan Pembahasan

3.1. Kondisi Umum Oseanografi

Pantai Jepara adalah perairan dangkal dengan topografi bervariasi. Di perairan Semenanjung Muria dipengaruhi aktivitas sungai besar dan kecil yang bermuara di perairan tersebut. Bagian Tengah (perairan Mlonggo, Jepara, dan Tahunan) terkontrol adanya terumbu karang (*coral reef*). Pola kontur batimetri wilayah bagian Selatan dan Utara terdapat kesamaan pola dengan garis pantainya, hal ini menunjukkan perkembangan pantai daerah tersebut terkontrol oleh aktifitas dari darat, yaitu seperti sungai Telon, Sungai Gelis di kecamatan Keling dan sungai Serang di kecamatan Kedung [4].

Perairan Jepara merupakan bagian dari Utara pulau Jawa. Pengaruh Laut Cina Selatan akan terasa pada musim Barat (Desember – Februari), karena pada musim ini angin bertiup dari Timur Laut (dari Laut Cina Selatan) menuju Barat Daya (Pulau Sumatera) yang kemudian dibelokkan ke arah Tenggara menyusur Selat Karimata dan Laut Jawa. Sedangkan pada musim Timur (Juni – Agustus) angin bertiup sebaliknya, yaitu dari Tenggara ke arah Barat Laut yang kemudian dibelokkan ke arah Laut Cina Selatan. Dinamika

perairan pesisir secara lokal sangat dipengaruhi oleh pasang surut.

Gaya penggerak pasang surut di perairan Laut Jawa dipengaruhi oleh penetrasi gelombang panjang pasang surut dari Samudra Pasifik yang melalui Selat Makasar yang membawa gelombang pasut bertipe diurnal dan juga dipengaruhi oleh gelombang pasut Samudra Hindia yang mempunyai kecenderungan bertipe pasut semidiurnal.

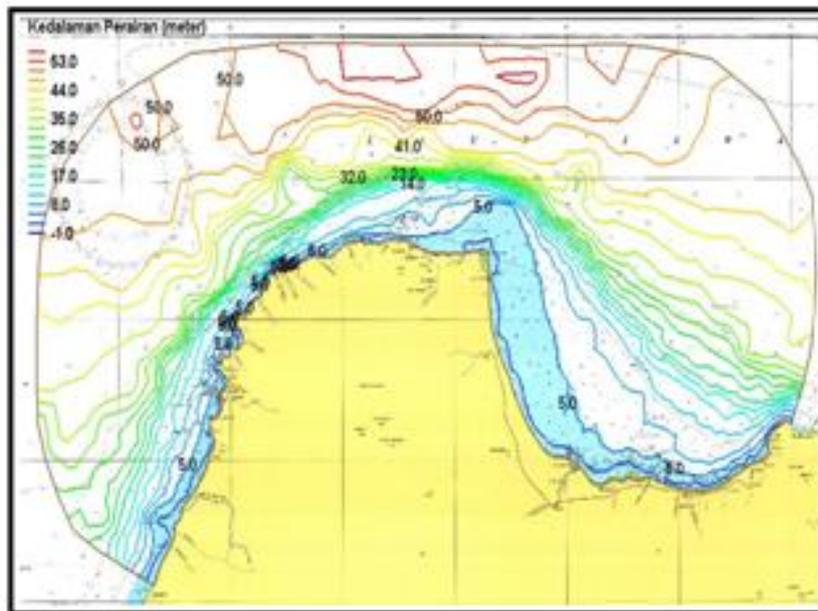
Lokasi tapak PLTN berada tepat di tepi pantai, sehingga diperkirakan akan berdampak pada kondisi hidrooseanografi perairan di sekitarnya sehingga perlu kajian kondisi hidrooseanografi sebagai bagian dari kajian inventarisasi daya dukung kondisi hidrooseanografi terhadap rencana pembangunan PLTN. Data untuk simulasi meliputi: data batimetri, pasang surut dan arus di sekitar lokasi rencana tapak. Model hidrodinamika disimulasikan dengan memasukkan data angin, arus, dan pasang surut. Semua skenario simulasi dilakukan dengan data yang diperlukan pada musim dan kondisi tertentu.

3.2. Pelaksanaan Modeling Hidrodinamika

Aplikasi dari modul ADCIRC2D-2DTR yang digunakan untuk

Semenanjung Muria, yang terletak di propinsi Jawa Tengah Gambar 1 (perhitungan hidrodinamis dan model transport sedimen terletak di lokasi Semenanjung Muria, yang meliputi: Kondisi batimetri di Laut Jawa kontur arah barat-timur (Gambar 2). Sejumlah kedangkalan dengan ditemui di sekitar utara Semarang di daerah Kepulauan Karimun Jawa, dan di utara Semenanjung Muria sekitar P. Mandalika. Sekitar lokasi rencana PLTN umumnya relatif landai. Lima buah sungai besar di sekitar lokasi

rencana PLTN tergambar di area pembesaran). Pada kegiatan pemodelan³ hidrodinamika di wilayah umumnya datar dengan kedalaman maksimum 50 m, dengan orientasi rencana PLTN disinyalir mempunyai kontribusi besar atas suplai sedimen darat ke laut yang mungkin dapat menyebabkan pendangkalan. Ke-5 sungai tersebut adalah (Gambar 2, dari timur ke barat): S. Gelis, Muara Bringin, S. Balong, S. Ngarengan dan S. Banjaran [5].



Gambar 2. Peta Kontur Batimetri

3.3. Model Hidrodinamik Semenanjung Muria

Kasus ini memodelkan kondisi simulasi hidrodinamik pantai Tanjung Jati untuk 31 hari dari 1 Agustus 2007

sampai 1 Oktober 2007 hasilnya dapat dilihat pada Gambar 3 dan Gambar 4, model ini menggabungkan model hidrodinamik dan model gelombang *steady state*.

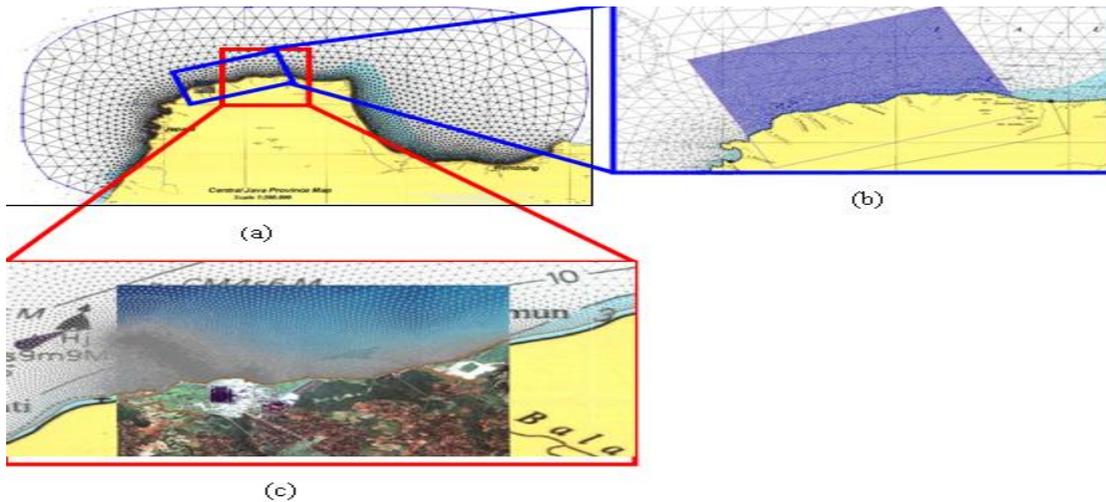
Grid elemen hingga di Semenanjung Muria ditunjukkan pada Gambar 3 (a), terdiri dari 9.181 nodal dan 16.802 elemen segitiga. Grid elemen hingga untuk kasus kedua ditunjukkan pada Gambar 3 (b), terdiri dari 17.488 nodal dan 33.959 elemen segitiga.

Model penjalaran gelombang *Steady state* menggunakan model *finite difference* dengan grid terstruktur seperti terlihat pada Gambar 3 (c) Interpolasi diperlukan untuk mengkombinasikan perhitungan antara model gelombang *steady state* dan model hidrodinamis.

Grid elemen hingga menutupi sepanjang garis pantai dari Semarang hingga distrik rembang. Nodal sepanjang laut jawa dibuat sebagai batas laut lepas. Definisi garis pantai pada grid elemen hingga didigitasi dari Peta

laut Semarang dari DISHIDROS dengan skala 1:200.000.

Data batimetri yang digunakan dari data ETOPO-1 DEM dengan kerapatan 1 menit (~ 1,85 km) digabung dengan titik batimetri dan kontur dari Peta laut. Harus dicatat bahwa kedalaman nol dari ETOPO-1 tidak cocok dengan peta laut, Sehingga beberapa ketidakcocokan mungkin dapat terjadi. Model hidrodinamis Semenanjung Muria memerlukan sejumlah data parameter lingkungan yang bekerja seperti amplitudo pasut, vektor kecepatan angin dan debit sungai. Data observasi jika tersedia juga diperlukan untuk verifikasi. ADCIRC-2DTR digunakan untuk mensimulasikan transport selama 31-hari dari tanggal 1 September sampai 1 Oktober 2007, dengan koefisien kekasaran dasar $\tau_0=0.0025$ dan time step $\Delta t = 2$ sec. Open boundary di gerakkan oleh 9 konstituen pasut K1, K2, L2, O1, P1, Q1, M2, N2 dan S2. Amplitude pasut dan fasa diturunkan dari database pasut.



Gambar 3. (a) Grid segitiga elemen hingga pada domain Semenanjung Muria, (b) Pembesaran elemen pada kotak (a), (c) Grid elemen hingga kartesian

Parameter utama model yang digunakan untuk mengkalibrasikan model hidrodinamis adalah konstan GWCE, τ_0 . Konstan ini menentukan friksi dasar perairan, yang mempengaruhi elevasi muka air. Model gelombang *Steady State* menggunakan hasil *hindcasting* untuk periode ulang 100 tahunan $H_{\text{significant}}=6,55$ meter dan $T_{\text{peak}}=5,6997$ detik.

3.4. Hasil Simulasi

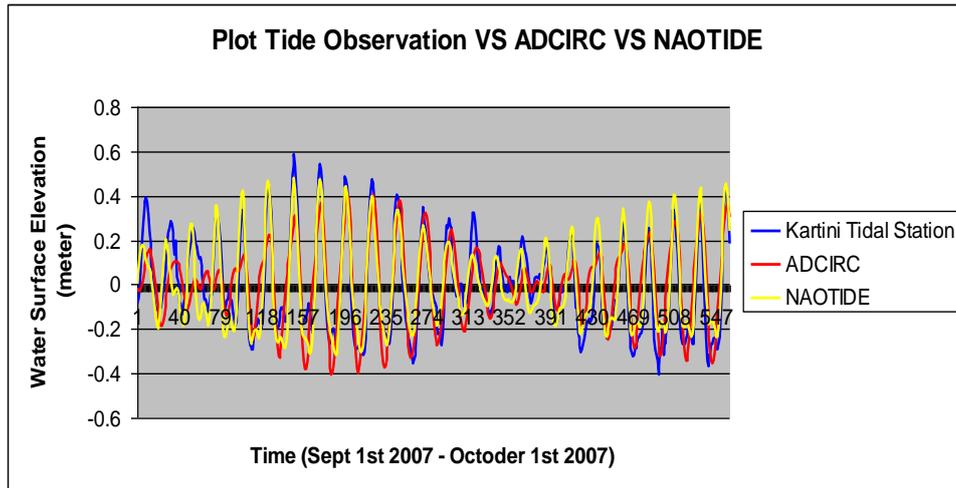
3.4.1. Model Hidrodinamik

Semenanjung Muria [5]

Pasut pada Semenanjung Muria di dominasi pasut diurnal, dengan sekali

pasang dan sekali surut dalam sehari (Gambar 4).

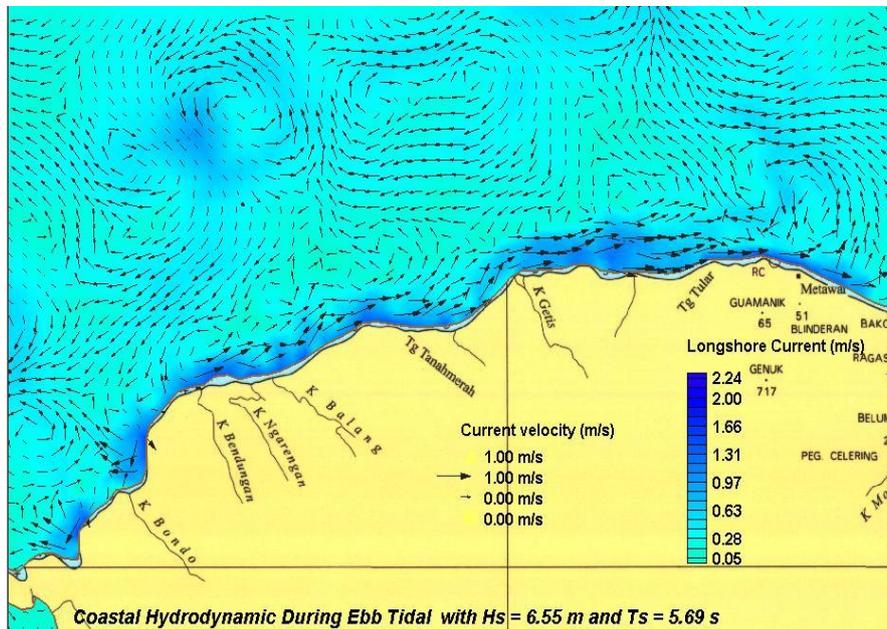
Model ini diverifikasi oleh satu stasiun pengukuran pasut, NAOTIDE dan ADCIRC observasi pasut Muria (*Longitude:* 110.755730555556; *Latitude:* -6.442525). Elevasi muka air di Semenanjung Muria ditentukan hanya oleh pasut. ADCIRC dan NAOTIDE memprediksikan pasut cukup baik terutama fasa pasut. Akan tetapi amplitudo lebih besar dengan orde kurang dari 20 cm. Perbedaan pasut pada 24 jam pertama dikarenakan penstabilan model, dimana fungsi bertingkat digunakan dalam model numerik.



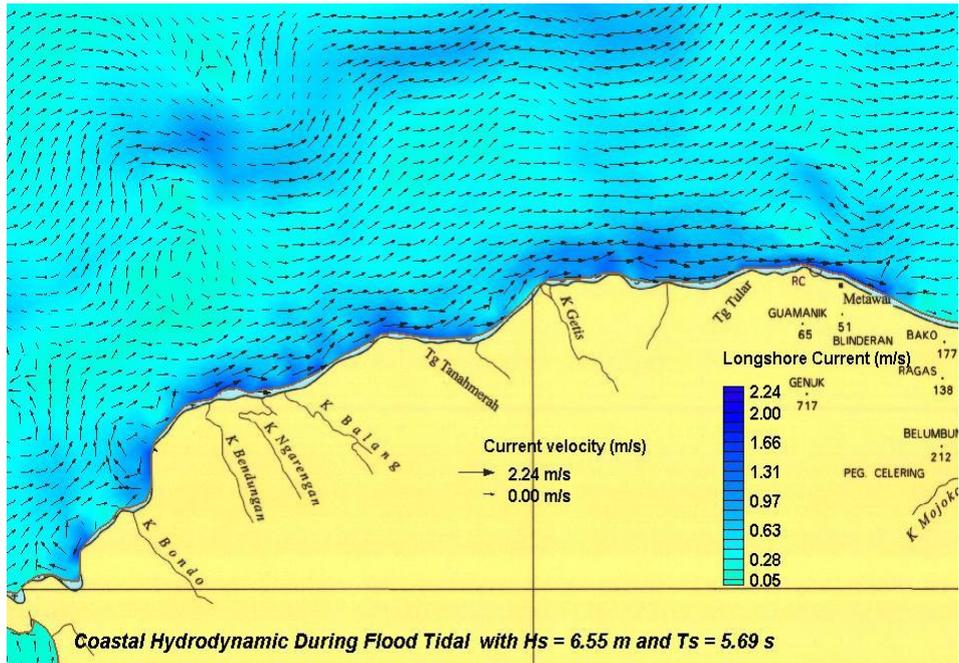
Gambar 4. Perbandingan muka air laut antara pengukuran, model ADCIRC dan pasut prediksi NAOTIDE

Kasus ini memodelkan kondisi simulasi hidrodinamis pantai Tanjung Jati untuk 31 hari dari 1 Agustus 2007 sampai 1 Oktober 2007 hasilnya dapat dilihat

pada Gambar.5 dan Gambar 6. model ini menggabungkan model hidrodinamis dan model gelombang *steady state*.



Gambar 5. Model Hidrodinamik pesisir saat pasang turun dengan arus sejajar pantai maksimum 1 m/s

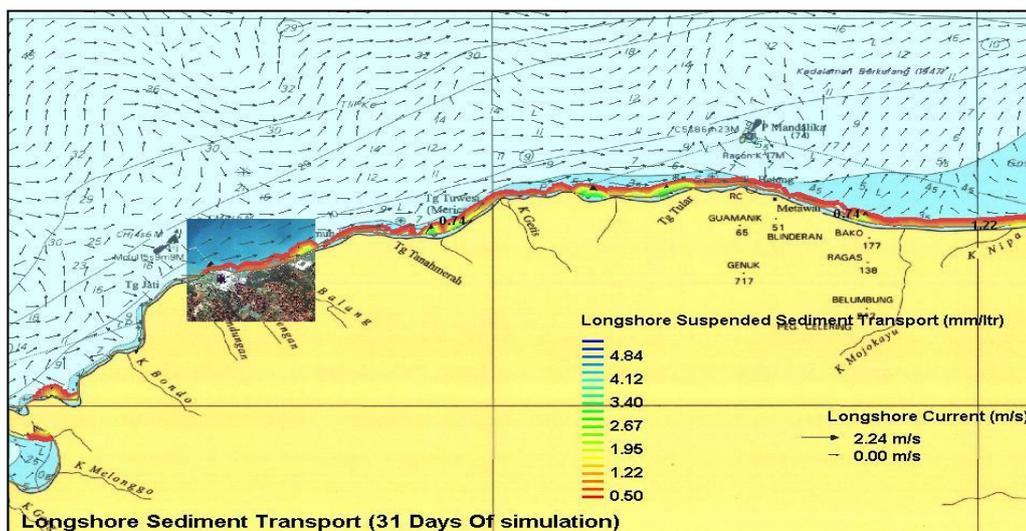


Gambar 6. Model Hidrodinamik pesisir saat pasang tinggi dengan arus sejajar pantai maksimum 2.24 m/s

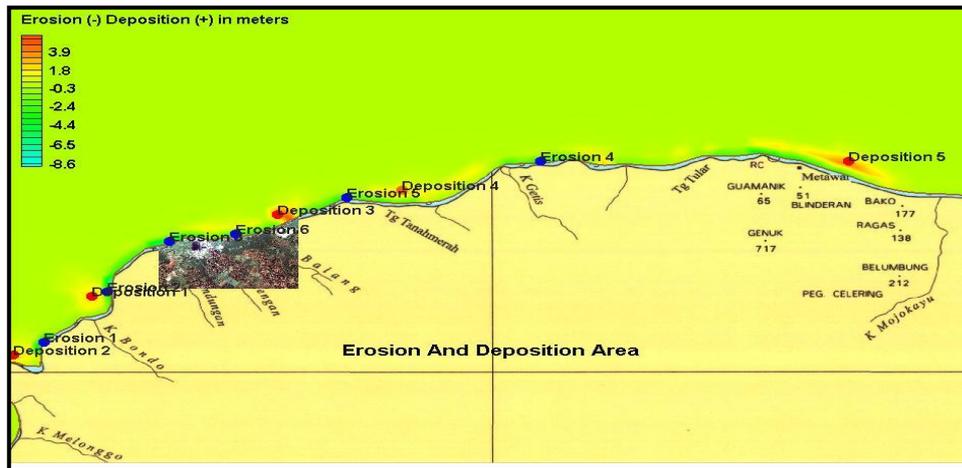
3.4.2. Transport Sedimen di Pesisir Pantai

Karena medan gelombang langsung diaplikasikan ketika model berjalan, proses erosi, suspensi dan deposisi berjalan menurut medan gelombang

tersebut. Hasil model numerik untuk transport sedimen sejajar pantai terlihat pada Gambar 7.



Gambar 7. Sediment transport sejajar pantai ketika kondisi pasut biasa dengan $H_{significant} = 6,55$ meter dan $T_{peak} = 5,6997$ second.



Gambar 8. Penampakan erosi dan deposisi akibat arus sejajar pantai dan arus pasut dengan $H_{\text{significant}} = 6,55$ meter dan $T_{\text{peak}} = 5,6997$ second.

4. Kesimpulan

Dari simulasi perubahan garis pantai, studi kasus Semenanjung Jepara, dengan menggunakan program SMS, maka dapat disimpulkan sebagai berikut :

1. Selama kurun waktu 10 tahun (2007-2017), pada domain Pantai Jepara yang disimulasikan, terjadi penggerusan (erosi) dan pengendapan (akresi) yang berbeda-beda di setiap posisi.
2. Dalam kurun waktu simulasi perubahan garis pantai (10 tahun), terjadi penggerusan pantai (erosi) yang cukup besar pada posisi $x = 2.100$ m (segmen-3), yaitu sebesar 55,35 meter.
3. Dalam kurun waktu simulasi perubahan garis pantai (10 tahun), terjadi pengendapan (akresi) pantai

yang cukup besar pada posisi $x = 2.430$ m (segmen-3), yaitu sebesar 60,08 meter.

4. Melihat cukup besarnya perubahan garis pantai yang terjadi maka perlu direncanakan pembuatan bangunan pelindung pantai.
5. Diperlukan kajian lebih lanjut yang berupa kalibrasi dari pemodelan dengan menggunakan kuantifikasi erosi/deposisi yang terjadi di lapangan.

5. Daftar Pustaka

- [1] Luetlich, R. L., dan J. J. Westerink , *Formulation dan numerical implementation of the 3D ADCIRC finite element model version 36.01*. University of North Carolina, NC. 2002.

- [2] Pdanoe, W. W. dan Edge, B. L., *Cohesive sediment transport in the 3D-hydrodynamic-baroclinic circulation model; Study case for idealized tidal inlet. J. Ocean Engineering*, 31,2227-2252., 2004(a).
- [3] Luettich, R. A. Jr., Westerink, J. J., dan Scheffner, N. W., *ADCIRC: An advanced three-dimensional circulation model for shelves, coasts, dan estuaries, Report 1, Technical Report DRP-92-6, Dredging Res. Prog., USACE, Washington DC, 1992*
- [4]. Susiati, H., Pandoe, W. & Wijarnako A., *Studi Dinamika Transport Sedimen Menggunakan Perunut Radioisotop dan Citra Satelit untuk Evaluasi Rekayasa Perlindungan Pantai Tapak PLTN, Laporan Teknis Program Insentif, Pusat Pengembangan Energi Nuklir – BATAN, Jakarta, 2008.*
- [5]. Center for Nuclear Energy Development, *Final Report: Hydrodynamics Investigation at Muria Peninsula Using Oceanography Modelling, Site Safety Assessment of Nuclear Power Plant at Ujung Lemahabang, Jakarta, 2007.*

Tanya Jawab

1. Endiah P. Hastuti - ATAN

- Mengingat bahwa pada rencana bauran energi pada tahun 2020 adalah 0,7 , kemudian 2025 sebesar 4,5 kali dan 2030 sebesar 7 kali, artinya bahwa tapak tapak yang dianalisis mungkin diperlukan, seberapa jauh data tersebut di maintain oleh PPEN ?
- Model pelindung pantai seperti apa yang akan dibangun untuk semenanjung muria ?

Jawab:

- Setelah pekerjaan konsultan newjcc selesai, PPEN utk selanjutnya melakukan monitoring terhadap kondisi oseanografi salah satunya seperti kondisi garis pantai juga faktor fisik oseanografi yang lain.
- Untuk model pelindung pantai dengan hasil studi ini akan menjadi pertimbangan utk model pelindung pantai yg sesuai dengan kondisi semenanjung muria dan hal ini perlu kajian lebih lanjut.

2. A. Muktaf H. - BAPETEN

- Faktor penolakan apa saja yang diperhitungkan dalam studi ini ?
- Apakah permodelan menggunakan pertimbangan tektonik lempung ?

Jawab:

- Faktor penolakan tapak yang dipakai adalah banjir pantai akibat rob setelah studi hidrodinamikan ini dievaluasi.
- Dalam permodelan khususnya dalam transport sedimen tidak

menggunakan pertimbangan tektonik lempung. Dalam evaluasi pergerakan tsunami baru dipertimbangkan.

RANCANGAN PENGAWASAN JAMINAN MUTU PENYELIDIKAN GEOTEKNIK PADA EVALUASI TAPAK PLTN

Made Pramayuni, Haendra Subekti

Direktorat Keteknikan dan Kesiapsiagaan Nuklir
Badan Pengawas Tenaga Nuklir

ABSTRAK

RANCANGAN PENGAWASAN JAMINAN MUTU PENYELIDIKAN GEOTEKNIK PADA EVALUASI TAPAK PLTN. Sistem bangunan PLTN dibangun diatas permukaan tanah dan batuan. Oleh karena itu evaluasi terhadap tapak PLTN khususnya aspek geoteknik harus dilaksanakan dengan baik dan akurat. Keberhasilan desain dan konstruksi sistem bangunan tersebut tidak terlepas dari kondisi geoteknik di sekitar lokasi PLTN yang akan dibangun. Untuk dapat melakukan analisis geoteknik yang baik dan benar, maka diperlukan data permukaan/bawah tanah yang lengkap. Data-data tersebut dapat diperoleh langsung dari penyelidikan geoteknik lapangan, dan dapat diperoleh juga dari hasil uji laboratorium. Untuk memastikan bahwa penyelidikan geoteknik dilaksanakan secara efektif dan efisien, menghasilkan data yang akurat, serta memenuhi persyaratan keselamatan, kesehatan, keamanan, lingkungan, mutu dan ekonomi maka Program Jaminan Mutu harus ditetapkan dan diterapkan. Pengawasan penerapan PJM diperlukan untuk memastikan pekerjaan dilakukan sesuai PJM yang telah ditetapkan dan persyaratan yang berlaku.

Kata Kunci : Geoteknik, Jaminan Mutu, Tapak PLTN

ABSTRACT

DESIGN OF QUALITY ASSURANCE SURVEILLANCE OF GEOTECHNICAL INVESTIGATION IN EVALUATION OF NUCLEAR POWER PLANTS SITING.. *System of building Nuclear Power Plants (NPP) is built above ground surface and rocks. Therefore, the geotechnical aspects evaluation of NPP siting in particular must be implemented properly and accurately. The successful of the design and construction of the building system is influenced by geotechnical conditions in the vicinity of NPP will be built. To be able to perform geotechnical analysis is good and true; it's required data of surface/underground completely. These data can be obtained directly not only from the geotechnical field investigations, but also can be obtained from the laboratory tests results. To ensure that geotechnical investigations are conducted effectively and efficiently, produce accurate data, as well as meeting the requirements of safety, health, safety, environmental, quality and economic, then the Quality Assurance Program (QAP) should be established and implemented. Supervision of the QAP implementation is required to ensure the work is done according to QAP that have been established and applicable requirement.*

Keywords: Geotechnical, Quality Assurance, NPP siting.

1. Pendahuluan

Undang-Undang Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran Pasal 17 Ayat 2 menyatakan bahwa

pembangunan dan pengoperasian reaktor nuklir dan instalasi nuklir lainnya wajib memiliki izin. Izin tahap pertama dalam pembangunan reaktor

nuklir adalah izin tapak. Peraturan Pemerintah Nomor 43 Tahun 2006 tentang Perizinan Reaktor Nuklir Pasal 8 Ayat 1 menyatakan bahwa sebelum mengajukan permohonan izin tapak, Pemohon harus melaksanakan kegiatan Evaluasi Tapak. Untuk melaksanakan kegiatan evaluasi tapak ini, Pemohon disyaratkan untuk memiliki dan menerapkan Program Evaluasi Tapak dan Program Jaminan Mutu Evaluasi Tapak. Program jaminan mutu (PJM) berlaku untuk seluruh kegiatan evaluasi tapak yang berpengaruh terhadap keselamatan, atau dapat berkontribusi terhadap penurunan parameter yang pada akhirnya akan memberikan kontribusi pada desain dan konstruksi PLTN. Sistem bangunan PLTN dibangun diatas permukaan tanah dan batuan. Keberhasilan desain dan konstruksi sistem bangunan tersebut tidak terlepas dari kondisi geoteknik di sekitar lokasi PLTN yang akan dibangun. Untuk dapat melakukan analisis geoteknik yang baik dan benar, maka diperlukan data permukaan bawah tanah yang lengkap. Data-data tersebut dapat diperoleh langsung dari survey/penyelidikan geoteknik lapangan, dan dapat diperoleh juga dari hasil uji laboratorium terhadap sampel tanah dan batuan yang diambil dari

permukaan bawah tanah. Data-data yang diperlukan, diambil beberapa meter bahkan puluhan meter di bawah permukaan tanah. Dengan demikian penyelidikan lapangan harus mampu mendeteksi/melakukan pengetesan di/dari kedalaman permukaan tanah tersebut bahkan harus dapat mengambil sampel-sampel tanah dan batuan. Selain penyelidikan lapangan, penyelidikan laboratorium juga memerlukan ketelitian dan pengawasan untuk mendapatkan data hasil yang memuaskan. Oleh karena itu penerapan program jaminan mutu mutlak dilakukan pada penyelidikan geoteknik.

Penerapan PJM bertujuan untuk melaksanakan evaluasi tapak khususnya penyelidikan geoteknik secara efektif dan efisien, menghasilkan data yang akurat, serta memenuhi persyaratan keselamatan, kesehatan, keamanan, lingkungan, mutu dan ekonomi secara memuaskan. Untuk memastikan penerapan PJM terhadap kegiatan evaluasi tapak PLTN khususnya penyelidikan geoteknik, maka diperlukan pengawasan oleh lembaga/institusi terkait.

Makalah ini akan membahas mengenai rancangan pengawasan terhadap penerapan jaminan mutu pada

penyelidikan geoteknik, yang mencakup proses penyelidikan geoteknik, kriteria pemilihan laboratorium serta pengawasan penerapan jaminan mutu.

2. Metodologi

Pengawasan penerapan jaminan mutu penyelidikan geoteknik dirancang melalui studi literature dengan referensi code dan standar yang diterbitkan IAEA; badan pengawas tenaga nuklir dunia lain seperti USNRC, CNSC, AERB; serta Peraturan Kepala BAPETEN yang telah di terbitkan terkait evaluasi tapak aspek geoteknik.

3. Hasil dan Pembahasan

3.1. Proses Penyelidikan Geoteknik

Geoteknik adalah suatu bagian dari cabang ilmu teknik sipil yang mempelajari struktur bawah tanah, mekanika tanah dan batuan, serta teknik pondasi.

Pada umumnya penyelidikan geoteknik terbagi atas 2 jenis, yaitu:

1. Penyelidikan geoteknik pendahuluan

Penyelidikan geoteknik pendahuluan atau tahap pemilihan mencakup hal-hal berikut: Identifikasi lokasi terbaik dari beberapa lokasi; Evaluasi beberapa alternative lokasi; Tinjauan terhadap aspek geologi dan identifikasi kondisi bawah permukaan

melalui data-data yang berasal dari dokumen terkini maupun historis, serta pengamatan/investigasi lapangan.

Data-data yang berasal dari dokumen terkini dan historis meliputi: data geologi, peta topografi, peta zona daerah rawan banjir, permasalahan konstruksi masa lampau, foto udara, pemetaan jarak jauh (*remote sensing*), serta sumber informasi lain yang berasal dari institusi terkait. Pengumpulan dan pengkajian data yang tersedia diperlukan untuk membantu penyelidikan lapangan, penentuan lokasi dan kedalaman pengeboran.

Pengamatan lapangan diperlukan untuk memperluas informasi topografi, geologi, dan geoteknik. Data dan informasi tersebut akan sangat membantu dalam menyusun program/rencana penyelidikan geoteknik.

2. Penyelidikan geoteknik terperinci

Penyelidikan terperinci mutlak dilakukan untuk mengetahui karakteristik lokasi terpilih secara terperinci, yang diperlukan untuk pekerjaan desain dan konstruksi. Penyelidikan pada tahap ini mencakup pengeboran dan pengujian untuk mengetahui stratigrafi umum, karakteristik tanah maupun batuan, kondisi muka air tanah dan kondisi lain

yang penting untuk keperluan desain dan konstruksi.

3.2. Penyelidikan Geoteknik Lapangan (*Site Investigation*)

Penyelidikan geoteknik lapangan terdiri atas: penyelidikan atas permukaan dan penyelidikan bawah permukaan.

Penyelidikan Atas Permukaan mencakup:

- a. Morfologi, merupakan penyelidikan permukaan yang mempelajari bentuk permukaan bumi, seperti topografi dan batimetri.
- b. Hidrologi, merupakan penyelidikan permukaan yang mempelajari aliran air bumi/siklus air.
- c. Pemetaan geologi, merupakan hasil dari penyelidikan permukaan yang dituangkan dalam gambar 2 dimensi. Peta geologi mencakup stratigrafi, struktur geologi, sejarah geologi, zona tidak stabil, penyebaran detail tanah dan batuan, gejala geologi lain.

Penyelidikan bawah permukaan merupakan penyelidikan yang mencakup: Investigasi lapangan (*in-situ*), pengeboran dan pengambilan sampel.

3.3. Investigasi lapangan (*in-situ*)

Investigasi lapangan (*in-situ*) terdiri atas:

a. Pengujian Geofisik

Pengujian geofisik merupakan uji langsung di lokasi dan mencakup area yang luas (baik kedalaman maupun permukaan). Pengujian ini dapat digunakan untuk menentukan stratigrafi tanah; mendeteksi perubahan tanah dasar dan lokasi lubang kavitas bawah tanah secara cepat; serta mengidentifikasi prasarana/gangguan bawah tanah.

Metode yang biasa digunakan pada pengujian geofisik adalah refraksi seismic (*Seismic Refraction/SR*), *Crosshole Seismic Tests*, *Downhole Seismic Tests*, *surface waves*, *electromagnetic waves*, *mechanical waves*.

b. Pengujian Geoteknik

Pengujian geoteknik dilakukan pada lokasi yang dipilih dan merupakan pengujian pada kisaran daerah yang sempit. Metode yang biasa digunakan pada pengujian geoteknik adalah *Cone Penetration Test/CPT*, *Standard Penetration Test/SPT*, *Pressure Meter Testing/PMT*, *Dilatometer Testing/DMT*, *vane shear Test/VST*.

3.4. Pengeboran dan Pengambilan Sampel

Prosedur pengeboran dan pengambilan sampel tanah dan batuan harus dibuat dan diterapkan sesuai dengan ketentuan yang berlaku. Pengawasan terhadap pekerjaan pengeboran dan pengambilan sampel harus dilakukan secara ketat. Pengawasan progress pekerjaan juga harus dilakukan untuk mengetahui kuantitas dan kualitas mutu pekerjaan.

a. Pengeboran dan pengambilan sampel tanah

Pengeboran dan pengambilan sampel tanah dapat dilakukan dengan berbagai peralatan yang berbeda. Untuk memastikan kualitas sampel tanah yang diperoleh telah memadai, maka metode yang digunakan harus sesuai dengan kondisi tanah dan air tanah. Pengeboran dapat dilakukan dengan menggunakan alat bor auger tangga putar batang menerus (*solid stem continuous flight*), bor auger batang berlubang (*hollow stem*), bor putar (*rotary wash borings*) atau *hand bor*. Apabila sampel tanah yang diperoleh hanya sedikit atau tidak sama sekali, maka harus dilakukan percobaan lain dengan menggunakan metode dan/atau peralatan lain. Metode pengambilan sampel harus dikaji dan

peralatannya harus diperiksa untuk mengetahui sebab-sebab tidak diperolehnya sampel. Setiap sampel yang terambil harus diberi tanda secara jelas (jumlah bor, kedalaman). Setiap tahapan kegiatan pengambilan, pengeluaran, penyimpanan dan pengujian sampel tanah akan menimbulkan berbagai tingkat gangguan. Gangguan pada sampel tanah akan mempengaruhi hubungan tegangan-regangan, kuat geser, konsolidasi dan parameter lain yang diukur dengan pengujian laboratorium. Oleh karena itu penanganan dan pemeliharaan sampel harus sesuai standar yang berlaku. Standar yang biasa digunakan untuk penanganan dan pemeliharaan sampel tanah adalah ASTM D 4220 *Practices for preserving and transportating soil samples*.

b. Pengeboran dan pengambilan sampel batuan/Penyelidikan Batuan

Metode penyelidikan batuan mencakup pengeboran, sumuran uji, pemetaan geologi, dan metode geofisik. Metode utama yang digunakan untuk pengambilan sampel batuan untuk keperluan pengujian dan penilaian kualitas serta struktur batuan adalah pengeboran inti. Metode sumur uji, bor

tanpa inti, dan geofisik digunakan untuk mengidentifikasi bagian atas batuan.

Pengeboran dan pengambilan sampel batuan hendaknya mengacu pada *Commision on standardization of laboratory and field test* atau *international society for rock mechanics/ISRM*. Jika lapisan terlalu keras dapat menggunakan standar ASTM D 2113 *practice for diamond core drilling for site investigation*. Pemeliharaan terhadap sampel batuan yang telah didapat harus dilakukan untuk melindungi sampel dari goncangan/kejutan dan getaran atau perubahan temperatur. Perawatan dan pemeliharaan sampel batuan dapat mengikuti ASTM D 5079 *practices for preserving ang transporting rock core sampel*.

3.5. Penutupan Lubang Hasil Pengeboran

Semua lubang bor harus ditutup dengan baik pada saat penyelesaian penyelidikan lapangan dengan mempertimbangkan keselamatan dan pencegahan pencemaran lapisan tanah dan air tanah.

3.6. Pengujian Laboratorium

Uji laboratorium dilakukan pada sampel yang diperoleh melalui metode

eksplorasi langsung. Tujuan uji laboratorium adalah untuk melengkapi data parameter tanah dan batuan. Data dari hasil uji laboratorium dikonfirmasi dengan data uji lapangan untuk karakterisasi tentang tanah dan batuan pada tapak secara menyeluruh. Setiap ketidaksesuaian antara uji lapangan dan uji laboratorium harus diselaraskan. Jika terdapat perbedaan yang mencolok antara sifat-sifat yang diukur, maka seorang ahli geoteknik harus melakukan analisis. Jika perbedaan tidak dapat diterima, data tersebut harus ditolak. Data yang ditolak harus dimasukkan ke dalam laporan faktual disertai alasan penolakannya.

3.7. Uji Laboratorium Tanah

Uji laboratorium yang dilakukan pada tanah mencakup uji klasifikasi tanah, uji indeks, uji geser, uji konsolidasi, dan uji permeabilitas.

3.8. Uji Laboratorium Batuan

Uji laboratorium batuan dilakukan untuk menentukan kekuatan dan sifat elastis benda batuan utuh dan potensi degradasi dan desintegrasi batuan.

Parameter batuan yang dihasilkan digunakan untuk desain urugan batuan,

lereng galian, fondasi dangkal maupun dalam, perkiraan material pelindung. Parameter deformasi dan kekuatan dari benda uji utuh akan membantu dalam

evaluasi massa batuan dengan skala lebih besar yang dikontrol dengan ciri-ciri adanya rekahan dan diskontinuitas, tekanan air dan keadaan geostatik

Tabel 1. Metode pengujian standar untuk penyelidikan tanah yang diterbitkan SNI dan ASTM

Uji pada tanah	Jenis Uji	Metode Pengujian Standar	
		SNI	ASTM
Klasifikasi tanah	Klasifikasi tanah		D 2487-93
	Klasifikasi gambut		D 4427-92
sifat fisik dan kimia	Kadar air asli tanah	SNI 03-1965-1990	D 2216 D 4959
	Kadar air asli tanah organik		D 2974
	Diskripsi tanah		D 2488
	Batas konsistensi (<i>Atterberg limit</i>)		D 423 D 424
	Batas susut (metode merkuri)		D 427 D 4943
	Analisis gradasi		D 421 D 2217
	Distribusi ukuran partikel	SNI 03-3423-1994	D 422
	Berat jenis	SNI 03-1964-1990	D 854
	Prosentase butiran tanah		D1140
	Kepadatan relatif		D 2049
	Kompaksi/kemadatan	SNI 03-1742-1989 SNI 03-1743-1989	D 698 D 1557
	Kadar garam		D 4542
	Konduktivitas (<i>laboratory methode for testing peat-Ontorio peatland inventory project</i>)		
	pH tanah		D 4972
	Kandungan organik		D 2974
	Pinhole test	SNI 03-3405	D 4647
kuat geser, konsolidasi, permeabilitas, dan kompresibilitas	Tekan bebas		D 2166
	Geser langsung	SNI 03-3420-1994	D 3080
	Uji konsolidasi satu-dimensi	SNI 03-2812-1992	D 2435
	Permeabilitas	SNI 03-2435-1991	D 2434 D 5084
	Uji kompresi triaksial UU (<i>Unconsolidated Undrained</i>)	SNI 03-4813-1998	D 2850
	Uji kompresi triaksial CU (<i>Consolidated Undrained</i>)	SNI 03-2455-1991	D 4767
	Uji kompresi triaksial CD (<i>Consolidated Drained</i>)		D 2850
	<i>Cyclic Triaxial strain-controlled</i>		D 3999
	<i>Cyclic Triaxial stress-controlled</i>		D 5311

	<i>Cyclic simple shear</i> ²		
	<i>Resonant column</i>		D 4015

Tabel 2. Metode pengujian standar untuk penyelidikan batuan yang diterbitkan SNI dan ASTM.

Uji pada batuan	Jenis Uji	Metode Pengujian Standar	
		SNI	ASTM
Uji Kekuatan batuan	Indeks bebab titik	SNI 03-2814	D 5731
	Uji Tekan uniaksial (<i>uniaxial compression strength=UCS</i>)	SNI 03-2825	D 2938
	Uji tarik belah batuan utuh tdk langsung (<i>splitting Tensile test</i>)	SNI 06-2486	D 3967
	Uji kuat geser langsung batuan (<i>direct shear strength</i>)	SNI 06-2486	D 3967
Uji Ketahanan	Uji tahan lekap batuan (<i>slake Durability Tests</i>)	SNI 03-3406	D 4644
	Keawetan riprap (<i>Soundness</i>)		D 5240
Karakteristik deformasi batuan	Uji modulus elastisitas		D 3148
	Uji Ultrasonik		D 2845

3.9. Kriteria Pemilihan Laboratorium

Pemilihan laboratorium uji merupakan bagian yang tak terpisahkan dengan proses perencanaan penyelidikan geoteknik. Sebelum rencana rinci diselesaikan, pemohon harus menominasikan laboratorium yang akan melaksanakan pengujian. Lembaga/instansi terkait yang mengawasi penyelidikan geoteknik juga harus memiliki persyaratan terhadap laboratorium yang akan melakukan pengujian.

Hal ini dimaksudkan agar data yang dihasilkan memiliki ketepatan dan keakuratan.

Menurut ASTM D3740-92 untuk menilai kemampuan suatu laboratorium

pengujian secara objektif dalam memberikan pelayanan yang dibutuhkan oleh pengguna jasa, maka persyaratan berikut harus dipenuhi:

a. Organisasi Laboratorium

Informasi-informasi berikut harus tersedia:

- nama dan alamat resmi dari kantor utama,
- nama dan jabatan petugasnya,
- kepemilikan dari laboratorium,
- wilayah bidang pelayanan secara geografis,
- pelayanan teknis terkait yang ada,
- tipe para pengguna jasa,

- organisasi atau laboratorium lain yang bekerja sama yang memberikan dukungan dalam pelayanan,
 - akreditasi atau sertifikat pengakuan lainnya yang menunjukkan tingkat kemampuan laboratorium yang bersangkutan.
- b. SDM laboratorium
- Informasi-informasi berikut harus tersedia:
- Bagan laboratorium yang mendeskripsikan jabatan personil dan garis wewenang serta tanggung jawab masing-masing jabatan,
 - Uraian tugas masing-masing jabatan personil, termasuk pendidikan, pelatihan, dan pengalaman,
- c. Kualifikasi personil
- seorang *ahli profesional* yang bertanggungjawab memberikan perintah teknis dan manajemen terhadap jasa yang diberikan. Personil pada posisi ini harus merupakan karyawan tetap dari laboratorium dengan pengalaman minimal 5 tahun dalam bidang pengujian tanah,
 - *teknisi pengawas* yang paling tidak memiliki pengalaman selama 5 tahun dalam melakukan pengujian tanah dan dapat mendemonstrasikan kemampuannya, baik secara tertulis maupun penjelasan lisan, atau keduanya; memiliki kemampuan untuk melakukan pengujian dengan prosedur yang telah ditentukan; ia juga harus mampu untuk mengevaluasi hasil pengujian untuk memenuhi persyaratan yang diminta,
 - *teknisi pelaksana pengujian* merupakan personil yang telah mendapatkan pelatihan yang memadai untuk melaksanakan pengujian yang ditugaskan kepadanya secara tepat, dan dapat mendemonstrasikan kemampuannya; ia harus bekerja dibawah pengawasan dari teknisi pengawas dan *tidak boleh diijinkan untuk mengevaluasi hasil pengujiannya sendiri* .
- d. Verifikasi terhadap kemampuan
- Fasilitas laboratorium harus diaudit oleh pihak berwenang paling sedikit satu kali dalam 2 tahun.
- e. Persyaratan pengujian
- laboratorium harus memenuhi persyaratan mengenai peralatan dan prosedur pengujian sebagaimana diisyaratkan dalam

- metode-metode uji standar yang digunakan,
- laboratorium harus memiliki peralatan uji yang memadai dan memiliki fasilitas penyimpanan, persiapan serta pengujian dan analisis contoh tanah.
- f. Persyaratan tambahan untuk peralatan pengujian Kalibrasi harus dilakukan untuk berbagai variasi peralatan.
- g. Persyaratan sistem mutu laboratorium:
- memiliki manual mutu yang tertulis,
 - menunjuk seorang dalam organisasi laboratorium, yang bertanggung jawab memelihara sistem mutu laboratorium tersebut,
 - menyimpan daftar inventaris yang sesuai dengan keberadaan peralatan secara fisik,
 - menyimpan dokumen yang berhubungan dengan sertifikat kalibrasi, verifikasi dan toleransi yang diijinkan,
 - menyimpan dokumen-dokumen yang menjelaskan :
 1. prosedur penanganan keluhan teknis dari klien,
 2. prosedur penjaminan kualitas unit pelayanan teknis eksternal,
 3. prosedur pencatatan, pemeriksaan dan pemrosesan data, pelaporan hasil pengujian,
 4. prosedur untuk identifikasi, penyimpanan sementara, penyimpanan tetap dan pembuangan contoh tanah.
- h. Persyaratan pencatatan dan pelaporan
- Laboratorium harus menyimpan rekaman verifikasi dari setiap laporan yang dikeluarkan,
 - Rekaman untuk setiap laporan, dan catatan lainnya yang terkait, harus disimpan dan memuat nama-nama personil yang melakukan pekerjaan pengujian,
 - Catatan yang harus disimpan meliputi
 - hasil dari audit internal maupun eksternal,
 - hasil program pelatihan yang diberikan pada personil laboratorium,
 - verifikasi dari kemampuan laboratorium,
 - hasil persyaratan untuk kalibrasi dan verifikasi.

- Informasi lain yang akan dimasukkan dalam laporan harus rinci, seperti:
 - Informasi tentang kegiatan,
 - sampel tanah/batuan atau jenis pengujian yang dilakukan,
 - Nama dan kedudukan personil yang bertanggung jawab secara teknik terhadap laporan,
 - Metode standar yang digunakan.

3.10. Pengawasan Penerapan Jaminan Mutu

Program jaminan mutu harus ditetapkan dan diterapkan untuk memastikan bahwa kegiatan evaluasi tapak dilakukan secara benar dan memuaskan. Pemohon juga harus mengidentifikasi dan membuat proses-proses dalam kegiatan evaluasi tapak, khususnya terkait aspek geoteknik. Secara garis besar proses-proses utama yang dilakukan pada kegiatan evaluasi tapak aspek geoteknik telah terangkum pada bagian 3 makalah ini. Pengawasan terhadap penerapan jaminan mutu pada penyelidikan geoteknik diperlukan untuk memverifikasi bahwa program jaminan mutu yang telah ditetapkan, diterapkan

sesuai dengan persyaratan/standar yang berlaku.

Pengawasan jaminan mutu penyelidikan geoteknik minimal harus mencakup hal-hal berikut:

a. Program Jaminan Mutu

Pengawas harus memastikan bahwa PJM telah ditetapkan dan diterapkan (termasuk rencana, prosedur, dan instruksi kerja terkait penyelidikan geoteknik). Secara khusus, pengawas harus memastikan bahwa:

- Pemohon tetap bertanggung jawab penuh untuk penetapan dan pelaksanaan semua persyaratan jaminan mutu, termasuk program yang didelegasikan kepada kontraktor atau konsultan.
- Kegiatan yang mempengaruhi mutu, seperti pengeboran, pengambilan sampel, pengujian lapangan, pengujian laboratorium, analisis data, spesifikasi, kendali dokumen dan rekaman, sesuai dengan prosedur atau instruksi kerja yang telah ditetapkan.
- Personil yang melakukan pengeboran, pengujian laboratorium, ahli geoteknik, auditor memiliki rekaman kualifikasi yang tersertifikasi.

- Manajemen dari organisasi pelaksana, secara teratur menilai kecukupan program dimana mereka bertanggung jawab untuk memastikan pelaksanaan PJM secara efektif.

b. Kinerja

Pengawas harus memastikan bahwa prosedur, instruksi kerja, dan gambar-gambar terkait penyelidikan tapak aspek geoteknik dikembangkan dan diterapkan, termasuk kriteria penerimaan secara kualitatif dan kuantitatif mencakup hal-hal berikut:

- Pengendalian pengujian lapangan dan laboratorium harus dilaksanakan sesuai dengan prosedur yang telah ditetapkan. Pengawas harus memastikan prosedur pengujian:
 - memasukkan persyaratan dan batas penerimaan;
 - mencakup ketentuan untuk memastikan bahwa semua persyaratan telah terpenuhi;
 - instrumentasi uji tersedia dan digunakan secara memadai;
 - menggunakan standar acuan yang benar;
 - pengujian dilakukan pada kondisi lingkungan yang sesuai.

- Pengukuran dan peralatan pengujian yang digunakan harus mempunyai jenis, jangkauan, akurasi dan presisi yang sesuai dan dalam kondisi baik saat digunakan.

- Penanganan, penyimpanan dan pengiriman sampel harus sesuai dengan prosedur yang telah ditetapkan yang mengacu pada standar nasional atau internasional.

- Kendali rekaman terhadap kegiatan penyelidikan geoteknik harus dilakukan. Pengawas harus memastikan bahwa rekaman lengkap, mudah dibaca, memadai, cukup terlindung dan mampu telusur.

- Tindakan korektif harus dilakukan terhadap ketidaksesuaian.

c. Metode Penilaian

Pengawas harus memastikan bahwa pemohon melaksanakan kegiatan audit baik terencana maupun periodik untuk mengkonfirmasi kegiatan yang mempengaruhi mutu sesuai dengan PJM. Pengawas juga harus memastikan hasil audit dilaporkan dan ditinjau oleh manajemen yang bertanggung jawab.

4. Kesimpulan

- Proses utama penyelidikan geoteknik mencakup pengumpulan data, penyelidikan lapangan, pengeboran dan pengambilan sampel tanah serta batuan, penutupan lubang hasil pengeboran, pengujian laboratorium, analisa data, pembuatan laporan.
- Prosedur yang digunakan untuk melaksanakan proses utama harus memenuhi standar nasional atau internasional.
- Pengujian laboratorium harus dilakukan oleh laboratorium yang memenuhi kriteria dan telah terakreditasi.
- Program Jaminan Mutu merupakan alat yang digunakan untuk memastikan bahwa evaluasi tapak khususnya penyelidikan geoteknik dilaksanakan secara efektif dan efisien, menghasilkan data yang akurat, serta memenuhi persyaratan keselamatan, kesehatan, keamanan, lingkungan, mutu dan ekonomi secara memuaskan.
- Pengawasan penerapan PJM diperlukan untuk memastikan pekerjaan dilakukan sesuai

dengan PJM yang telah ditetapkan.

5. Daftar Pustaka

- [1] Badan Pengawas Tenaga Nuklir, *Perizinan Reaktor Nuklir, PP 43 tahun 2006*, BAPETEN, Jakarta, 2006
- [2] Badan Pengawas Tenaga Nuklir, *Sistem Manajemen Fasilitas dan Kegiatan Pemanfaatan Tenaga Nuklir*, Perka BAPETEN No. 4/Ka-BAPETEN/IX-10, BAPETEN, Jakarta, 2010.
- [3] Badan Pengawas Tenaga Nuklir, *Jaminan Kualitas Instalasi Nuklir*, Perka BAPETEN No. 7/Ka-BAPETEN/V-99, BAPETEN, Jakarta, 1999.
- [4] Badan Pengawas Tenaga Nuklir, *Ketentuan Keselamatan Evaluasi Tapak Reaktor Nuklir*, Perka BAPETEN No. 5 Tahun 2007, BAPETEN, Jakarta, 2007.
- [5] Badan Pengawas Tenaga Nuklir, *Evaluasi Tapak Reaktor Daya Untuk aspek Geoteknik dan Pondasi Reaktor Daya*, Perka BAPETEN No. 4 Tahun 2008, BAPETEN, Jakarta, 2008.
- [6] Departemen Pekerjaan Umum, *Panduan GEoteknik 2*, Pedoman

- Kimpraswil Pt T-09-2002-B, Dept. PU, Jakarta, 2002.
- [7] Departemen Pekerjaan Umum, *Panduan GEoteknik 3*, Pedoman Kimpraswil Pt M-0-2002-B, Dept. PU, Jakarta, 2002.
- [8] US Department Of Transportation, *Subsurface Investigation – Geotechnical Site Characterization*, FHWA, Washington DC, 2002.
- [9] International Atomic Energy Agency, *The Management System for Nuclear Installations*, IAEA Safety Standards Series No. GS-G-3.5, IAEA, Vienna 2009.
- [10] International Atomic Energy Agency, *Quality Assurance for safety in NPP and Other Nuclear Installations*, IAEA Safety Series No. 50-C/SG-Q, IAEA, Vienna 1996.
- [11] U.S. Nuclear Regulatory Commission, *Review of Geotechnical and Site Characterization Activities*, NRC Inspection Manual, Washington DC 2007.
- [12] Atomic Energy Regulatory Board, *Geotechnical Aspect And Safety Of Foundation Building And Structures Important To Safety Of NPP*, AERB Safety Guide, Mumbai 2008.
- [13] Canadian Nuclear Safety Commission, *Site Evaluation for New NPP*, Draft Regulatory Document, Ontario, 2007.

ANALISIS DISTRIBUSI ENERGI TERMAL UNTUK PRODUKSI HIDROGEN DALAM DESAIN KONSEPTUAL RGTT200K

Tumpal Pandiangan, Ign Djoko Irianto

Pusat Teknologi Reaktor dan Keselamatan Nuklir (PTRKN) BATAN

ABSTRAK

ANALISIS DISTRIBUSI ENERGI THERMAL UNTUK PRODUKSI HIDROGEN DALAM DESAIN CONSEPTUAL RGTT200K. RGTT200K adalah Reaktor Gas Temperatur Tinggi (RGTT) yang secara konseptual didesain untuk pembangkit listrik, produksi hidrogen dan desalinasi. Proses produksi hidrogen dalam desain ini menerapkan metode termokimia Iodine-Sulphur. Guna meningkatkan efisiensi konversi termal dalam instalasi produksi hidrogen perlu dirancang suatu distribusi energi termal dan temperatur yang terkait dengan proses-proses dalam metoda termokimia Iodine-Sulphur. Dalam metoda ini terdapat 7 jenis proses yaitu : (i) Reaksi dekomposisi H_2SO_4 (ii) Perlakuan vaporization (iii) Perlakuan Prevaporizer (iv) Perlakuan Flas 4 (v) Perlakuan dekomposisi HI (vi) Perlakuan Flash 1-3 dan (vii) Reaksi Bunsen. Untuk mengatur distribusi energi dan temperatur yang sesuai dengan kebutuhan masing masing proses digunakan 3 buah heat exchanger (HE). Perhitungan distribusi energi melalui distribusi aliran gas helium telah dilakukan dengan bantuan program aplikasi Scilab, sehingga dapat diketahui distribusi energi termal untuk produksi 1 mol hidrogen. Dari model ini dapat dihitung kebutuhan energi termal untuk produksi hidrogen pada kapasitas yang diinginkan. Dalam RGTT200K, secara konseptual telah didesain debit helium sebesar 20 kg/s, sehingga kapasitas produksi hidrogen secara efisien dibutuhkan 15347,8 kkal untuk 21,74 mol H_2 .

Kata kunci : distribusi energi termal, produksi hidrogen, metode termokimia Iodine-Sulphur

ABSTRACT

THERMAL ENERGY DISTRIBUTION ANALYSIS FOR HYDROGEN PRODUCTION IN RGTT200K CONSEPTUAL DESIGN. RGTT200K is a high temperature gas-cooled reactor (HTGR) which conceptually designed for power generation, hydrogen production and desalination. Hydrogen production process in this design uses thermochemical method of Iodine-Sulphur. To increase the thermal conversion efficiency in hydrogen production installations, it needs to design a thermal energy distribution and temperature associated with the process of thermo-chemical processes in the method of Iodine-Sulphur. In this method there are 7 kinds of processes: (i) H_2SO_4 decomposition reaction (ii) treatment of vaporization (iii) treatment of prevaporizer (iv) treatment of flas 4 (v) treatment of decomposition of HI (vi) treatment of the flash 1-3 and (vii) Bunsen reaction. To regulate the distribution of energy and temperature appropriate to the needs of each process used 3 pieces of heat exchanger (HE). Calculation of energy distribution through the distribution of helium gas flow has been done with Scilab application programs, so that can know the distribution of thermal energy for production of 1 mole of hydrogen. From this model, it can calculate the thermal energy requirement for production of hydrogen at the desired capacity. In the conceptual design of RGTT200K, helium discharge has been designed by 20 kg/s, so that an efficient hydrogen production capacity needed to produce 15347.8 for 21.74 mole of H_2 .

Keywords : thermal energy distribution, hydrogen production, method of Iodine-Sulphur

1. Pendahuluan

Perkembangan teknologi internasional menunjukkan bahwa dalam jangka satu dekade ke depan era sel bahan bakar (*fuel cell*) segera akan mengambil peran dalam diversifikasi sumber energi. Sel bahan bakar dapat mengkonversi energi yang terkandung dalam hidrogen menjadi energi listrik dengan efisiensi 75% (diproyeksikan akan mencapai 80%). Beberapa keunggulan sel bahan bakar dan teknologi yang telah dicapai pada saat ini menjanjikan bahwa teknologi konversi energi jenis ini cukup memadai, baik dalam jumlah ragam aplikasi (penggerak generator listrik, alat transportasi, peralatan elektronik) maupun kualitas (bersih, berkelanjutan, dan memanfaatkan sumber energi terbarukan).

Dengan perkembangan iptek yang sangat pesat, kini telah diketahui secara umum bahwa hidrogen adalah merupakan pembawa energi (*energy carrier*) yang fleksibel dan sangat baik. Protokol Kyoto menyarankan untuk mempromosikan pemanfaatan hidrogen sebagai sumber energi yang bersih dan terbarukan.

Proses elektrolisis membutuhkan energi termal dan listrik pada temperatur 5000°C [1]. Teknologi

produksi hidrogen ini sangat sederhana, tetapi mempunyai kelemahan ekonomi yaitu, selain energi termal masih membutuhkan energi listrik. Teknologi produksi hidrogen dengan reformasi uap metana sudah banyak dikenal di kalangan industri pada saat ini. Walaupun dalam hal teknologi sudah tidak asing, tetapi proses ini mempunyai kelemahan karena memproduksi gas rumah kaca karbondioksida (CO_2). Salah satu metode yang cukup menjanjikan untuk produksi hidrogen dalam skala besar, karena bersih dan ramah lingkungan, adalah proses pemecahan air secara termokimia [1,2]. Proses produksi hidrogen dengan pemecahan air secara termokimia telah didemonstrasikan di Jepang [3]. Proses ini hanya membutuhkan energi termal untuk memecahkan air menjadi hidrogen dan oksigen. Untuk mempermudah proses pemecahan digunakan katalis iodium dan sulfur, oleh karena itu proses ini terkenal sebagai proses I-S (*Iodine-Sulfur*). Pemanfaatan energi termal dari suatu reaktor nuklir untuk memasok energi yang dibutuhkan dalam pemecahan air secara termokimia akan meningkatkan efisiensi dari proses produksi hidrogen ini.

Untuk memasok kebutuhan hidrogen dimasa mendatang perlu dilakukan konsep desain RGTT 200MWth terkait dengan salah satu produk yaitu hidrogen. Untuk mengetahui perkiraan kebutuhan energi dari RGTT dalam menentukan kapasitas produksi hidrogen telah dibuat model perhitungan konversi termal untuk kebutuhan produksi 1 mol hidrogen menggunakan program aplikasi Scilab. Saat ini perangkat lunak menjadi kendala karena masalah harga yang relatif mahal. Akan tetapi dengan berjalannya waktu telah dikembangkan perangkat lunak yang dapat digunakan secara umum (gratis). Salah satu perangkat lunak tersebut adalah Scilab yang dapat diperoleh melalui alamat www.scilab.org. Perangkat lunak ini dikembangkan oleh INRIA dan ENPC, Perancis yang berawal untuk aplikasi sistem pengendalian dan pemrosesan sinyal. Scilab tersedia dalam berbagai sistem operasi seperti Windows, Linux, Unix, dan Mac OS/X. Perangkat lunak ini hampir mirip dengan perangkat lunak Matlab yaitu penyelesaian sistem persamaan berbasis matrik. Hanya saja perangkat lunak ini masih relatif baru dibandingkan dengan program

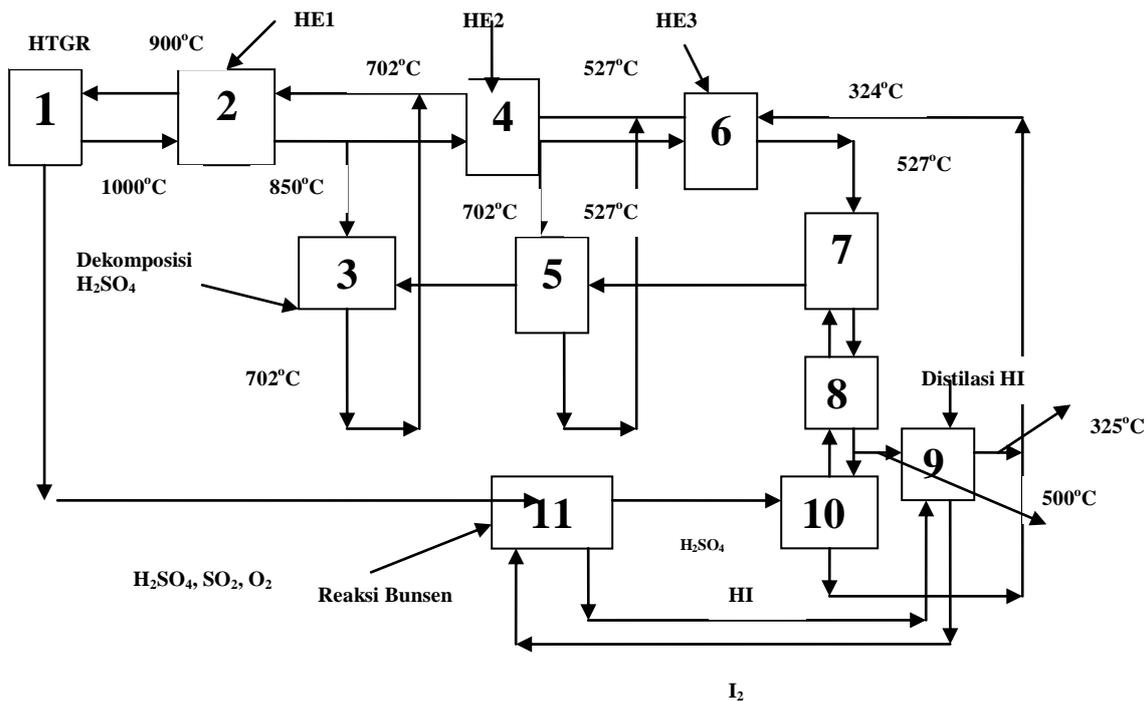
pendahulunya^[3]. Oleh karenanya masih banyak pemrogram yang belum mengetahui tentang penggunaan dan kelebihan dari program ini.

Tulisan ini bertujuan untuk membuat model perhitungan distribusi energi termal untuk produksi 1 (satu) mol hidrogen. Program disusun dalam bentuk simulasi sehingga dapat dengan mudah digunakan untuk mengubah setiap variabel yang ada. Tahap pertama dalam membangun simulator ini adalah menyusun model matematis. Model dapat disusun dari persamaan empiris berdasarkan data percobaan atau data lapangan. Melalui rancangan model ini dapat diperkirakan kapasitas produksi hidrogen yang efisien dari konversi daya reaktor dan dalam waktu tertentu.

2. Metodologi

2.1 Proses Produksi Hidrogen dengan Katalisator I.S.

Proses distribusi kalor, aliran massa helium dan temperatur pada Produksi Hidrogen dengan Metode Termo Kimia dengan Katalisator Iodine-Sulphur(I-S)[4].



Gambar 1. Blok diagram proses distribusi energi termal untuk pembentukan 1 mol hidrogen

Keterangan Gambar 1 :

(i). 1 adalah HTGR , (ii) 2 adalah Heat Exchange 1 (HE1) ,(iii) 3 adalah proses dekomposisi H_2SO_4 , (iv) 4 adalah HE₂, (v) 5 adalah vaporization H_2SO_4 , (vi) 6 adalah HE₃, (vii) 7 adalah prevaporization H_2SO_4 (viii) 8 adalah Flash4, (ix) 9 adalah distilasi HI (x) 10 adalah Flash 1-3 , (xi) 11 adalah reaksi Bunsen.

Dalam proses distribusi energi termal untuk pembentukan 1 mol hidrogen terdapat 7 (tujuh) jenis proses yaitu :

(1). Reaksi dekomposisi H_2SO_4 .

Proses dekomposisi 1 mol H_2SO_4 menjadi gas 1 mol SO_2 , 0.5 mol gas O_2 dan 1 mol gas H_2O , pada

temperatur $800^{\circ}C$ dengan energi kalor yang dibutuhkan 178.459 kkal

(2). Perlakuan *vaporization*

Proses pelepasan koloni uap 1 mol H_2SO_4 menjadi uap yang relatif tidak berkoloni pada temperatur sekitar $700^{\circ}C$ dengan energi kalor yang dibutuhkan 134.957 kkal.

(3). Prevaporizer

Proses pemecahan koloni uap 1 mol H_2SO_4 menjadi uap yang relatif sedikit berkoloni pada temperatur sekitar 520° dengan energi kalor yang dibutuhkan 14,805 kkal.

(4). Perlakuan *Flas 4*

Proses pembentukan uap 100 % dari bentuk cair, namun masih berbentuk koloni, pada temperatur sekitar 519°C dengan energi kalor yang dibutuhkan 27.782 kkal.

(5). Perlakuan *Flash 1-3*

Proses pembentukan uap dari bentuk cair, namun belum semua menjadi uap, pada temperatur sekitar 519°C dengan energi kalor yang dibutuhkan 96.25 kkal.

(6). Distilasi HI

Proses pemisahan berdasarkan densitas pada gas 1 mol HI, pada temperatur sekitar 505°C dengan energi kalor yang dibutuhkan 253,5 kkal.

(7). Reaksi Bunsen

Pada Proses ini terjadi reaksi eksotermik dari campuran H₂O, SO₂ dan I₂, pada temperatur sekitar 120° dengan energi tidak membutuhkan kalor.

2.2 Tentang Scilab

SCILAB^[5,6,7] adalah sebuah bahasa dengan (high-performance) kinerja tinggi untuk komputasi masalah teknik. Scilab mengintegrasikan komputasi, visualisasi, dan pemrograman dalam suatu model yang sangat mudah untuk dipakai dimana masalah-masalah dan penyelesaiannya diekspresikan dalam notasi matematika yang sering

digunakan. Penggunaan Scilab meliputi bidang-bidang:

(i). Matematika dan Komputasi, (ii).Pembentukan Algorithm, (iii).Akuisisi Data, (iv).Pemodelan, simulasi, dan pembuatan prototipe,(v).Analisa data, eksplorasi, dan visualisasi dan (vi)Grafik Keilmuan dan bidang Rekayasa.

Kelengkapan pada Sistem Scilab Sebagai sebuah sistem, Scilab tersusun dari 5 bagian utama:

1. *Development Environment.*

Merupakan sekumpulan perangkat dan fasilitas yang membantu anda untuk menggunakan fungsi-fungsi dan file-file Scilab. Beberapa perangkat ini merupakan sebuah *graphical user interfaces* (GUI). Termasuk didalamnya adalah Scilab console, scipad sebagai sebuah editor dan debugger, juga terdapat application untuk mengkonversi bahasa matlab menjadi scilab dan bantuan berupa scilab help dan scilab demonstrations.

2. *Scilab Mathematical Function Library.*

Merupakan sekumpulan algoritma komputasi mulai dari fungsi-fungsi dasar seperti: sum, sin, cos, dan complex arithmetic, sampai dengan fungsi – fungsi yang lebih

kompek seperti matrix inverse, matrix eigenvalues, dan fast Fourier transforms.

3. *Scilab Language.*

Merupakan suatu high-level matrix/array language dengan control flow statements, functions, data structures, input/output, dan fitur-fitur object-oriented programming. Ini memungkinkan bagi kita untuk melakukan kedua hal baik “pemrograman dalam lingkup sederhana ” untuk mendapatkan hasil yang cepat, dan “pemrograman dalam lingkup yang lebih besar” untuk memperoleh hasil-hasil dan aplikasi yang komplek.

4. *Graphics.*

Scilab memiliki fasilitas untuk menampilkan vector dan matrices sebagai suatu grafik. Didalamnya melibatkan high-level functions (fungsi-fungsi level tinggi) untuk visualisasi data dua dimensi dan data tiga dimensi, image processing, animation, dan presentation graphics. Ini juga melibatkan fungsi level rendah yang memungkinkan bagi anda untuk membiasakan diri untuk memunculkan grafik mulai dari bentuk yang sederhana sampai dengan tingkatan graphical user interfaces pada aplikasi scilab anda.

5. *Scilab Application Program Interface (API).*

Merupakan suatu library yang memungkinkan program yang telah anda tulis dalam bahasa C dan Fortran mampu berinteraksi dengan Scilab. Ini melibatkan fasilitas untuk pemanggilan routines dari Scilab (dynamic linking), pemanggilan Scilab sebagai sebuah computational engine, dan untuk membaca dan menuliskannya .

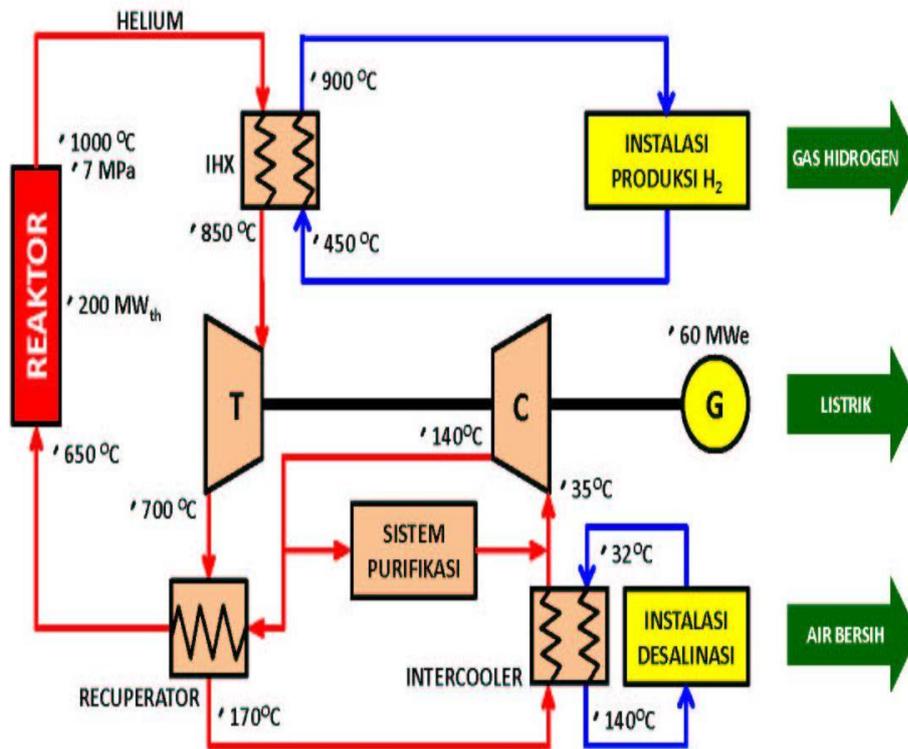
3. Hasil dan Pembahasan

Jenis reaktor dalam kegiatan desain konseptual unit konversi daya ini ditetapkan sebagai RGTT berdaya 200 MW yang kemudian dikenal dengan RGTT200K. Reaktor ini menerapkan konsep kogenerasi untuk pembangkitan listrik, produksi hidrogen dan desalinasi. Sesuai dengan konsepnya, RGTT200K berpendingin gas helium dengan temperatur outlet reaktor kurang lebih 1000°C dan bertekanan kurang lebih 7 Mpa. Gambar 1.

- IHX menjadi bagian penting karena berperan sebagai penghubung antara sistem primer dan instalasi produksi gas hidrogen. Dengan demikian IHX didesain menerima pendingin primer dengan temperatur tertinggi

yaitu dipasang langsung dari outlet sistem reaktor agar dapat mensuplai energi termal pada instalasi produksi

gas hidrogen dengan temperatur yang tinggi.



Gambar 1. Unit konversi RGTT200K

Guna meningkatkan efisiensi konversi panas dalam produksi hidrogen perlu dirancang suatu distribusi energi termal dan temperatur terkait proses-proses dalam metoda termo kimia iodine-sulphur. Dalam metoda ini terdapat 7 jenis proses, masing-masing telah diketahui kalor dan temperatur yang diperlukan berdasarkan hasil eksperimen. Melalui data hasil eksperimen ini dapat dihitung kebutuhan produksi 1 mol hidrogen. Adapun kebutuhan termal dan

temperatur mulai temperatur tertinggi hingga terendah terdapat pada Tabel 1.

Pada Tabel 1 terdapat : (i) Reaksi dekomposisi 1 mol H_2SO_4 membutuhkan temperatur $800^\circ C$ dengan energi termal (Q_1)= 178.459 kJ, (ii) *Vaporization* pada suhu $702^\circ C$ dengan energi termal (Q_2)= 134,957 kJ. (iii) *Prevaporizer* membutuhkan suhu $527^\circ C$ dengan energi termal (Q_3)= 14,805 kJ. (iv) *Flas 4* membutuhkan suhu $519^\circ C$ dengan

energi termal (Q_4)= 27,782 kJ. (v) membutuhkan suhu 500 °C dengan Perlakuan dekomposisi HI, energi termal (Q_5)= 253,5 kJ.

Tabel 1. Data Kebutuhan Temperatur dan Energi Termal untuk Produksi 1 mol Hidrogen

NO	Jenis Proses	Kebutuhan Temperatur	Kebutuhan kalor	Nilai kumulatif Kebutuhan 1 mol Hidrogen $Q = m \cdot (T_m - T_k) \cdot C_p$
1	Reaksi dekomposisi 1 mol H_2SO_4	800°C	178.459 kJ	178.459 kJ
2	Perlakuakuan <i>vaporization</i>	702°C	134,957kJ	313,416 kJ
3	Perlakuakuan <i>Prevaporizer</i>	527°C	14,805 kJ	328,221 kJ
4	Perlakuakuan <i>Flas 4</i>	519°C	27,782 kJ	356,003 kJ
5	Perlakuan dekomposisi HI	500°C	253,5 kJ	609,503 kJ
6	Perlakuan <i>Flash 1-3</i>	505°C	96,25 kJ	706.00 kJ
7	Reaksi Bunsen	120°C	0	706.00 kJ

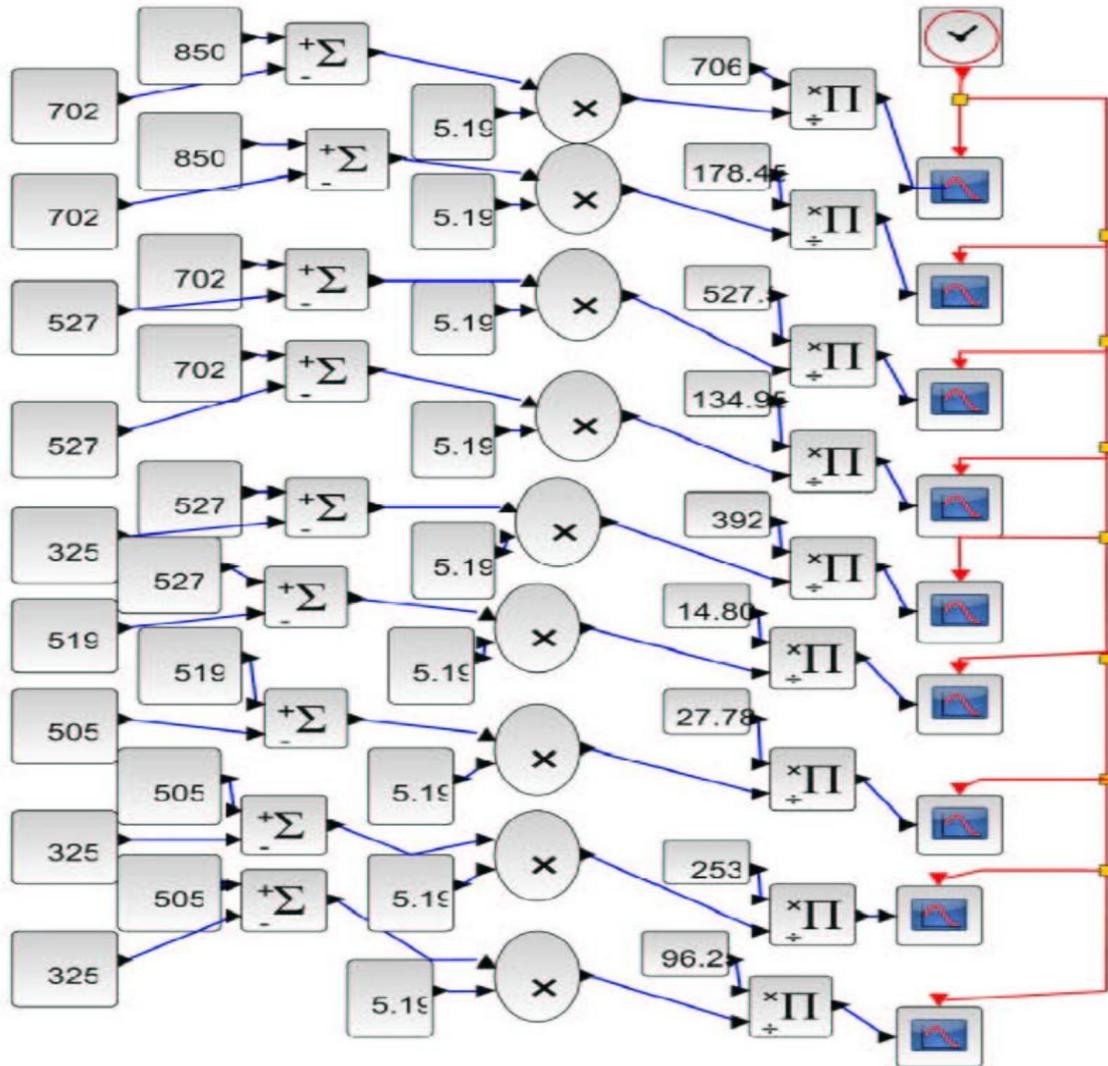
(vi) Perlakuan *Flash 1-3*, membutuhkan suhu 505 °C dengan energi termal (Q_6)= 96,25 kJ. (vii) Reaksi Bunsen membutuhkan suhu 120 °C dengan tidak memerlukan termal. Untuk mengatur distribusi energi dan temperatur yang sesuai dengan kebutuhan masing masing digunakan *heat exchanger*.

Kebutuhan energi untuk produksi 1 mol hidrogen diperlukan energi $Q_1=706$ kJ. Energi ini diperoleh dari perpindahan panas dari reaktor ke aliran helium sekunder oleh Heat Exchanger(HE1). Energi ini akan

digunakan untuk dekomposisi 1 mol H_2SO_4 yang memerlukan energi termal sebesar 178.459 KJ. Kemudian energi sisa menjadi 527.5 kJ. Energi sisa ini akan dimasukkan ke HE2 untuk Vaporization 1 mol H_2SO_4 yang memerlukan energi termal sebesar 134,957 kJ. Sehingga energi sisa menjadi 527 kJ-134.957 kJ = 392 kJ. Kemudian energi sisa ini dimasukkan ke HE3, masing masing digunakan untuk (i) Prevaporizer 1 mol H_2SO_4 yang membutuhkan energi 14,805kJ, (ii) Proses Flas4 memerlukan energi 27,782kJ, (iii) proses *Distilasi*

Reactive memerlukan energi 235,5 kJ dan (iv) Proses Flas1-3 memerlukan energi 96,25 kJ. Energi tersisa menjadi : $706 - (178.459+134.957+14.805 +27.782+96.25+253.5)= 0,24$ kJ.

Diagram proses simulasi dengan program scilab terdapat pada Gambar 3.



Gambar 3. Diagram proses distribusi kebutuhan energi, temperatur dan aliran massa gas helium untuk mendapatkan 1 mol gas Hidrogen melalui program aplikasi Scilab

Gambar 3, adalah model proses simulasi distribusi kebutuhan energi, temperatur dan aliran massa gas helium untuk mendapatkan 1 mol gas Hidrogen

yang dibuat menggunakan program aplikasi Scilab. Pada model ini dilakukan proses perhitungan menentukan besar aliran(debit) gas

helium yang ditunjukkan oleh masing masing osiloscop terkait dengan jenis proses yang ditunjukkan oleh parameter besar kalor dan temperatur yang dibutuhkan. Proses perhitungan menggunakan rumus $Q=m*(Tm-Tk)*Cp$. (Q adalah kalor yang dibutuhkan dalam satuan kkal, Tm adalah temperatur masuk

ke dalam sub sistem[°C],Tk adalah temperatur keluar dari sub sistem, m adalah debit massa gas helium yang dibutuhkan[kg/s] dan Cp adalah kalor jenis gas helium pada tekanan tetap[kj/(kg°C)].

Tabel 2. Distribusi Kebutuhan Energi, Temperatur dan Aliran Massa untuk Mendapatkan 1mol Hidrogen.

Jenis Proses	Temperatur Masuk (Tm) [°C]	Temperatur Keluar (Tk) [°C]	Aliran massa (m) [Kg/s]	Perpindah Energi (kJ) [Q]
Helium primer HE1	1000	900	1,36	$Q= m*(Tm-Tk)*Cp$ $=1,36kg*100°C*5,19kJ/(kg°C) = 706$ kkal
Helium Sekunder HE1	702	850	0.92	706
Proses dekomposisi $H_2SO_4 \rightarrow SO_2 + 1/2O_2 + H_2O$ Pada temperatur 800°C. (SO ₂ , 1/2O ₂ dan H ₂ O masuk ke bejana reaksi Bunsen	850	702	0.23	178.459 (energi dekomposisi 1 mol H ₂ SO ₄)
Helium Primer HE ₂	850	702	0.69	626.69
Helium sekunder HE ₂	527	702	0.58	527.5
Proses Vaporation H ₂ SO ₄	702	527	0.15	134.957
Helium Primer HE ₃	325	527	0.373	392
Helium sekunder HE ₃	702	527	0.43	390
Proses PreVaporizer H ₂ SO ₄	527	519	0.373	14.805
Proses Flash ₄ (HI--> I ₂ +H ₂ pd 450°C)	519	505	0.373	27.782
Proses Flash ₁₋₃ dan Preheater	505	325	0.103	96.25

Proses Distalasi Reaktif HI (Produksi I ₂ masuk ke Reaksi Bunsen dan H ₂ sebagai produk 1 mol)	505	325	0.27	253.5
Proses Reaksi Bunsen (I ₂ +SO ₂ +2H ₂ O --- >H ₂ SO ₄ +2HI	120	-	-	-

4. Kesimpulan

Melalui model distribusi energi kalor yang dibuat dengan program scilab untuk distribusi energi kalor produksi 1 mol gas hidrogen, dapat diperkirakan kapasitas produksi hidrogen yaitu 130,4 mol gas H₂ (karena disain konseptual RGTT200K telah ditetapkan debit aliran gas primer adalah 120 kg/detik) sedangkan volume gas ini tergantung pada temperatur dan tekanan gas tersebut. Dapat dengan mudah dihitung kapasitas produksi hidrogen ketika terjadi perubahan disain debit aliran primer RGTT200K.

5. Daftar Pustaka

1. Onuki et.al., *Thermochemical Hydrogen Production by Iodine-Sulfur Cycle*, Proceedings 14th World Hydrogen Energy Conference, Montreal, Canada, 2002.
2. Nakajima et.al., *Closed-cycle Continuous Hydrogen Production Test by Thermochemical I-S Process*, Kagaku Kougaku Ronbunsha, 24(2), 252-355, 1998.

3. Arief, S., *Beberapa Freeware Pengganti MATLAB*, (<http://www.ilmukomputer.com>)

4. A.G. Patel, N.K. Mahashwari, P.K. Vijayan and R,K, Sinha, *A Study on Sulfur-Iodine (S-I) Thermochemical Water Splitting Process for Hydrogen Production From Nuclear Heat*, Reactor Engineering Division, Bhabha Atomic Research Centre, Mumbai 400085.
5. Arief, S., *Sekilas tentang Scilab* (<http://ilmukomputer.com/2008/04/09/sekilas-tentang-scilab>)
6. Bequette, B.W., *Process Dynamics, modeling, analysis and simulation*, Prentice Hall PTR, NJ., 1998.
7. Chandler, G. And Roberts, S., (), *“Introduction to Scilab”*, (<http://comptlsci.anu.edu.au/scilab/primer.pdf>), 2002.

Tanya Jawab

1. Drs. Sudarmono, M.Sc.- BATAN

- Mengapa menerapkan metode dengan menggunakan katalis sulfur iodine (SI)?
- Bagaimana cara untuk meningkatkan kapasitas produksi hidrogen?
- Apa kegunaan program aplikasi scilab dalam tulisan ini?

Jawab:

- Metode katalis sulfur iodine (SI) ini adalah yang paling efisien dari metode-metode lainnya karena suhu output reaktor tinggi (10000°C), hal ini membuat lebih efisien dalam pemakaiannya dalam menggunakan produksi H_2 dengan metode ini.
- Meningkatkan produksi H_2 dengan cara mengalirkan helium dengan debit yang lebih besar dan jumlah yang lebih besar juga.
- Dapat menghitung besar debit helium yang dialirkan ke alat/komponen secara visualisasi.

SISTEM PEMERINGKATAN (*GRADING SYSTEM*) HASIL TEMUAN INSPEKSI PADA RADIOGRAFI INDUSTRI

Gloria Doloressa
P2STPFRZR-BAPETEN

ABSTRAK

SISTEM PEMERINGKATAN HASIL TEMUAN INSPEKSI PADA RADIOGRAFI INDUSTRI. Penggunaan teknik radiografi industri berkembang dengan cepat dan luas. Berbagai pekerjaan dalam dunia industri membutuhkan teknik tersebut pada pemeriksaan pengelasan/penyambungan pipa dan konstruksi metal. Penggunaan radiografi industri merupakan salah satu jenis kegiatan pemanfaatan tenaga nuklir harus mendapatkan pengawasan agar penggunaannya tidak menimbulkan dampak yang membahayakan bagi keselamatan pekerja, masyarakat, dan lingkungan hidup. Pengawasan dilakukan melalui inspeksi, dalam rangka pengawasan terhadap ditaatinya syarat-syarat dalam perizinan dan peraturan perundang-undangan di bidang keselamatan nuklir. Tujuan utama inspeksi adalah untuk memastikan suatu kegiatan pemanfaatan sumber radiasi telah digunakan dengan selamat. Temuan inspeksi merupakan suatu penurunan kinerja pemegang izin dalam memenuhi persyaratan keselamatan. Sistem Pemerinkatan (*Grading System*) terhadap hasil temuan inspeksi perlu dilakukan untuk meningkatkan efektivitas dan efisiensi pelaksanaan inspeksi, serta diharapkan bahwa perusahaan dapat memperbaiki pengelolaan keselamatan radiasinya.

Kata Kunci : Radiografi Industri, Inspeksi, Temuan Inspeksi, Sistem

ABSTRACT

FINDINGS OF THE INSPECTION GRADING SYSTEM ON INDUSTRIAL RADIOGRAPHY. The use of industrial radiography techniques evolve rapidly and widely. Various jobs in industry require the examination of welding techniques / connecting pipes and metal construction. The use of industrial radiography is one type of utilization of nuclear energy must get control so that its use does not cause harmful impacts to worker safety, community, and environment. Regulations is done through inspections, in order to supervise the observance of the terms in the licensing and legislation in the field of nuclear safety. The main purpose of inspection is to ensure the utilization of radiation sources of radiation have been used with selamat. Findings of the inspection is a decline in the performance of licensees in meeting safety requirements. The Grading System to the findings of the inspection needs to be done to improve the effectiveness and efficiency of inspection, and it is expected that the company can improve the management of radiation safety

Keyword: Industrial Radiography, Inspection, Finding, Grading System.

1. Pendahuluan

Penggunaan teknik radiografi industri berkembang dengan cepat dan luas. Berbagai pekerjaan dalam dunia industri membutuhkan teknik uji tak rusak dalam melakukan kontrol kualitas hasil pekerjaan yang dilakukan yang diantaranya pada pemeriksaan

pengelasan/penyambungan pipa dan konstruksi metal. Peningkatan penggunaan teknik radiografi industri ini juga dapat dilihat dari peningkatan jumlah izin penggunaan radiografi industri.

Peraturan Pemerintah No. 29 tahun 2008 tentang Perizinan

Pemanfaatan Sumber Radiasi Pengion dan Bahan Nuklir telah menetapkan persyaratan dan tata cara perizinan pemanfaatan sumber radiasi pengion. Persyaratan izin terdiri atas persyaratan administratif dan teknis. Melalui mekanisme sistem perizinan ini maka penggunaan radiografi industri, sebagai salah satu jenis pemanfaatan tenaga nuklir, diharapkan memenuhi ketentuan keselamatan, baik yang ditetapkan oleh Peraturan Pemerintah No. 33 tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif, maupun Peraturan Kepala BAPETEN No. 7 tahun 2009 tentang Keselamatan Radiasi dalam Penggunaan Peralatan Radiografi Industri.

Penggunaan radiografi industri yang merupakan salah satu jenis kegiatan pemanfaatan tenaga nuklir harus mendapatkan pengawasan yang tepat agar penggunaannya tidak menimbulkan dampak yang membahayakan bagi keselamatan pekerja, masyarakat, dan lingkungan hidup. Sebagaimana diatur dalam Pasal 14 ayat (2) UU No. 10 tahun 1997 tentang Ketenaganukliran^[1], pengawasan dilakukan melalui inspeksi, disamping melalui penyelenggaraan perizinan dan penyediaan peraturan

perundangan-undangan. Inspeksi ini dilakukan dalam rangka pengawasan terhadap ditaatinya syarat-syarat dalam perizinan dan peraturan perundang-undangan di bidang keselamatan nuklir.

Berdasarkan Pasal 77 dari PP No. 33 tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif^[2] bahwa untuk memastikan dipatuhinya persyaratan Keselamatan Radiasi dan Keamanan Sumber Radiasi, BAPETEN melakukan inspeksi terhadap fasilitas atau instalasi yang memanfaatkan Tenaga Nuklir yang meliputi pemeriksaan administrasi dan teknik. Inspeksi dilaksanakan oleh Inspektur Keselamatan Nuklir.

Tujuan utama inspeksi adalah untuk memastikan suatu kegiatan pemanfaatan sumber radiasi radiasi telah digunakan dengan selamat. Temuan inspeksi merupakan suatu penurunan kinerja pemegang izin dalam memenuhi persyaratan keselamatan. Kategorisasi tingkat temuan inspeksi bertujuan untuk mengidentifikasi tingkat signifikansi dari temuan tersebut. Sistem Pemingkatan (*Grading System*) terhadap hasil temuan inspeksi dilakukan dalam upaya untuk meningkatkan efektivitas dan efisiensi pelaksanaan inspeksi, disamping memberikan kemudahan dalam

pengelolaan pengawasan. Dengan pelaksanaan sistem ini, diharapkan bahwa perusahaan dapat memperbaiki pengelolaan keselamatan radiasinya.

2. Hasil dan Pembahasan

Radiografi merupakan salah satu contoh penggunaan teknologi nuklir yang menggunakan sumber radiasi beraktivitas tinggi, yang dapat menyebabkan paparan radiasi berisiko tinggi terhadap pekerja. Hanya dalam hitungan menit paparan yang berasal dari sumber radiasi dapat memberikan dosis signifikan terhadap orang yang terpapar.

Radiografi merupakan hal yang sangat penting dalam uji tak merusak. Teknik radiografi adalah metode untuk menguji integritas dari suatu struktur objek berupa bejana, pipa, sambungan las, baja tuang (*casting*) dan lainnya dengan menggunakan sumber radiasi pengion dalam rangka untuk menentukan keberadaan cacat pada suatu objek atau spesimen. Integritas dari peralatan tidak hanya mempengaruhi keselamatan dan kualitas produk yang digunakan oleh pekerja namun juga keselamatan dan kualitas lingkungan untuk pekerja dan masyarakat. Saat ini penggunaan teknik radiografi digunakan pada beberapa

industri seperti elektronika, konstruksi, transportasi, kimia dan perminyakan.

Radiografi dapat dilakukan dengan tidak menimbulkan risiko radiologi terhadap publik dan paparan radiasi yang cukup rendah bagi pekerja. Radiografi dapat menghasilkan tingkat dosis tinggi sehingga apabila seseorang secara tidak sengaja terkena sinar atau terkontaminasi dengan sumber maka dalam beberapa menit atau bahkan detik dapat menerima dosis yang mengakibatkan cedera.

Prinsip menjaga dosis serendah mungkin (ALARA) menunjukkan kebutuhan untuk mencapai tingkat profesionalisme dalam radiografi yang tinggi, dengan menggunakan sumber-sumber dan perangkat-perangkat yang didesain dengan standar tertinggi dan bekerja di lingkungan yang mempromosikan budaya keselamatan. Ini dapat dicapai dengan cara organisasi nasional dan infrastruktur yang tepat, pelatihan pekerja yang efektif, kepatuhan terhadap persyaratan keselamatan, dan pengendalian mutu yang efektif, desain yang baik, pembuatan dan pemeliharaan sumber dan perangkatnya.

Tujuan utama dari proteksi dan keselamatan radiasi adalah untuk

menyediakan standar proteksi dan keselamatan yang tepat bagi pekerja tanpa membatasi manfaat dari suatu kegiatan yang dapat menimbulkan paparan radiasi. Sasaran dari proteksi radiasi adalah untuk mencegah terjadinya efek non stokastik terhadap individu, masyarakat dan lingkungan dengan menjaga dosis di bawah ambang batasan yang relevan dan untuk memastikan bahwa semua langkah-langkah yang diambil untuk mengurangi terjadinya efek stokastik dalam populasi pada saat ini dan dimasa datang. Sasaran dari keselamatan adalah untuk melindungi individu, masyarakat dan lingkungan dari bahaya radiologi dengan membentuk dan memelihara pertahanan yang efektif^[6].

Peraturan Kepala (Perka) BAPETEN No. 7 Tahun 2009 tentang Keselamatan Radiasi dalam Penggunaan Peralatan Radiografi Industri^[3] telah mengatur persyaratan izin, persyaratan keselamatan radiasi, intervensi, rekaman dan laporan dalam pemanfaatan peralatan radiografi industri. PERKA ini dimaksudkan sebagai ketentuan bagi pemegang izin dalam menentukan tindakan dan sumber daya yang diperlukan untuk mencapai tujuan keselamatan radiasi di dalam pemanfaatan radiografi industri dan

memastikan bahwa sumber daya tersebut telah memadai serta tindakan yang diambil dapat dilaksanakan dengan benar berdasarkan peraturan perundang-undangan. Perka BAPETEN ini juga menjadi acuan lingkup pelaksanaan inspeksi keselamatan nuklir dalam penggunaan kamera radiografi industri.

IAEA TECDOC No. 1526 Tahun 2007^[7] yang mengacu pada GS-R-1 mendefinisikan inspeksi sebagai sebuah kegiatan pemeriksaan, pengamatan, pengukuran atau pengujian yang dilakukan oleh Badan Pengawas untuk menilai struktur, sistem, material dan komponen, kegiatan operasional, proses, prosedur dan kompetensi personil.

Pelaksanaan inspeksi dapat dilakukan sebagai proses verifikasi dokumen yang disampaikan dalam permohonan perizinan. Inspeksi ini juga akan memberikan tambahan informasi dan data yang diperlukan oleh Badan Pengawas dalam melakukan revidu dan penilaian. Inspeksi sebagai bagian dari proses yang dilibatkan dalam melakukan revidu dan penilaian terhadap permohonan izin. Dalam keadaan tertentu Badan Pengawas akan memiliki detail kriteria umum persyaratan

keselamatan radiasi untuk kegiatan pemanfaatan tertentu dan sumber radiasi. Peraturan kerja ditetapkan untuk memastikan kepatuhan terhadap pekerjaan dan nilai batas dosis masyarakat serta proteksi radiasi telah dioptimalkan. Kriteria ini pada umumnya diberikan kepada pemegang izin dalam bentuk kode peraturan atau pedoman. Dengan ketentuan bahwa program proteksi radiasi yang diajukan oleh pemohon izin dalam rangka perizinan adalah termasuk kegiatan pekerjaan yang sesuai dengan peraturan atau pedoman yang relevan, maka Badan Pengawas dapat memberikan izin tanpa inspeksi pra-operasional.

Bagian yang tidak terpisahkan dari pelaksanaan inspeksi yaitu penegakan hukum perlu diimplementasikan oleh Badan Pengawas untuk membenahi ketidakpatuhan pemegang izin dengan hukum yang relevan, peraturan-peraturan dan kondisi izin.

Kegiatan inspeksi dan penegakan hukum meliputi semua bidang yang menjadi tanggung jawab Badan Pengawas. Badan Pengawas akan melakukan inspeksi untuk memastikan bahwa pemegang izin

sudah memenuhi persyaratan keselamatan.

Kecelakaan atau insiden yang mengakibatkan paparan atau kontaminasi dengan dosis radiasi tinggi sering dikaitkan dengan kegagalan dalam mematuhi peraturan dan persyaratan keselamatan. Oleh karena itu inspeksi memiliki peran utama dalam memastikan telah dipatuhinya persyaratan keselamatan. Selain itu, Badan Pengawas harus mempertimbangkan kegiatan pemasok jasa dan produk untuk pemegang izin, misalnya perusahaan transportasi yang melakukan pengangkutan dan pengiriman sumber radioaktif, harus sesuai dengan peraturan pengangkutan. Badan Pengawas harus mempertimbangkan bahwa program penegakan hukum yang efektif adalah sebagai komponen kunci dari infrastruktur pengawasan untuk memastikan keberhasilan dari suatu tujuan keselamatan radiasi.

Tujuan utama dari inspeksi dan penegakan hukum, adalah untuk memastikan bahwa:

1. Fasilitas, peralatan dan prosedur kerja harus memenuhi semua persyaratan keselamatan. Sebagai contoh, desain fasilitas dan aspek operasional program

proteksi radiasi yang berlaku seharusnya tidak diubah sehingga dapat membahayakan keselamatan radiasi. Ruang berperisai atau modifikasinya harus sesuai dengan kriteria desain laju dosis eksternal serta tanda peringatan bahaya radiasi harus berada di tempat dan berfungsi dengan benar. Sumber radiasi meskipun tidak digunakan harus tersimpan di dalam kontennya masing-masing. Kalibrasi surveimeter dan detektor radiasi harus diperiksa secara rutin. Petugas Proteksi Radiasi harus berada di tempat kerja selama jam kerja. Pelatihan berulang harus dilaksanakan sebagaimana yang ditetapkan dalam program proteksi radiasi. Prinsip optimisasi juga harus dipenuhi.

2. Dokumen dan instruksi yang memenuhi persyaratan keselamatan. Peraturan kerja lokal, terutama pada daerah pengendalian dan supervisi, harus tetap berlaku di setiap perubahan yang terjadi pada fasilitas ataupun personil. Inventarisasi sumber radiasi, logbook pemanfaatan sumber radioaktif, rekaman dosis perorangan, pemeriksaan kalibrasi detektor radiasi harus terus diperbaharui.

3. Orang-orang yang dipekerjakan oleh pemegang izin (termasuk kontraktor)

memiliki kompetensi yang diperlukan untuk kinerja yang efektif dari fungsi mereka. Pekerja radiasi harus memiliki kualifikasi dan pelatihan keselamatan radiasi yang relevan dengan pekerjaan yang dilakukan. Rekaman pelatihan untuk setiap pekerja radiasi harus dipelihara.

4. Penyimpangan harus diidentifikasi dan diperbaiki tanpa penundaan waktu. Penyimpangan merupakan suatu kegagalan dalam mematuhi persyaratan keselamatan, misalnya penggunaan perisai yang tidak layak atau cacat. Penyimpangan lain dapat berupa kualifikasi dan pelatihan pekerja radiasi yang tidak memenuhi persyaratan keselamatan. Badan Pengawas harus memastikan bahwa setiap kekurangan atau penyimpangan telah terdeteksi pada inspeksi sebelumnya dan telah diperbaiki dengan jangka waktu yang telah ditetapkan.

5. Setiap pembelajaran sebagaimana mestinya harus diidentifikasi dan disebarluaskan kepada pemegang izin dan pemasok yang lain serta kepada Badan Pengawas. Badan Pengawas harus diberitahu mengenai insiden atau kecelakaan sehingga informasi mengenai kejadian semacam itu dapat dikomunikasikan kepada pemegang izin

yang lain di mana kejadian tersebut terkait dengan keselamatan mereka.

6. Pemegang izin harus mengelola keselamatan secara memadai. Fasilitas program proteksi radiasi harus diperbaharui sebagaimana yang diperlukan untuk mengakomodasi perubahan keadaan yang relevan dan harus diberitahukan kepada Badan Pengawas. Budaya keselamatan harus dibina dan dipertahankan. Inspeksi seharusnya tidak mengurangi tanggung jawab utama pemegang izin terhadap keselamatan atau untuk menggantikan kegiatan pengendalian, supervisi dan verifikasi yang harus dilakukan oleh pemegang izin. Undang-undang akan menentukan hal-hal yang merupakan pelanggaran dan hukuman yang sepadan dengan pelanggaran tersebut. Dalam melaksanakan kewajiban dalam perundang-undangan maka Badan Pengawas :

2. Harus melaksanakan inspeksi;
3. Harus memastikan bahwa tindakan korektif akan dilakukan jika terdeteksi kondisi yang tidak aman atau berpotensi tidak aman; dan
4. Harus mengambil tindakan hukum yang diperlukan dalam hal terjadinya pelanggaran persyaratan keselamatan.

Dokumen IAEA GS-G-1.3^[6] menyebutkan untuk memastikan bahwa semua fasilitas nuklir di suatu Negara diinspeksi sesuai dengan standar umum dan bahwa tingkat keselamatan adalah konsisten maka Badan Pengawas harus memberikan inspektur suatu pedoman tertulis yang cukup terperinci.

2.1. Kategorisasi Temuan Inspeksi

Terdapat dua kategorisasi temuan hasil inspeksi :

1. *Rule-based findings* yaitu temuan yang berdasarkan pelanggaran terhadap peraturan perundangan.
2. *Safety-based findings* yaitu temuan yang berdasarkan pelanggaran terhadap komitmen dalam Program Keselamatan Radiasi atau persyaratan izin.

Tingkat signifikansi temuan berdasarkan prioritas sebagai berikut :

1. Risiko kematian, cedera atau penyakit yang serius.
2. Risiko yang signifikan terhadap pekerja dan masyarakat; dalam penggunaan medis adalah risiko terhadap kesehatan pasien.
3. Pelanggaran serius terhadap undang-undang, yaitu pelanggaran yang mempunyai risiko potensial terhadap pekerja, kesehatan masyarakat dan pasien; praktik curang atau

menyesatkan yang berpotensi membahayakan kredibilitas atau integritas hukum atau Badan Pengawas.

4. Tingkat kelalaian dan kesalahan yang signifikan, atau pelanggaran berulang dan terus menerus.

Temuan inspeksi merupakan suatu penurunan kinerja pemegang izin dalam memenuhi persyaratan keselamatan. Kategorisasi tingkat temuan inspeksi bertujuan untuk mengidentifikasi tingkat signifikansi dari temuan tersebut. Inspektur harus membuat asumsi secara logis dan realistis untuk menentukan suatu signifikansi temuan dan harus melakukan upaya yang wajar dalam menentukan kategorisasi tingkat temuan pada waktu yang tepat.

Jenis temuan inspeksi untuk aspek proteksi radiasi berdasarkan Peraturan Pemerintah No. 33/2007 :

1. Persyaratan keselamatan radiasi
2. Kewajiban pemegang izin dalam keselamatan radiasi
3. Pendelegasian tanggung jawab keselamatan radiasi kepada personil dalam fasilitas
4. Kewajiban mewujudkan budaya keselamatan
5. Pemantauan kesehatan pekerja radiasi

6. Pemeriksaan kesehatan pekerja radiasi
7. Personil
8. Pendidikan dan latihan
9. Rekaman
10. Prinsip justifikasi
11. Limitasi dosis
12. Pembagian daerah kerja
13. Pemantauan paparan radiasi dan/atau kontaminasi
14. Pemantauan radioaktivitas lingkungan
15. Pemantauan dosis pekerja
16. Perlengkapan proteksi radiasi
17. Optimisasi proteksi dan keselamatan radiasi
18. Pembatas dosis

2.2. Sistem Pemingkatan (*Grading System*)

Tujuan utama inspeksi adalah untuk memastikan suatu kegiatan pemanfaatan sumber radiasi radiasi telah digunakan dengan selamat. Hal ini memerlukan kecermatan para inspektur terhadap hal-hal yang berada di luar kepatuhan terhadap peraturan karena hal tersebut dapat menjadi indikator yang berpotensi pada penurunan kinerja keselamatan.

Indikator yang paling umum adalah:

1. Lemahnya komitmen dan kurangnya keterlibatan dari pihak manajemen terhadap pelaksanaan program proteksi radiasi.
2. Minimnya pengawasan Petugas Proteksi Radiasi (PPR) terhadap keselamatan radiasi dikarenakan PPR terlalu sibuk dengan tugas-tugas lainnya.
3. Ketidacukupan staf yang terlatih dalam melaksanakan program proteksi radiasi yang efektif.
4. Minimnya diskusi tentang isu-isu keselamatan radiasi dari petugas yang bertanggung jawab.
5. Kegagalan program jaminan kualitas untuk mendeteksi pelanggaran kecil terhadap keselamatan radiasi.
6. Minimnya *housekeeping*.
7. Kegagalan mengikuti prosedur walaupun tidak terkait dengan keselamatan radiasi.
8. Lebih mengutamakan prosedur operasional produksi daripada program proteksi radiasi.
9. Terjadinya permasalahan kecil yang berulang-ulang.
10. Pencatatan yang tidak teratur.
11. Ketidakstabilan keuangan.
12. Frekwensi pengunduran diri dan pergantian staf yang tinggi.
13. Ketidakmampuan untuk melakukan pekerjaan yang terkait keselamatan radiasi secara tepat waktu.
14. Kurangnya dokumentasi pelatihan staf.
15. Kegagalan dalam penilaian keefektivitasan pelatihan.
16. Kurangnya pelatihan penyegaran.
17. Kekhawatiran pekerja terhadap keselamatan radiasi yang ditunjukkan oleh pekerja selama pelaksanaan inspeksi.
18. Minimnya sistem pembukuan dan pencatatan atau pengendalian sumber radiasi.
19. Terjadinya perubahan besar dalam struktur organisasi internal yang mempengaruhi keselamatan radiasi.
20. Minimnya sistem tanggap darurat.
21. Akumulasi limbah radioaktif yang berlebihan.

Indikator penurunan kinerja keselamatan dapat mengacu pada dokumen Laporan Hasil Inspeksi (LHI). Dokumen LHI merupakan dokumen/pencatatan yang memberi bukti dan kesaksian tentang pelaksanaan inspeksi atau suatu pencatatan tentang pelaksanaan inspeksi. Dokumen LHI adalah salah satu aset penting bagi Badan Pengawas yang harus dikelola dengan baik, serta

dikontrol secara sistematis dan terstruktur untuk menjamin bahwa dokumen yang tersedia merupakan dokumen terkini (*up-date*) dan telah disahkan sebagai dokumen yang berlaku.

Kinerja yang dinilai pada sistem pemeringkatan ini mencakup kepatuhan terhadap persyaratan keselamatan radiasi dalam radiografi industri yang sesuai dengan peraturan perundang-undangan. Sedangkan penilaian untuk aspek lebih dari taat yaitu melalui penerapan program ALARA / optimisasi yang meliputi :

1. Adanya komitmen tertulis dari pihak manajemen perusahaan dalam bentuk kebijakan penerapan program ALARA/optimisasi.
2. Adanya perencanaan dan melaksanakan dalam tujuan, sasaran dan program untuk menjaga keberlanjutan pentaatan terhadap peraturan pengelolaan keselamatan radiasi yang telah dicapai serta meningkatkan kinerjanya.
3. Monitoring dan evaluasi internal perusahaan dalam pencapaian tujuan, sasaran dan program.

Tingkat kepatuhan perusahaan dikategorikan “PATUH” apabila telah memenuhi atau mematuhi seluruh

persyaratan dan ketentuan yang diwajibkan dalam peraturan perundang-undangan yang berlaku. Penilaian aspek upaya lebih dari patuh (*beyond compliance*) yang telah dilakukan oleh perusahaan berdasarkan kepada pendekatan proses atau *efforts oriented* menggunakan sistem pembobotan.

Penilaian kinerja dilakukan dengan menilai sejauhmana upaya-upaya yang telah dilakukan oleh perusahaan. Sistem penilaian yang diterapkan bersifat pinalti. Apabila salah satu tidak memenuhi kriteria maka akan mempengaruhi kriteria lainnya. Khusus untuk kriteria penerapan program ALARA / optimisasi diterapkan penilaiannya apabila telah memenuhi kriteria kepatuhan peraturan perundangan dan persyaratan izin.

Penyebaran informasi kinerja perusahaan kepada publik dapat menciptakan insentif dan disinsentif reputasi bagi masing-masing perusahaan. Para *stakeholder* akan memberikan tekanan terhadap perusahaan yang kinerja pengelolaan keselamatan radiasinya belum baik. Sebaliknya, perusahaan yang kinerja pengelolaan keselamatan radiasinya baik akan mendapat apresiasi dari para *stakeholder*.

Penyebaran informasi kinerja perusahaan tersebut pula akan mendorong interaksi intensif antara perusahaan, pekerja, kelompok masyarakat, konsumen, investor dan instansi pemerintah terkait. Penyebaran informasi melalui media massa diharapkan para *stakeholder* dapat berpartisipasi proaktif dalam menyikapi informasi kinerja perusahaan sesuai dengan kapasitasnya masing-masing.

Untuk memudahkan komunikasi dengan para *stakeholder* dalam menyikapi hasil kinerja penataan masing-masing perusahaan, maka peringkat kinerja keselamatan radiasi perusahaan dikelompokkan pada lima peringkat warna. Lima peringkat warna yang digunakan mencakup peringkat Emas, Hijau, Biru, Merah dan Hitam. Peringkat Emas dan Hijau untuk perusahaan yang telah melakukan upaya lebih dari taat dan patut menjadi contoh, peringkat Biru bagi perusahaan yang telah taat, dan peringkat Merah dan Hitam bagi perusahaan yang belum taat. Dalam aspek komunikasi, penggunaan peringkat warna akan lebih mudah dipahami dan diingat masyarakat. Penggunaan peringkat warna memberikan efek insentif dan disinsentif reputasi bagi masing-masing perusahaan.

Indikator Warna	Penjelasan Warna
EMAS	Telah melakukan pengelolaan keselamatan radiasi lebih dari yang dipersyaratkan dalam peraturan perundang-undangan, dan telah menerapkan program ALARA / optimisasi.
HIJAU	Telah melakukan pengelolaan keselamatan radiasi sesuai dengan yang dipersyaratkan dalam peraturan perundang-undangan.
BIRU	Telah melakukan upaya pengelolaan keselamatan radiasi sesuai persyaratan dalam peraturan perundang-undangan, namun masih terdapat beberapa hal administratif yang belum memenuhi persyaratan dalam peraturan perundang-undangan.
MERAH	Telah melakukan upaya pengelolaan keselamatan radiasi, namun hanya sebagian kecil yang mencapai hasil sesuai dengan persyaratan dalam peraturan perundang-undangan.
HITAM	Tidak melakukan upaya pengelolaan keselamatan

radiasi sebagaimana yang dipersyaratkan dalam peraturan perundang-undangan secara sengaja dan berulang, serta berpotensi membahayakan pekerja, anggota masyarakat (publik) dan lingkungan.

Perusahaan yang terbukti menyalahi peraturan perundang-undangan dan telah dua tahun berturut-turut masuk dalam peringkat hitam akan ditindaklanjuti dengan penegakan hukum. Sedangkan untuk perusahaan yang baru terdaftar dalam peringkat hitam tidak akan langsung ditindaklanjuti dengan penegakan hukum, melainkan perusahaan tersebut akan diberi pembinaan dan bimbingan. Badan Pengawas pun memberi kemudahan kepada perusahaan yang terdaftar dalam peringkat hitam yang memiliki itikad baik memperbaiki pengelolaan keselamatan radiasinya.

Bagi perusahaan yang mempunyai peringkat hijau ataupun emas, dapat digunakan sebagai alat untuk mempromosikan perusahaan mereka. Dapat dikatakan bahwa dengan adanya sistem ini, maka reputasi dari perusahaan berperingkat hijau akan baik

sehingga penataan perusahaan terhadap pengelolaan keselamatan radiasi akan terus ditingkatkan. Kemudian bagi perusahaan yang mempunyai peringkat biru maupun merah tetap menjaga peringkat tersebut dan memperbaiki pengelolaan keselamatan radiasinya menjadi lebih baik lagi agar dapat masuk menjadi peringkat hijau ataupun emas. Dalam hal ini, Badan Pengawas pun terus mengawasi mereka dan membimbing mereka.

Dengan adanya sistem ini pula, diharapkan bahwa perusahaan dapat memperbaiki pengelolaan keselamatan radiasinya dari perusahaan-perusahaan yang terdaftar dalam peringkat hitam sehingga perusahaan-perusahaan tersebut dapat naik peringkatnya, minimal menjadi peringkat merah. Kemudian yang berperingkat merah dapat naik peringkatnya ke biru bahkan hijau. Begitu juga dengan perusahaan yang mempunyai peringkat biru diharapkan dapat meningkat peringkatnya.

3. Kesimpulan

Penggunaan kamera radiografi industri yang merupakan salah satu jenis kegiatan pemanfaatan tenaga nuklir harus mendapatkan pengawasan

yang tepat agar penggunaannya tidak menimbulkan dampak yang membahayakan bagi keselamatan pekerja, masyarakat, dan lingkungan hidup.

Pengawasan dilakukan melalui inspeksi, disamping melalui penyelenggaraan perizinan dan penyediaan peraturan perundang-undangan. Inspeksi ini dilakukan dalam rangka pengawasan terhadap ditaatinya syarat-syarat dalam perizinan dan peraturan perundang-undangan di bidang keselamatan nuklir.

Temuan inspeksi merupakan suatu penurunan kinerja keselamatan pemegang izin dalam memenuhi persyaratan keselamatan. Kategorisasi tingkat temuan inspeksi bertujuan untuk mengidentifikasi tingkat signifikansi dari temuan tersebut. Inspektur harus membuat asumsi yang logis dan realistis dalam menentukan suatu signifikansi temuan inspeksi.

Kinerja yang dinilai pada sistem pemeringkatan (*grading system*) hasil temuan inspeksi mencakup kepatuhan terhadap persyaratan keselamatan radiasi dalam radiografi industri yang sesuai dengan peraturan perundang-undangan. Sedangkan penilaian untuk aspek lebih dari taat yaitu melalui

penerapan program ALARA / optimisasi. Penilaian kinerja dilakukan dengan menilai sejauhmana upaya-upaya yang telah dilakukan oleh perusahaan.

Sistem Pemeringkatan (*Grading System*) terhadap hasil temuan inspeksi perlu dilakukan untuk meningkatkan efektivitas dan efisiensi pelaksanaan inspeksi, disamping memberikan kemudahan dalam pengelolaan pengawasan. Dengan adanya sistem ini pula, diharapkan bahwa perusahaan dapat memperbaiki pengelolaan keselamatan radiasinya.

4. Daftar Pustaka

- [1] BAPETEN. Undang-undang Republik Indonesia No.10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran. Jakarta. (1997).
- [2] BAPETEN. Peraturan Pemerintah No. 33 tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif. Jakarta. (2007).
- [3] BAPETEN. Peraturan Kepala (Perka) BAPETEN No. 7 tahun 2009 tentang Keselamatan Radiasi dalam Penggunaan Peralatan Radiografi Industri. Jakarta. (2009).
- [4] BAPETEN. Moehammad Ridwan. Temuan: Kategori, Pemeringkatan,

- Penyesuaian dan Format Penulisan. Materi RAKOR Inspektur-II Tahun 2010. Cisarua. (2010).
- [5] IAEA. IAEA Safety Reports Series No.13, “*Radiation Protection and Safety in Industrial Radiography*”. IAEA. (1999).
- [6] IAEA. IAEA GS-G-1.3 “*Regulatory Inspection of Nuclear Facilities and Enforcement by the Regulatory Body*”. IAEA. (2002).
- [7] IAEA. IAEA TECDOC No. 1526, “*Inspection Radiation Sources and Regulatory Enforcement*”. IAEA. (2007).

TINJAUAN INDEKS KOMPETENSI INSPEKTUR TERKAIT KEGIATAN PENGAWASAN RADIASI DI LINGKUNGAN BAPETEN.

Muhammmad Dradjat Kurniawan

Direktorat Inspeksi Instalasi dan Bahan Nuklir-Badan Pengawas Tenaga Nuklir

ABSTRAK

TINJAUAN INDEKS KOMPETENSI INSPEKTUR TERKAIT KEGIATAN PENGAWASAN RADIASI DI LINGKUNGAN BAPETEN. Dalam perencanaan pengembangan kompetensi pengetahuan inspektur dewasa ini akan coba diterapkan melalui mekanisme human development index atau index pembangunan manusia. Pengembangan kompetensi inspektur ini sangat dibutuhkan berhubung inspektur BAPETEN merupakan garda terdepan didalam melakukan pelaksana pengawasan radiasi terhadap para pengguna izin dan pemanfaat zat radioaktif. Pengembangan ini tidak hanya memperhatikan tingkat kompetensi inspektur berupa pengetahuan tentang masalah teknis dan non teknis tapi juga pengetahuan yang sangat mendasar yaitu yang terkait dengan peraturan mengenai ketenaganukliran, selain itu juga memperhatikan apa yang dapat dilakukan para inspektur terkait dengan pengetahuannya.

Kata kunci : pengembangan, kompetensi , inspektur

ABSTRACT

INSPECTOR COMPETENCY INDEX REVIEW CONCERNING CONTROL OF RADIATION IN THE ENVIRONMENT BAPETEN. *In planning the development of knowledge competencies inspectors today will try to apply through the mechanisms of human development index or the index of human development. Competence development is much needed since the inspector inspector Bapeten are the front guard in the conduct radiation monitoring implementation of the user's permission and utilizing radioactive substances. This development not only pay attention to the level of competence of inspectors in the form of knowledge about the technical and non technical issues but also the very basic knowledge that is related to the rules regarding Nucleur, while also paying attention to what can be done by inspectors related to knowledge.*

Keyword: development, competency, the inspector

1. Pendahuluan

Tulisan ini bermaksud mengindeks kompetensi inspektur instalasi nuklir dengan menggunakan metode human development indeks dan membuat indikator-indikatornya secara umum untuk menunjang peningkatan kompetensi inspektur dan rumus

perhitungannya dengan nilai indeks yang

telah ditentukan sebagai formulasi standar tingkat kompetensi inspektur, sehingga akan terwujud pembinaan karir inspektur untuk menuju inspektur yang profesional dibidangnya. Terkait perkembangan kompetensi inspektur, para inspektur harus mengetahui filosofi

proses kegiatan inspeksi dilaksanakan dalam rangka ditaatinya persyaratan yang telah ditetapkan dalam peraturan perundang-undangan yang berlaku di bidang pemanfaatan bahan nuklir dan kondisi izin pemanfaatan tenaga nuklir. Kegiatan inspeksi instalasi nuklir dan bahan nuklir umumnya dilakukan di instalasi nuklir sebagai objek inspeksi penting dalam cakupan pengawasan BAPETEN.

Inspeksi tersebut dilaksanakan untuk memastikan bahwa:

1. Pemegang izin memenuhi semua ketentuan/ peraturan dan perundang-undangan dan kondisi izin baik dalam izin yang dikeluarkan oleh BAPETEN maupun instansi lain terkait.
2. Fasilitas, peralatan dan kinerjanya memenuhi persyaratan/ peraturan yang berlaku.
3. Personil memenuhi aspek legalitas dan kompetensi yang disyaratkan.
4. Prosedur teknis dan administratif dalam pelaksanaan jaminan kualitas.
5. Kekurangan persyaratan telah dipenuhi dan penyimpangan telah ditindaklanjuti.

Setelah mengetahui filosofi proses kegiatan inspeksi, inspektur diharapkan

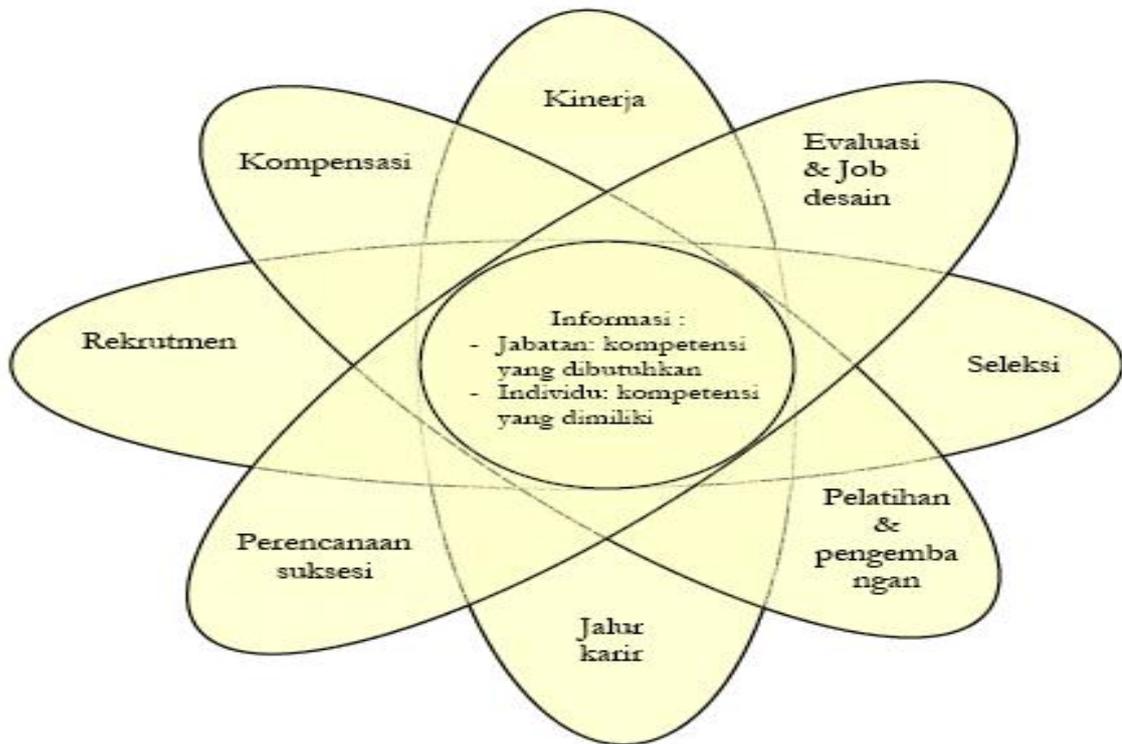
mampu mengerti prosedur penyelenggaraan inspeksi instalasi nuklir dan bahan nuklir pada instalasi nuklir (dikutip dari Prosedur inspeksi instalasi dan bahan nuklir PUK/DIIBN/00.1.) yaitu :

1. memahami latar belakang dasar hukum pelaksanaan inspeksi instalasi nuklir dan bahan nuklir.
2. mengerti tugas dan wewenang Tim inspeksi.
3. mengerti manajemen inspeksi meliputi objek inspeksi, ruang lingkup inspeksi, jenis inspeksi,
4. menjelaskan tentang mekanisme tahapan penyelenggaraan inspeksi: Pra inspeksi (persiapan inspeksi), Pelaksanaan inspeksi (Audit dan verifikasi lapangan) dan Pasca inspeksi (pembuatan laporan hasil inspeksi).

Dalam pelaksanaan inspeksi, inspektur merupakan sumber daya terpenting yang sangat menentukan keberhasilan pelaksanaan inspeksi. Untuk itu perlu dilakukan secara profesional dalam penunjukan inspektur yang tergabung dalam tim inspeksi. Profesionalisme calon tim inspeksi juga mempertimbangkan hal seperti bidang keahlian, kepakaran dan

pengalamannya, disamping kebersediannya inspektur yang bersangkutan untuk melakukan inspeksi, keikutsertaan inspektur dalam inspeksi juga sangat menentukan karir inspektur tersebut, baik dalam

penjenjangan inspektur maupun dalam penjenjangan jabatan fungsional. Oleh karena itu desain penunjukan sebagai tim inspeksi sedapat mungkin dilakukan dengan mempertimbangkan hal tersebut secara adil dan merata.



Gambar 1. sistem manajemen pengembangan kompetensi SDM berbasis kompetensi secara terpadu.

1.1. Maksud dan Tujuan

Dari gambar 1. Dapat diambil kesimpulan tentang definisi kompetensi yaitu sebagai gambaran kemampuan untuk melaksanakan satu tugas, peran, kemampuan didalam mengintegrasikan pengetahuan, keterampilan-keterampilan, sikap-sikap dan nilai-nilai pribadi dan kemampuan untuk

membangun pengetahuan dan keterampilan yang didasarkan pada pengalaman dan pembelajaran yang dilakukan.

Perencanaan kompetensi inspektur berdasarkan proses human development index bertujuan untuk memaparkan sejauh mana perkembangan pembangunan pengetahuan sumber

daya manusia selaku inspektur didalam mengetahui proses pengawasan radiasi dan pelaksanaan proses inspeksi.

Perencanaan bagi program-program pelaksanaan pengembangan kompetensi inspektur memerlukan informasi yang dapat menyajikan gambaran sebenarnya dilapangan (*represent reality*) karena semua informasi yang ada tersebut berguna sebagai penunjang bagi analisis, monitoring dan evaluasi suatu kebijakan.

Dari sini dapat dilihat pentingnya pemanfaatan data yang relevan dengan kualitas yang baik dan dari sumber yang terpercaya dikarenakan kecermatan dan konsistensi data sangat diperlukan untuk mencegah kekeliruan kesimpulan yang dapat terjadi di kemudian hari secara dini.

Ruang lingkup penyusunan data berbasis indeks kompetensi pengetahuan inspektur ini mencakup seluruh proses pelaksanaan kegiatan inspeksi yang meliputi pra inspeksi, pelaksanaan dan pasca inspeksi.

2. Dasar Teori

2.1. Pengertian indikator

Petunjuk yang memberikan indikasi tentang sesuatu keadaan dan merupakan refleksi dari keadaan tersebut disebut sebagai indikator. Dengan kata lain, indikator merupakan variabel penolong dalam mengukur perubahan. Variabel-variabel ini terutama digunakan apabila perubahan yang akan dinilai tidak dapat diukur secara langsung. Indikator yang baik harus memenuhi beberapa persyaratan, antara lain : sah (valid), objektif, sensitif dan spesifik. Namun demikian perlu disadari tidak ada ukuran baku yang benar-benar sempurna dapat mengukur tingkat kompetensi inspektur.

Menurut jenisnya, indikator kompetensi inspektur dikelompokkan menjadi 3 (tiga) kelompok dasar berupa penggambaran kegiatan inspeksi yaitu :

1. Indikator input inspeksi, yang berkaitan dengan penunjang pelaksanaan program dan turut menentukan keberhasilan program, seperti : rasio inspektur dengan BAPETEN, rasio inspektur dengan Fasilitas dan rasio inspektur dengan instansi terkait lainnya.
2. Indikator proses inspeksi, yang menggambarkan bagaimana proses pelaksanaan inspeksi berlangsung terkait audit dokumen dan verifikasi lapangan terhadap kesesuaian keadaan dilapangan dengan izin yang berlaku, seperti: kesesuaian didalam melaksanakan proses inspeksi (pra, pelaksanaan dan pasca), kesesuaian pelaksanaan inspeksi kesuatu fasilitas terhadap jadual kegiatan inspeksi, kesesuaian laporan analisa keselamatan dengan gambaran keadaan suatu fasilitas, kesesuaian pelaksanaan inspeksi kesuatu fasilitas terhadap jadual kegiatan fasilitas, kesesuaian inspektur didalam mentaati peraturan yang sejalan dengan peraturan BAPETEN.
3. Indikator output/outcome inspeksi, yang menggambarkan bagaimana hasil (output) dari suatu program kegiatan telah berjalan, seperti: jumlah laporan hasil inspeksi, jumlah resume hasil inspeksi.

Gambaran mengenai indikator pengembangan kompetensi inspektur dapat dilihat pada diagram 1.

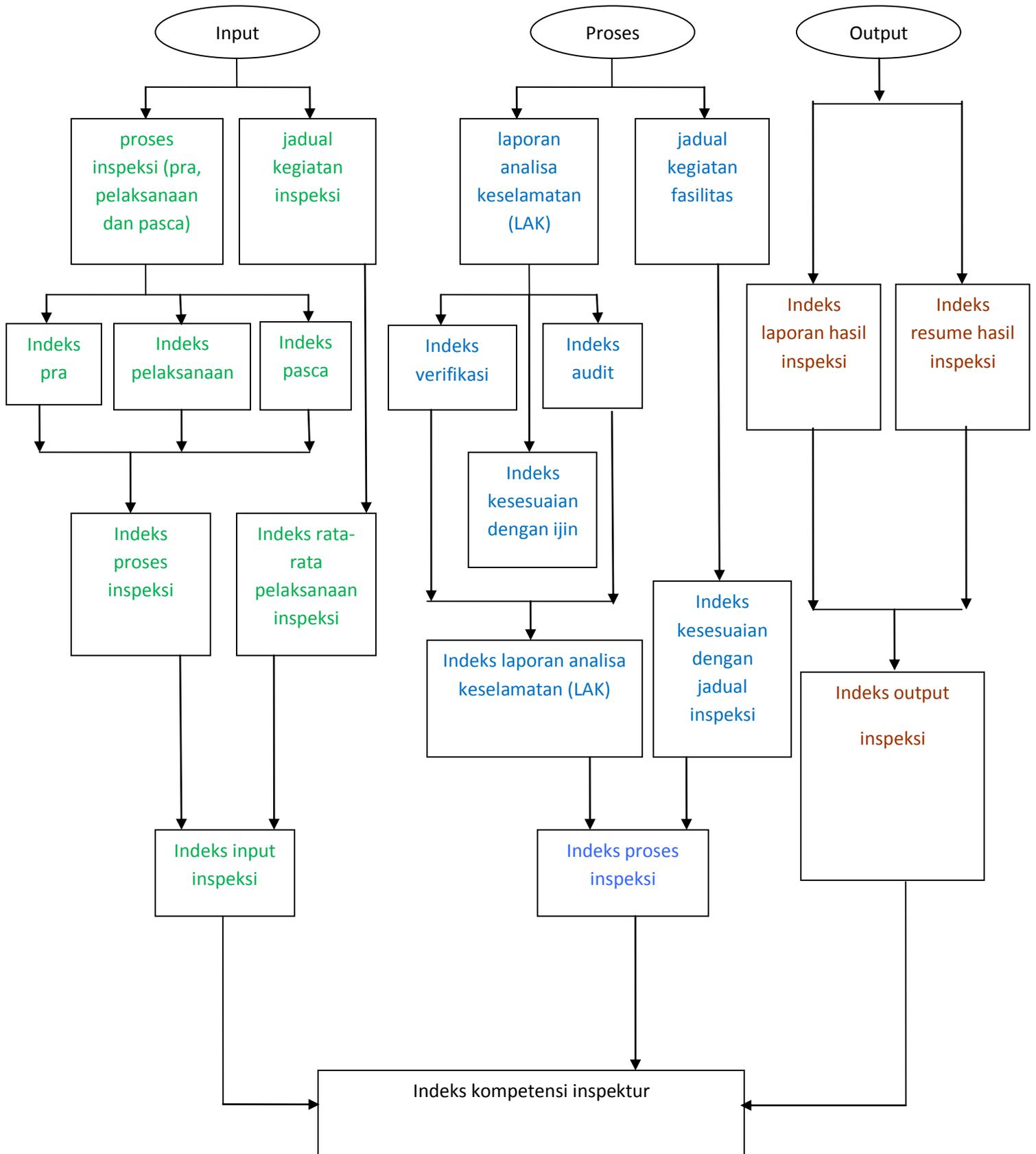


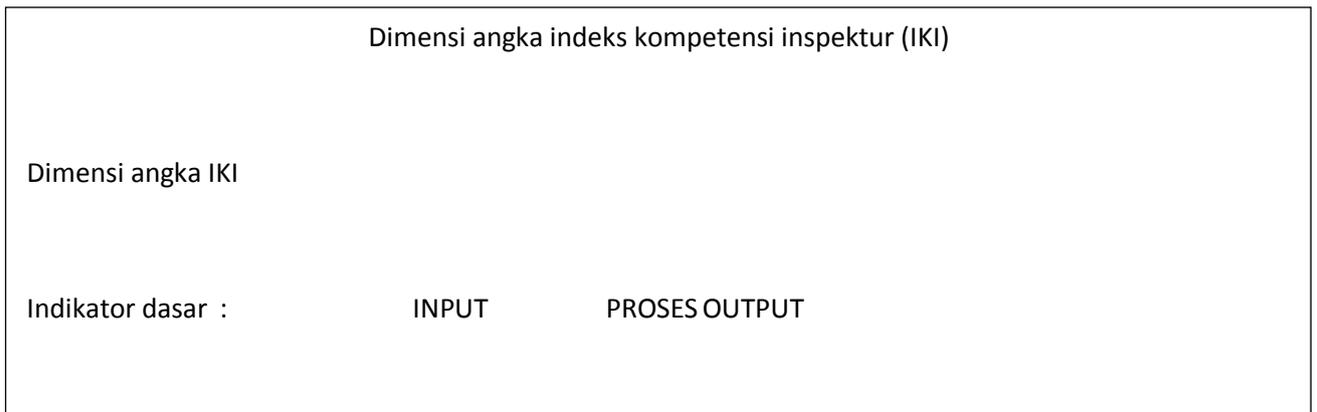
Diagram 1. komponen indeks kompetensi inspektur

2.2. Indikator – Indikator Perencanaan Pengembangan Kompetensi Inspektur

Untuk mengetahui dan mengidentifikasi seberapa besar kemajuan pengembangan yang telah dicapai para inspektur tentunya diperlukan data-data yang cukup *up to date* dan akurat. Data-data yang disajikan diharapkan sebagai bahan evaluasi terhadap apa yang telah dilakukan oleh inspektur tersebut. Apakah dengan jumlah x kali inspeksi dalam setahun telah secara nyata membantu pengembangan kompetensi inspektur, apakah dengan jumlah x jam pelaksanaan kegiatan inspeksi dapat menunjang meningkatnya kemampuan para inspektur atau apakah dengan banyaknya x hari didalam pelaksanaan inspeksi memberikan dampak positif bagi perkembangan pengetahuan inspektur. Dalam konteks tersebut diatas diperlukan pula ukuran-ukuran yang tepat untuk digunakan sebagai indikator, untuk itu perlu kiranya

diketengahkan mengenai berbagai ukuran-ukuran yang biasa digunakan sebagai indikator pengembangan kompetensi inspektur. Berbagai program seperti diklat, workshop, seminar, peningkatan pendidikan formal ke jenjang yang lebih tinggi maupun *sharing knowledge* antara inspektur yang jenjang tingkatannya paling tinggi dengan para inspektur dengan jenjang tingkatan dasar dapat memacu kemajuan perkembangan kompetensi inspektur. Perlu juga dibuat suatu acara seperti *topical meeting* yang membahas mengenai beraneka macam isu hangat terkait dengan temuan hasil inspeksi dan standarisasi penulisan hasil inspeksi yang semua kegiatan ini tentunya sangat bermanfaat bagi terbentuknya perkembangan pengetahuan para inspektur.

Untuk lebih jelasnya bagaimana teknis menentukan indeks pengembangan kompetensi inspektur dapat dilihat pada gambar 2.



Gambar 2. Dimensi angka indeks kompetensi inspektur (IKI)

Keterangan:

- JPF : Jenjang pendidikan formal
- JPNF : Jenjang pendidikan non formal
- JJI : Jenjang jabatan inspektur
- O.ins : Objek inspeksi
- R.ins : Ruang lingkup inspeksi
- ≈ JP.ins : rata-rata jumlah pelaksanaan inspeksi
- ≈ JHP.ins : rata-rata jumlah hari pelaksanaan inspeksi
- JLHI : jumlah laporan hasil inspeksi
- JRHI : jumlah Resume hasil inspeksi

Unit kuantitas kompetensi inspektur dihitung berdasarkan indeks kualitas individu terbentuk atas 9 (sembilan) komponen. komponen kualitas yang digunakan dalam penghitungan indeks

kualitas inspektur diberi skor sebagai berikut :

1. Jenjang pendidikan formal : S3 = 3, S2 = 2, S1 dan DIV= 1, lainnya = 0
2. Jenjang pendidikan non formal :
 - Diklat teknis dalam negeri = 1

- Diklat teknis luar negeri = 1
 - Lainnya = 0
3. Jenjang jabatan inspektur : Utama = 3, Madya = 2, Muda = 1, lainnya = 0
 5. Objek inspeksi : reaktor = 1, non reaktor = 1, lainnya = 0
 6. Ruang lingkup inspeksi : operasi, perawatan, jaminan mutu, proteksi radiasi, kesiapsiagaan nuklir, pengelolaan & pemantauan lingkungan, manajemen penuaan = 1, lainnya = 0
 7. rata-rata jumlah pelaksanaan inspeksi (dalam setahun) : $\geq 2 = 2$, $\geq 1 = 1$, lainnya = 0
 8. rata-rata jumlah hari pelaksanaan inspeksi (dalam setahun) : $\geq 8 = 2$, $\geq 4 = 1$, lainnya = 0
 9. jumlah laporan hasil inspeksi (dalam setahun) : $\geq 2 = 2$, $\geq 1 = 1$, lainnya = 0
 10. jumlah resume hasil inspeksi (dalam setahun) : $\geq 2 = 2$, $\geq 1 = 1$, lainnya = 0

indeks kualitas kompetensi inspektur merupakan penjumlahan dari skor yang dimiliki oleh suatu kompetensi inspektur dan bernilai antara 1 sampai dengan 17. kuantitas dari suatu kompetensi inspektur yang dinilai oleh suatu kompetensi inspektur adalah

indeks kualitas kompetensi inspektur dibagi 17. sebagai contoh, jika suatu kompetensi inspektur menempati atau berada di level = 9, maka kuantitas kompetensi inspektur yang dinilai oleh suatu sistem kompetensi inspektur tersebut adalah $9/17$ atau 0,53.

Indikator peningkatan pengembangan kompetensi inspektur terlihat dari perubahan indeks pembangunan manusia (human development indeks). Perubahan dalam indeks pengembangan kompetensi inspektur dipengaruhi oleh tiga indikator, yaitu : indeks input, indeks proses dan indeks output. Oleh karena itu, perubahan dalam IKI (indeks kompetensi inspektur) terkait erat dengan perubahan ketiga indeks tersebut. Dalam perhitungan indeks input, mengakomodir dua indikator komponen input, yaitu : indeks proses inspeksi dan jadwal inspeksi. Indeks proses inspeksi dihitung berdasarkan jumlah dari indeks pra, pelaksanaan dan pasca inspeksi sedangkan indeks jadwal inspeksi dihitung berdasarkan perubahan angka dari indeks rata-rata pelaksanaan inspeksi.

Berdasarkan diagram 1, maka didapat permisalan rumus Indeks Kompetensi Inspektur sebagai berikut, perumusan ini mengikuti metode perumusan

atkinson dikutip dari DRS. H. LUKMAN ISMAIL, MA tentang penulisannya yang berjudul Penyusunan Data Basis Indeks Pembangunan Manusia (IPM) Provinsi Jawa Barat Tahun 2006, dengan beberapa perubahan mengenai bobot perhitungan:

Rumusan yang digunakan untuk menghitung indeks input inspeksi (IIP) adalah :

$$IPra = \frac{[X_t - X_{min}]}{X_{max} - X_{min}} \dots\dots\dots(1)$$

Dimana:

IPra = indeks proses pra inspeksi

Xt = angka berapa kali pra pada tahun tertentu

X min = angka berapa kali pra minimum = ...

X max = angka berapa kali pra maksimum = ...

$$IPelaksanaan = \frac{[X_t - X_{min}]}{X_{max} - X_{min}} \dots\dots\dots(2)$$

Dimana:

IPelaksanaan = indeks proses pelaksanaan terkait jadual inspeksi

Xt = angka berapa kali mengikuti pelaksanaan inspeksi pada tahun tertentu

X min = angka berapa kali mengikuti pelaksanaan inspeksi minimum = ...

X max = angka berapa kali mengikuti pelaksanaan inspeksi maksimum = ...

$$IPasca = \frac{[X_t - X_{min}]}{X_{max} - X_{min}} \dots\dots\dots(3)$$

Dimana:

IPasca = indeks proses pasca inspeksi

Xt = angka berapa kali pasca pada tahun tertentu

X min = angka berapa kali pasca minimum = ...

X max = angka berapa kali pasca maksimum = ...

Rumus untuk menghitung indeks proses inspeksi (IPSI) adalah (rumus 1 + rumus 2 + rumus 3) / 3 dimana :

$$IPSI = \frac{(IPra + IPelaksanaan + IPasca)}{3} = \dots\dots\dots(4)$$

Dimana :

IPSI = indeks proses inspeksi

IPra = indeks proses pra inspeksi

IPelaksanaan = indeks proses pelaksanaan terkait jadual inspeksi

IPasca = indeks proses pasca inspeksi

Rumusan yang digunakan untuk menghitung indeks rata-rata pelaksanaan inspeksi (Irata-rata PI) adalah :

$$\text{Irata-rata PI} = \frac{[X_t - X_{\min}]}{X_{\max} - X_{\min}} \dots\dots\dots(5)$$

Dimana:

Irata-rata PI = indeks rata-rata pelaksanaan inspeksi

Xt = angka berapa kali pelaksanaan inspeksi pada tahun tertentu

X min = angka berapa kali pelaksanaan inspeksi minimum = ...

X max = angka berapa kali pelaksanaan inspeksi maksimum = ...

Rumusan yang digunakan untuk menghitung indeks input inspeksi (IIP) adalah (rumus 4 + rumus 5) :

$$\text{IIP} = (\text{IPSI}) + (\text{Irata-rata PI}) \dots\dots\dots(6)$$

Dimana:

IIP = indeks input inspeksi

IPSI = indeks proses inspeksi

Irata-rata PI = indeks rata-rata pelaksanaan inspeksi

Dalam perhitungan indeks proses, mengakomodir dua indikator komponen proses, yaitu : indeks laporan analisa keselamatan (LAK) dan jadual fasilitas. indeks laporan analisa keselamatan (LAK) dihitung berdasarkan jumlah dari indeks verifikasi, indeks audit dan indeks kesesuaian dengan izin, sedangkan indeks jadual fasilitas dihitung berdasarkan perubahan angka dari indeks kesesuaian dengan jadual inspeksi.

Rumusan yang digunakan untuk menghitung indeks proses inspeksi (IPI) adalah :

$$\text{IVerifikasi} = \frac{[X_t - X_{\min}]}{X_{\max} - X_{\min}} \dots\dots\dots(7)$$

Dimana:

IVerifikasi = indeks proses verifikasi

Xt = angka berapa kali verifikasi pada tahun tertentu

X min = angka berapa kali verifikasi minimum = ...

X max = angka berapa kali verifikasi maksimum = ...

$$IAudit = \frac{[X_t - X_{min}]}{X_{max} - X_{min}} \dots\dots\dots(8)$$

$$\frac{X_{max} - X_{min}}$$

Dimana:

IAudit = indeks proses audit

Xt = angka berapa kali audit pada tahun tertentu

X min = angka berapa kali audit minimum = ...

X max = angka berapa kali audit maksimum = ...

$$IIzin = \frac{[X_t - X_{min}]}{X_{max} - X_{min}} \dots\dots\dots(9)$$

$$\frac{X_{max} - X_{min}}$$

Dimana:

IIzin = indeks proses izin

Xt = angka berapa kali izin pada tahun tertentu

X min = angka berapa kali izin minimum = ...

X max = angka berapa kali izin maksimum = ...

Rumus untuk menghitung indeks laporan analisa keselamatan (ILAK) adalah (rumus 7 + rumus 8 + rumus 9) / 3 dimana :

$$ILAK = \frac{(I_{Verifikasi} + I_{Audit} + I_{izin})}{3} = \dots\dots\dots(10)$$

Dimana :

ILAK = indeks laporan analisa keselamatan

Iverifikasi = indeks proses verifikasi

Iaudit = indeks proses audit

Iizin = indeks proses izin

Rumusan yang digunakan untuk menghitung indeks kesesuaian dengan jadual inspeksi (IJI) adalah :

$$IJI = \frac{[X_t - X_{min}]}{X_{max} - X_{min}} \dots\dots\dots(11)$$

$$\frac{X_{max} - X_{min}}$$

Dimana:

IJI = indeks kesesuaian dengan jadual inspeksi

Xt = angka berapa kali kesesuaian dengan jadual inspeksi pada tahun tertentu

X min = angka berapa kali kesesuaian dengan jadual inspeksi minimum = ...

X max = angka berapa kali kesesuaian dengan jadual inspeksi maksimum = ...

Rumusan yang digunakan untuk menghitung indeks proses inspeksi (IPI) adalah (rumus 10 + rumus 11) :

$$IPI = (ILAK) + (IJI) \dots\dots\dots(12)$$

Dimana:

IPI = indeks proses inspeksi

ILAK = indeks laporan analisa keselamatan

IJI = indeks kesesuaian dengan jadual inspeksi

Dalam perhitungan indeks output, mengakomodir dua indikator komponen output, yaitu : indeks laporan hasil inspeksi (ILHI) dan indeks resume hasil inspeksi (IRHI). indeks output inspeksi dihitung berdasarkan jumlah dari indeks laporan hasil inspeksi (ILHI) dengan indeks resume hasil inspeksi (IRHI).

Rumusan yang digunakan untuk menghitung indeks output inspeksi (IOI) adalah :

$$ILHI = \frac{[X_t - X_{min}]}{X_{max} - X_{min}} \dots\dots\dots(13)$$

Dimana:

ILHI = indeks laporan hasil inspeksi

X_t = jumlah LHI pada tahun tertentu

X_{min} = jumlah LHI minimum = ...

X_{max} = jumlah LHI maksimum = ...

$$IRHI = \frac{[X_t - X_{min}]}{X_{max} - X_{min}} \dots\dots\dots(14)$$

Dimana:

IRHI = indeks resume hasil inspeksi

X_t = jumlah RHI pada tahun tertentu

X_{min} = jumlah RHI minimum = ...

X_{max} = jumlah RHI maksimum = ...

Rumus untuk menghitung indeks output inspeksi (IOI) adalah (rumus 13 + rumus 14) / 2 dimana :

$$IOI = (ILHI + IRHI) / 2 = \dots$$

.....(15)

Dimana:

IOI = indeks output inspeksi

ILHI = indeks laporan hasil inspeksi

IRHI = indeks resume hasil inspeksi

Merujuk pada ke tiga indikator IKI yang telah dijelaskan diatas (indeks input, indeks proses dan indeks output), maka angka indeks kompetensi

inspektur dapat dihitung dengan menggunakan rumus di bawah ini :

$$IKI = (IIP + IPI + IOI) / 3 = \dots$$

.....(16)

Dimana

IKI = indikator kompetensi inspektur

IIP = indeks input inspeksi

IPI = indeks proses inspeksi

IOI = indeks output inspeksi

Tabel 1. Kondisi ideal kompetensi inspektur vs Nilai contoh kasus kompetensi inspektur

Indikator komponen IKI	Nilai maksimum	Nilai minimum	Nilai contoh kasus kompetensi inspektur	catatan
(1)	(2)	(3)	(4)	(5)
Jenjang pendidikan formal	3	0	1	Sesuai dengan dasar jenjang pendidikan formal
Jenjang pendidikan non formal	1	0	1	Sesuai dengan dasar jenjang pendidikan non formal
Jenjang jabatan inspektur	3	0	1	Sesuai dengan SK inspektur BAPETEN
Objek inspeksi	1	0	1	Sesuai dengan objek inspeksi (instalasi nuklir)
Ruang lingkup inspeksi	1	0	1	Sesuai dengan ruang lingkup inspeksi (instalasi nuklir)

rata-rata jumlah pelaksanaan inspeksi	2	0	2	Sesuai dengan jadual tahunan inspeksi (instalasi nuklir)
rata-rata jumlah hari pelaksanaan inspeksi	2	0	2	Sesuai dengan jumlah hari pelaksanaan inspeksi
jumlah laporan hasil inspeksi	2	0	2	Sesuai dengan pelaksanaan inspeksi
jumlah resume hasil inspeksi	2	0	2	Sesuai dengan pelaksanaan inspeksi
Hasil angka indeks kompetensi inspektur	17	0	13	Jumlah angka indeks kompetensi inspektur yang harus diraih dalam setahun

2.3. Asumsi

Dari asumsi pada tabel 1 (satu) didapat data seorang inspektur (muda) dengan pendidikan formal tingkat sarjana (ST),

jenjang pendidikan non formal (dalam negeri), objek inspeksi di reaktor, ruang lingkup inspeksi adalah operasi, jumlah pelaksanaan inspeksi 2 kali dalam setahun, jumlah hari pelaksanaan inspeksi 8 hari, jumlah laporan hasil inspeksi sebanyak 2 LHI dan jumlah resume hasil inspeksi sebanyak 2 resume serta pelaksanaan ini dilaksanakan dalam 1 (satu) tahun yang sedang berjalan.

2.4. Analisa

Dari asumsi tersebut di atas maka inspektur tersebut mendapatkan jumlah

angka indeks kompetensi inspektur dalam setahun sebesar 13. kuantitas dari suatu kompetensi inspektur yang dinilai oleh suatu kompetensi inspektur adalah $13 / 9$ atau 1,44.

Dari perkiraan asumsi tersebut jika inspektur ingin meninggikan tingkat kompetensi dalam setahun maka harus lebih memperbanyak melakukan pengawasan radiasi dilapangan terutama terkait dengan ruang lingkup inspeksi. Semakin menguasai materi ruang lingkup inspeksi maka kredibilitas kompetensi inspektur semakin tinggi. Sebagai contoh jika seorang inspektur (muda) dengan pendidikan formal tingkat sarjana (ST), jenjang pendidikan non formal (dalam negeri), objek inspeksi di reaktor, ruang lingkup

inspeksi adalah (operasi, perawatan dan proteksi radiasi), jumlah pelaksanaan inspeksi 2 kali dalam setahun, jumlah hari pelaksanaan inspeksi 8 hari, jumlah laporan hasil inspeksi sebanyak 2 LHI dan jumlah resume hasil inspeksi sebanyak 2 resume serta pelaksanaan ini dilaksanakan dalam 1 (satu) tahun yang sedang berjalan maka inspektur tersebut didalam satu tahun mendapatkan jumlah angka indeks kompetensi sebesar 15 atau memiliki kuantitas penilaian kompetensi inspektur sebesar $15 / 9$ atau 1,66. Sebagai catatan, dalam laporan ini IKI disajikan dalam ratusan (dikalikan 100) sekedar untuk memudahkan membaca. Sehingga nilai IKI yang terbaca pada contoh diatas yaitu 166. Sehingga dari angka penilaian peningkatan status kompetensi inspektur ini dapat diklasifikasikan sesuai tabel 2 berikut.

Tabel 2. Klasifikasi peningkatan status kompetensi inspektur

Nilai IKI	Status kompetensi inspektur
< 100	Rendah

$100 \leq \text{IKI} < 188$	Menengah
≥ 188	Tinggi

Dari klasifikasi peningkatan status kompetensi inspektur dapat dinilai berdasarkan grade angka sesuai level kompetensi inspektur berdasarkan grade angka dari IKI (Indeks Kompetensi Inspektur)

1. Level Kompetensi (< 100)

Setiap inspektur mampu melaksanakan tugas/pekerjaannya yang bersifat rutin berdasarkan pada pemahaman prosedur/instruksi kerja yang terdapat pada proses inspeksi berdasarkan arahan dari ketua inspeksi.

2. Level Kompetensi ($100 \leq \text{IKI} < 188$)

Setiap inspektur mampu melaksanakan tugas/pekerjaannya yang bersifat rutin berdasarkan pada pemahaman prosedur/instruksi kerja yang terdapat sesuai dengan proses inspeksi berdasarkan arahan dari ketua

inspeksi dan mampu melaksanakan tugas menurut :

- a. Kemampuan menerapkan prosedur
- b. Kemampuan pemecahan persoalan
- c. Kemampuan mengajukan gagasan kepada atasannya

3. Level Kompetensi (≥ 188)

Setiap inspektur mampu melaksanakan tugas/pekerjaannya yang bersifat rutin berdasarkan pada pemahaman prosedur/instruksi kerja yang terdapat sesuai dengan proses inspeksi berdasarkan arahan dari ketua inspeksi dan mampu melaksanakan tugas menurut :

4. Kemampuan analisa persoalan
5. Kemampuan pemecahan persoalan
6. Kemampuan mengajukan gagasan kepada atasannya
7. Kemampuan melakukan koordinasi

2.5. Manfaat Pengembangan kompetensi inspektur

Manfaat Pengembangan kompetensi inspektur didalam proses pengawasan radiasi sangat penting dikarenakan inspektur merupakan garda terdepan didalam pengawasan radiasi. Selain itu pengembangan ini memberikan penilaian tersendiri bagi para inspektur untuk meraih kedudukan dalam penjenjangan inspektur ke tingkat yang lebih tinggi, dapat meningkatkan produktivitas para inspektur didalam pelaksanaan inspeksi, mengetahui dan memahami rincian tugasnya masing-masing, membangkitkan prakarsa dalam bekerja tanpa harus menunggu perintah atasan serta pembentukan sistem nilai melalui etika profesi.

2.6. Kendala Pengembangan kompetensi inspektur

Belum adanya indikator yang standar terkait dengan uji materi penilaian kompetensi inspektur terutama terhadap penilaian dilapangan didalam melakukan verifikasi lapangan. Selain itu masih dibutuhkan beberapa kriteria indikator penunjang lainnya untuk mendapatkan penilaian yang mendekati

kenyataan atas kompetensi individu inspektur.

3. Kesimpulan

1. Masih diperlukannya data yang valid tentang penilaian kompetensi inspektur dan rincian indikator yang lebih spesifik terkait penilaian didalam proses kegiatan inspeksi.
2. Diperlukan data-data yang cukup *up to date* dan akurat.
3. Diperlukannya informasi yang dapat menyajikan gambaran sebenarnya dilapangan (*represent reality*) karena semua informasi yang ada tersebut berguna sebagai penunjang bagi analisis, monitoring dan evaluasi suatu

kebijakan didalam menilai kompetensi individu inspektur.

4. Semakin besar angka IKI yang diperoleh inspektur maka semakin menunjukkan kualitas inspektur tersebut.

4. Daftar Pustaka

- [1] UU NOMOR 10 tahun 1997 tentang ketenaganukliran.
- [2] Prosedur inspeksi instalasi dan bahan nuklir PUK/DIIBN/00.1.
- [3] Penyusunan Data Basis Indeks Pembangunan Manusia (IPM) Provinsi Jawa Barat Tahun 2006. (http://bappeda.jabarprov.go.id/docs/publikasi_data/20080409_140819.pdf)

TINGKAT CEMARAN UNSUR RADIONUKLIDA ALAM ^{238}U DAN ^{232}Th DI PERAIRAN SEKITAR KAWASAN PLTU BATUBARA (KAJIAN DI PERAIRAN PULAU PANJANG DAN PESISIR TELUK LADA, BANTEN)

Sabam Parsaoran Situmorang¹, Harpasis Selamat Sanusi¹ dan June Mellawati²

¹Dept. Ilmu dan Teknologi Kelautan, Fakultas Perikanan dan Ilmu Kelautan, IPB

²Pusat Pengembangan Energi Nuklir, BATAN

ABSTRAK

TINGKAT CEMARAN UNSUR RADIONUKLIDA ALAM ^{238}U DAN ^{232}Th DI PERAIRAN SEKITAR KAWASAN PLTU BATUBARA (KAJIAN DI PERAIRAN PULAU PANJANG DAN PESISIR TELUK LADA, BANTEN). Telah dilakukan pengambilan contoh permukaan sedimen, air laut, rumput laut, ikan teri (*Stolephorus* and *Anchoa*) dan kerang (*Codakia*) dari 4 stasiun pengamatan di perairan Pulau Panjang dan pesisir Teluk Lada (sebagai kontrol/lokasi pembanding), Banten pada Juni-Juli 2010. Konsentrasi radionuklida alam (^{238}U dan ^{232}Th) dalam contoh diukur dengan menggunakan metode neutron activation analysis (NAA). Hasil penelitian menunjukkan bahwa konsentrasi radionuklida alam total dalam sedimen (^{238}U : 18,6160–35,0013 Bq/kg; ^{232}Th : 11,2020-35,6685 Bq/kg), air laut (^{238}U : tidak terdeteksi; ^{232}Th : 0,0790-0,1299 Bq/l), rumput laut budidaya (^{238}U : tidak terdeteksi; ^{232}Th : 3,6735-4,8345 Bq/kg), rumput laut alami (^{238}U : 3,6851-48,0430 Bq/kg; ^{232}Th : 3,9941-9,0788 Bq/kg), *Stolephorus* (^{238}U : tidak terdeteksi; ^{232}Th : 3,3078 Bq/kg) dan *Codakia* (^{238}U : 6,8903 Bq/kg; ^{232}Th : 3,6023 Bq/kg) di perairan Pulau Panjang, Banten sekitar PLTU-batubara Suralaya lebih tinggi daripada lokasi pembanding yang berada di sekitar PLTU-batubara Labuan, yaitu dalam sedimen (^{238}U : 10,4253 Bq/kg; ^{232}Th : 16,5952 Bq/kg), air laut (^{238}U : tidak terdeteksi; ^{232}Th : 0,0671 Bq/l), rumput laut budidaya (^{238}U : tidak terdeteksi; ^{232}Th : 2,3005 Bq/kg), rumput laut alami (^{238}U : 19,5367 Bq/kg; ^{232}Th : 2,6729 Bq/kg) dan *Anchoa* (^{238}U : tidak terdeteksi; ^{232}Th : 2,0603 Bq/kg).

Kata Kunci : radionuklida alam, neutron activation analysis (NAA), PLTU

ABSTRACT

CONTAMINATION LEVEL OF NATURAL ^{238}U AND ^{232}Th RADIONUCLIDES IN OFFSHORE OF COAL POWER PLANT (ASSESSMENT AT OFFSHORE OF PANJANG ISLAND AND LADA BAY, BANTEN). This study had been carried out by collecting sample of the surficial sediments, sea water, seaweeds, anchovies (*Stolephorus* and *Anchoa*) and mussels (*Codakia*) from 4 locations in waters of Pulau Panjang and coastal of Lada Bay (as control/comparison site), Banten in June - July 2010. Natural radionuclides (^{238}U and ^{232}Th) concentration in samples was measured using neutron activation analysis (NAA) method. The results showed that the total radionuclides concentration in sediment (^{238}U : 18,6160–35,0013 Bq/kg; ^{232}Th : 11,2020-35,6685 Bq/kg), seawater (^{238}U : undetected; ^{232}Th : 0,0790-0,1299 Bq/l), cultivation seaweeds (^{238}U : undetected; ^{232}Th : 3,6735-4,8345 Bq/kg), natural seaweeds (^{238}U : 3,6851-48,0430 Bq/kg; ^{232}Th : 3,9941-9,0788 Bq/kg), *Stolephorus* (^{238}U : undetected; ^{232}Th : 3,3078 Bq/kg) and *Codakia* (^{238}U : 6,8903 Bq/kg; ^{232}Th : 3,6023 Bq/kg) in Pulau Panjang, Banten around Suralaya coal power plant higher than control site that were around the Labuan coal power plant, namely in sediments (^{238}U : 10,4253 Bq/kg; ^{232}Th : 16,5952 Bq/kg), seawater (^{238}U : undetected; ^{232}Th : 0,0671 Bq/l), cultivation seaweeds (^{238}U : undetected; ^{232}Th : 2,3005 Bq/kg), natural seaweeds (^{238}U : 19,5367 Bq/kg; ^{232}Th : 2,6729 Bq/kg) and *Anchoa* (^{238}U : undetected; ^{232}Th : 2,0603 Bq/kg).

Keyword: Natural radionuclide, neutron activation analysis (NAA), Coal Power Plant

1. Pendahuluan

Perairan pesisir merupakan daerah peralihan antara daratan dan laut. Terdapat bermacam ekosistem dan sumber daya pesisir dalam perairan tersebut. Di era industrialisasi, kawasan pesisir menjadi prioritas utama untuk mengembangkan berbagai kegiatan industri sehingga wilayah tersebut berisiko tinggi untuk berbagai kasus pencemaran. Industri - industri “non nuklir” di daerah pesisir seperti timah, pupuk fosfat, minyak dan gas, semen, listrik (PLTU-batubara) dan bauksit merupakan industri - industri yang berpotensi meningkatkan radionuklida alam di lingkungan sekitarnya dan pada tahap berikutnya akan meningkatkan paparan radiasi terhadap kehidupan di lingkungannya [1].

Guna memenuhi kebutuhan listrik di Indonesia dalam rangka peningkatan kesejahteraan dan perekonomian, pemerintah terus berupaya membangun PLTU-batubara dan PLTN. PLTU di Indonesia sebagian besar menggunakan batubara sebagai bahan bakar yang mengandung material radioaktif (NORM = *Naturally Occuring Radioactive Material*), yaitu uranium-238 (^{238}U), thorium-232 (^{232}Th), radium-226 (^{226}Ra) dan kalium-40 (^{40}K). Pengoperasian PLTU-batubara

pada kondisi normal berpotensi melepaskan sejumlah radionuklida alam (khususnya ^{238}U dan ^{232}Th) ke lingkungan perairan pesisir disekitarnya melalui *fly ash*, *bottom ash* dan aktivitas pemasokan bahan bakar batubara ke PLTU dengan menggunakan kapal-kapal tongkang [2].

Radionuklida alam tersebut dapat larut dalam kolom air dan terdeposit ke dalam sedimen, sehingga dengan adanya interaksi antara komponen biotik dengan abiotik dapat terjadi akumulasi dalam tubuh biota dan tumbuhan [3][4]. Melalui jalur rantai makanan radionuklida alam tersebut akan sampai ke manusia. Asupan terhadap biota dan tumbuhan yang mengandung ^{238}U dan ^{232}Th oleh manusia dapat menimbulkan paparan radiasi interna dalam tubuh manusia. Kerusakan biologis yang timbul akibat terpapar radiasi ini misalnya kerusakan materi inti sel, khususnya pada DNA dan kromosom sehingga berpotensi menyebabkan kanker.

Tujuan penelitian adalah untuk mengkuantifikasi konsentrasi radionuklida alam ^{238}U dan ^{232}Th dalam lingkungan abiotik (air, padatan tersuspensi dan sedimen) dan lingkungan biotik yaitu rumput laut, ikan teri dan kerang di perairan Pulau

Panjang sekitar kawasan PLTU Suralaya dan pesisir Teluk Lada sekitar kawasan PLTU Labuan, Banten.

2. Metode Penelitian

2.1. Lokasi dan waktu penelitian

1.2. Lokasi pengambilan contoh dilakukan pada 3 stasiun pengamatan di perairan Pulau Panjang sekitar kawasan PLTU-batubara Suralaya (Gambar 1) dan 1 stasiun sebagai kontrol/pembanding di pesisir Teluk Lada sekitar kawasan PLTU-batubara Labuan, Banten. Waktu pengambilan contoh adalah Juni-Juli 2010.

1.3. Preparasi dan pengukuran kandungan radionuklida alam dilakukan di Laboratorium Instrumentasi Bidang Sumber Daya Alam dan Lingkungan, Puslitbang Teknologi Isotop dan Radiasi, BATAN, Pasar Jumat, Jakarta. Proses aktivasi neutron contoh dan standar menggunakan reaktor GA Siwabessy, PRSG BATAN, Puspipstek, Serpong, Tangerang, Banten. Pengukuran parameter total suspended solid (TSS) dan identifikasi jenis kerang dilakukan di Laboratorium Produktivitas dan Lingkungan

(Proling) Departemen Manajemen Sumber Daya Perairan (MSP), FPIK-IPB.

1.4. Bahan organik total (TOM) sedimen dan analisis ukuran butiran sedimen dilakukan di Laboratorium Lingkungan Akuakultur Departemen Budidaya Perairan, FPIK-IPB. Identifikasi spesies ikan teri dilakukan di Laboratorium Ikhtiologi, MSP, FPIK-IPB, sedangkan jenis rumput laut ditentukan berdasarkan buku pengenalan jenis-jenis rumput laut Indonesia [5].

2.2. Pengukuran radionuklida alam ^{238}U dan ^{232}Th

Contoh bersama-sama standar diaktivasi dengan neutron termal fluks 10^{13} n/cm²/detik, selama 30 menit di reaktor nuklir G.A. Siwabessy, PRSG BATAN, Serpong. Kemudian contoh didiamkan dalam ruang *Hot Cel* selama 7 – 10 hari dan selanjutnya dipersiapkan untuk pengukuran. Radionuklida alam ^{238}U teridentifikasi sebagai ^{239}Np pada energi gamma 106,12; 228,18; dan 277,60 keV. Radionuklida alam ^{232}Th teridentifikasi sebagai ^{233}Pa pada energi gamma 300,18 dan 312,01 keV [6].

Pengukuran dilakukan menggunakan perangkat Spektrometer

Gamma yang dilengkapi dengan detektor semikonduktor HPGe (*High Pure Germanium*), perangkat lunak

penganalisis salur ganda (*Multi Channel Analyzer*) dan *Genie-2000* (untuk analisis kualitatif dan kuantitatif).



Gambar 1. Peta lokasi penelitian

Komponen dan parameter lingkungan yang diukur

Komponen lingkungan	Parameter lingkungan	Komponen dan parameter lingkungan yang diukur	Satuan	Metode pengukuran
Fisika - kimia air	Salinitas pH Suhu DO TSS		% - °C mg/l mg/l	<i>Water checker</i> <i>Water checker</i> <i>Water checker</i> <i>Water checker</i> Gravimetri
Fisik - kimia sedimen	Bahan organik Tekstur sedimen		% %	%LOI Pemipetan
NORM	²³⁸ U dan ²³² Th		Bq/l (contoh air) Bq/kg (contoh sedimen, padatan tersuspensi, biota, dan tumbuhan laut)	<i>Neutron Activation Analysis (NAA)</i>

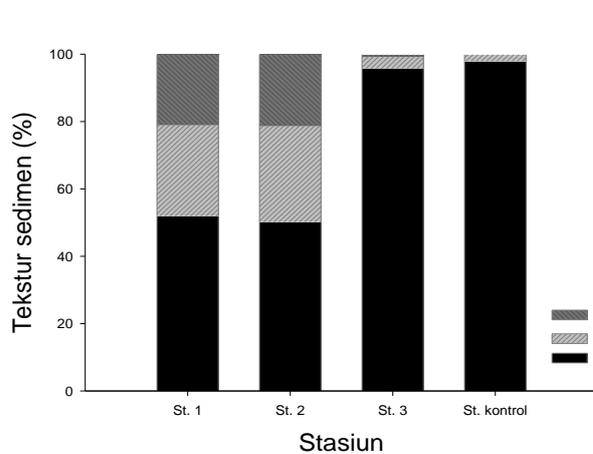
3. Hasil dan Pembahasan

Hasil pengukuran beberapa parameter perairan sekitar Pulau Panjang dan pesisir Teluk Lada, Banten, yaitu salinitas, pH, suhu air dan TSS memenuhi/sesuai baku mutu untuk kehidupan biota laut (Kepmen LH No. 51 Th. 2004) [7], kecuali untuk DO

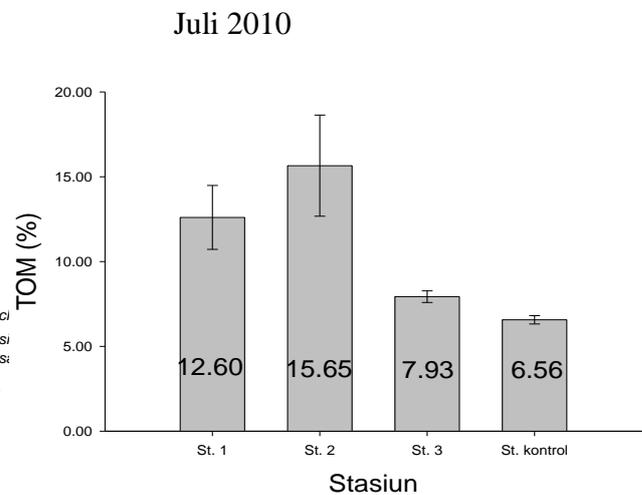
berada di bawah baku mutu (Tabel 2). Persentase pasir stasiun 1, 2, 3 dan 4 berturut-turut adalah 51,92%, 50,16%, 95,80% dan 97,95% (Gambar 2). Kandungan bahan organik total dalam sedimen (TOM) pada stasiun 1, 2, 3 dan 4 berturut-turut 12,60%, 15,65%, 7,93% dan 6,56%. (Gambar 3).

Tabel 2. Parameter fisik kimia air laut di lokasi pengamatan, Juni 2010

St.	Posisi		Kedalaman (meter)	Nilai Kualitas Perairan				
	Lintang (Selatan)	Bujur (Timur)		Salinitas (‰)	pH	Suhu (°C)	DO (mg/l)	TSS (mg/l)
1	5°56'24,7"	106°08'16,7"	10	30,2	8,15	30,1	2,23	16,2
2	5°55'18,1"	106°08'14,5"	12	30,3	8,33	29,8	1,68	15,2
3	5°56'09,2"	106°10'12,8"	7	30,7	7,56	29,5	0,72	17,2
4	6°38'53,2"	105°38'40,4"	3	27,0	7,91	31,0	-	19,7
Baku Mutu (Kepmen LH No. 51 Th. 2004)				Alami	7-8,5	Alami	≥5	≤80



Gambar 2. Sebaran rata-rata fraksi sedimen pada stasiun pengamatan, Juni-



Gambar 3. Kandungan TOM (%) dalam sedimen pada stasiun pengamatan, Juni 2010

3.1 Konsentrasi ^{238}U dan ^{232}Th dalam komponen abiotik

Konsentrasi ^{238}U dan ^{232}Th (total, teradsorpsi materi tersuspensi dan terlarut) disajikan oleh Tabel 3. Konsentrasi radionuklida ^{238}U baik total, tersuspensi dan terlarut tidak terdeteksi atau dibawah batas deteksi alat ($< 0,1749$ Bq/l). Rata-rata konsentrasi ^{232}Th total, tersuspensi dan terlarut di perairan Pulau Panjang masing-masing $0,1103$ Bq/l, $0,0290$ Bq/l dan $0,0813$ Bq/l, lebih tinggi dibandingkan lokasi pembanding masing-masing $0,0671$ Bq/l, $0,0338$ Bq/l dan $0,0333$ Bq/l.

Secara umum konsentrasi ^{232}Th di perairan Pulau Panjang tertinggi berada pada stasiun 1 dan 2, hal ini diduga karena kedua lokasi tersebut jaraknya lebih dekat dengan PLTU Suralaya dan merupakan jalur pelayaran kapal tongkang pengangkut batubara dari *Stockpile* batubara. Persentase radionuklida alam ^{232}Th dari nilai total dalam air laut perairan Pulau Panjang lebih besar terdapat dalam bentuk terlarut daripada yang teradsorpsi oleh materi tersuspensi (tersuspensi), sehingga dapat dikatakan memiliki nilai toksisitas yang lebih tinggi karena tersedia secara biologi (*bioavailable*) bagi organisme akuatik. Rendahnya

persentase radionuklida alam ^{232}Th tersuspensi terkait dengan rendahnya konsentrasi TSS di perairan tersebut.

Tabel 4 menyajikan profil sebaran konsentrasi ^{238}U dan ^{232}Th total dalam sedimen pada lokasi pengamatan. Konsentrasi radionuklida alam ^{238}U total dalam sedimen berkisar $18,6160 - 35,0013$ Bq/kg dengan rata-rata $29,5195$ Bq/kg, nilai ini lebih tinggi daripada lokasi pembanding ($10,4253$ Bq/kg). Konsentrasi radionuklida alam ^{232}Th total dalam sedimen berkisar antara $11,2502 - 35,6685$ Bq/kg dengan rata-rata $22,7929$ Bq/kg, nilai ini lebih tinggi daripada lokasi pembanding ($16,5952$ Bq/kg).

Secara umum, sedimen stasiun 1 dan 2 memiliki konsentrasi radionuklida alam ^{232}Th relatif lebih tinggi dibandingkan dengan stasiun 3, kecuali pada ^{238}U . Hal ini diduga lokasi tersebut selain lebih dekat dengan PLTU, juga merupakan jalur kapal tongkang pengangkut batubara. Stasiun 4 (pembanding) memiliki konsentrasi yang relatif lebih rendah karena berada di sekitar kawasan PLTU yang baru beroperasi.

Konsentrasi ^{238}U dan ^{232}Th juga dipengaruhi oleh karakteristik fisika kimia sedimen diantaranya tekstur sedimen dan bahan organik total

(TOM). Terdapat hubungan antara ukuran partikel sedimen dengan kandungan bahan organik. Sedimen bertekstur halus memiliki persentase bahan organik lebih tinggi dibandingkan sedimen kasar. Bahan organik tinggi akan cenderung mengakumulasi logam berat maupun radionuklida alam lebih tinggi, karena senyawa-senyawa tersebut memiliki sifat mengikat logam berat dan

radionuklida alam. Stasiun 1 dan 2 memiliki persentase ukuran butir sedimen halus (lanau dan lempung) lebih tinggi dan kandungan TOM yang lebih tinggi, sedangkan stasiun 3 dan 4 (lokasi pembanding) tipe sedimennya berpasir dan kandungan TOM nya lebih rendah, sehingga, logam berat dan radionuklida alam pada fraksi sedimen yang lebih kecil/halus memiliki fraksi yang lebih besar [8].

Tabel 3. Konsentrasi ^{238}U dan ^{232}Th total, tersuspensi dan terlarut dalam air laut di lokasi pengamatan Juni-Juli 2010

St.	Air laut (Bq/l)						Kisaran alami total [9]	
	Total		Tersuspensi		Terlarut			
	^{238}U	^{232}Th	^{238}U	^{232}Th	^{238}U	^{232}Th	^{238}U	^{232}Th
1	ttd	0,1299	ttd	0,0433	ttd	0,0866	0,023 - 0,058	0,0012 - 2
2	ttd	0,1220	ttd	0,0269	ttd	0,0951		
3	ttd	0,0790	ttd	0,0167	ttd	0,0623		
4	ttd	0,0671	ttd	0,0338	ttd	0,0333		

ttd : di bawah deteksi alat (^{238}U : <0,1749 Bq/l)

Tabel 4. Konsentrasi ^{238}U dan ^{232}Th total dalam sedimen pada lokasi pengamatan, Juni-Juli 2010

St.	Sedimen (Bq/kg)		Kisaran alami (Bq/kg) [9]	
	^{238}U	^{232}Th	^{238}U	^{232}Th
1	18,6160	21,4601	10 - 50	7 - 50
2	35,0013	35,6685		
3	34,9416	11,2020		
4	10,4253	16,5952		

3.2 Konsentrasi ^{238}U dan ^{232}Th dalam komponen biotik

Rumput laut dapat dikatakan baik digunakan sebagai biomonitor keberadaan radionuklida alam yang konsentrasinya sangat rendah di kolom

air [10][11]. Tabel 5 menyajikan jenis-jenis rumput laut yang ditemukan dan konsentrasi ^{238}U dalam rumput laut di lokasi pengamatan.

Konsentrasi ^{238}U dalam rumput laut budidaya *Eucheuma alvarezii* (Doty) di

semua stasiun pengamatan tidak terdeteksi (di bawah batas deteksi alat sebesar 5,3984 Bq/kg). Hal ini diduga terkait dengan konsentrasi ²³⁸U terlarut dalam air laut relatif kecil (<0,1749 Bq/l).

Rumput laut alami ditemukan menempel pada substrat dasar (sedimen), sehingga selain menyerap radionuklida alam dari kolom air juga dari sedimen melalui akar. Konsentrasi rata-rata ²³⁸U dalam rumput laut alami

Konsentrasi rata-rata ²³²Th dalam rumput laut alami berturut-turut tertinggi pada *Ulva lactuca* (9,0788 Bq/kg), *Padina australis* (4,8386

di perairan Pulau Panjang, Banten lebih tinggi pada *Ulva lactuca*, kemudian berturut-turut *Sargassum duplicatum*, *Padina australis* dan *Gracilaria salicornia*.

Tabel 6 menyajikan jenis rumput laut yang ditemukan di lokasi penelitian dan konsentrasi ²³²Th nya. Konsentrasi ²³²Th dalam rumput laut budidaya *Eucheuma alvarezii* (Doty) rata-rata 4,1247 Bq/kg, lebih tinggi daripada lokasi pembanding (2,3005 Bq/kg).

Bq/kg), *Sargassum duplicatum* (4,4079 Bq/kg) dan *Gracilaria salicornia* (4,2721 Bq/kg).

Tabel 5. Konsentrasi ²³⁸U dalam rumput laut di lokasi pengamatan, Juni-Juli 2010

Jenis rumput laut	Keterangan	²³⁸ U (Bq/kg)				FK
		1	2	3	4	
<i>Eucheuma alvarezii</i> (Doty)	Budidaya (Algae merah)	ttd	ttd	ttd	ttd	-
<i>Gracilaria salicornia</i>	Alami (Algae merah)	-	3,6851	6,0847	-	0,1397
<i>Sargassum duplicatum</i>	Alami (Algae coklat)	-	22,3467	14,0890	19,5367	0,9719
<i>Padina australis</i>	Alami (Algae coklat)	-	-	16,1515	-	0,4622
<i>Ulva lactuca</i>	Alami (Algae hijau)	-	-	48,0430	-	1,3750

ttd : di bawah deteksi alat (²³⁸U: < 5,3984 Bq/kg)

Tabel 6. Konsentrasi ²³²Th dalam rumput laut di lokasi pengamatan, Juni-Juli 2010

Jenis rumput laut	Keterangan	²³² Th (Bq/kg)				FK
		1	2	3	4	
<i>Eucheuma alvarezii</i> (Doty)	Budidaya (Algae merah)	4,8347	3,8658	3,6735	2,3005	-
<i>Gracilaria salicornia</i>	Alami (Algae merah)	-	4,5502	3,9941	-	0,1221
<i>Sargassum duplicatum</i>	Alami (Algae coklat)	-	4,4895	4,3263	2,6729	0,1695
<i>Padina australis</i>	Alami (Algae coklat)	-	-	4,8386	-	0,1385
<i>Ulva lactuca</i>	Alami (Algae hijau)	-	-	9,0788	-	0,2598

Secara umum, konsentrasi ^{232}Th dalam rumput laut budidaya di perairan Pulau Panjang tertinggi ditemukan di stasiun 1 dan terendah di stasiun 3, dimana profil tersebut sesuai dengan profil konsentrasi ^{232}Th dalam air laut. Rumput laut alami hidup menempel pada substrat dasar perairan (sedimen) sehingga selain menyerap radionuklida alam dari kolom air juga dari sedimen melalui akar dan diduga memiliki umur yang lebih panjang. Akan tetapi, konsentrasi ^{232}Th dalam rumput laut alami relatif sama dengan di dalam tubuh rumput laut budidaya (kecuali jenis *Ulva lactuca*), sehingga dapat dikatakan *Eucheuma alvarezii* (Doty) memiliki kemampuan mengakumulasi ^{232}Th lebih baik.

Faktor konsentrasi menggambarkan konsentrasi radionuklida alam dalam tubuh organisme relatif terhadap lingkungan, sehingga dapat menunjukkan kemampuan jenis organisme (rumput laut, ikan teri dan kerang) tertentu dalam menyerap radionuklida alam terlarut di kolom air atau dalam sedimen ke dalam tubuhnya [12]. Tabel 5 dan 6 juga menunjukkan faktor konsentrasi ^{238}U dan ^{232}Th (konsentrasi radionuklida dalam tubuh rumput laut alami relatif terhadap sedimen) di berbagai jenis rumput laut

alami yang ditemukan di lokasi penelitian terhadap radionuklida alam.

Secara umum, faktor konsentrasi ^{238}U dan ^{232}Th rumput laut alami berturut-turut lebih tinggi pada jenis algae hijau, algae coklat dan algae merah. Faktor konsentrasi ^{238}U lebih tinggi daripada ^{232}Th , sehingga dapat dikatakan bahwa radionuklida ^{238}U lebih *bioavailable* di beberapa jenis rumput laut alami daripada ^{232}Th . Hasil ini sesuai dengan penelitian Goddard dan Jupp (2001), rumput laut algae hijau mengakumulasi radionuklida alam lebih tinggi daripada algae varietas coklat [10]. Strezov dan Nonova (2009) menyimpulkan bahwa rumput laut algae hijau dari Laut Hitam mengakumulasi radionuklida alam 3 kali lebih tinggi dibandingkan algae jenis lainnya [11].

Konsentrasi ^{238}U dan ^{232}Th dalam ikan teri dan daging kerang serta nilai faktor konsentrasinya ditunjukkan pada Tabel 7. Ikan teri yang diteliti dari Genus *Stolephorus* dan *Anchoa*, Famili Engraulidae. Ikan teri (*Stolephorus*) di perairan Pulau Panjang hanya diperoleh dari Stasiun 1. Kerang dari Genus *Codakia* dan hanya ditemukan di stasiun 3 perairan Pulau Panjang, Banten.

Dalam ikan teri dari perairan Pulau Panjang dan lokasi pembanding tidak

ditemukan radionuklida alam ^{238}U (dibawah batas deteksi alat atau $< 5,3984 \text{ Bq/kg}$). Konsentrasi rata-rata ^{232}Th nya di perairan Pulau Panjang ($3,3078 \text{ Bq/kg}$) lebih tinggi dibandingkan lokasi pembanding ($2,0603 \text{ Bq/kg}$). Faktor konsentrasi ^{232}Th pada ikan teri Genus *Stolephorus* sebesar 0,7830.

Konsentrasi rata-rata ^{238}U dan ^{232}Th dalam daging kerang *Codakia* masing-masing $6,890 \text{ Bq/kg}$ dan $3,602 \text{ Bq/kg}$. Konsentrasi ^{238}U dalam daging kerang *Codakia* lebih tinggi daripada ^{232}Th , hal

ini terkait dengan tingginya konsentrasi ^{238}U total bila dibandingkan dengan ^{232}Th total dalam sedimen. Akan tetapi, radionuklida ^{232}Th diakumulasi pada tingkat yang lebih tinggi oleh kerang *Codakia* daripada ^{238}U karena ^{232}Th memiliki faktor konsentrasi (0,3202) lebih tinggi daripada ^{238}U (0,1972). Kerang dikenal secara luas sebagai bioindikator karena dapat mengakumulasi radionuklida dalam jaringannya yang berhubungan dengan radionuklida yang tersedia secara biologi dalam perairan [3][13].

Tabel 7. Konsentrasi ^{238}U dan ^{232}Th dalam tubuh ikan teri dan kerang serta nilai faktor konsentrasinya di lokasi pengamatan, Juni-Juli 2010

Jenis biota	Konsentrasi (Bq/kg)		Faktor konsentrasi	
	^{238}U	^{232}Th	^{238}U	^{232}Th
Pulau Panjang, Banten				
Ikan teri (Genus <i>Stolephorus</i>)	ttd	3,5812	-	0,7830
	ttd	2,0254		
	ttd	4,3168		
Rata-rata	ttd	3,3078±1,1699		
Kerang (Genus <i>Codakia</i>)	5,2431	3,6808	0,1972	0,3202
	6,5803	3,1449		
	8,8477	3,9812		
Rata-rata	6,8903±1,8221	3,6023±0,4237		
Lokasi Pembanding				
Ikan teri (Genus <i>Anchoa</i>)	ttd	1,5273		
	ttd	2,2419		
	ttd	2,4116		
Rata-rata	ttd	2,0603±0,4693		

ttd : di bawah deteksi alat (^{238}U : $< 5,3984 \text{ Bq/kg}$)

4. Kesimpulan

1. Aktivitas PLTU-batubara memberikan dampak terhadap perairan di sekitarnya, ada indikasi

peningkatan konsentrasi radionuklida alam di perairan Pulau Panjang, Banten sekitar kawasan PLTU Suralaya yang telah

beroperasi selama 27 tahun bila dibandingkan lokasi pembanding (sekitar PLTU Labuan yang telah beroperasi ± 1 tahun).

2. Rata-rata konsentrasi ^{238}U dan ^{232}Th dalam sedimen sekitar PLTU Suralaya 2,8 dan 1,4 kali lebih besar daripada sedimen sekitar PLTU Labuan, sedangkan perbandingan ^{232}Th total, tersuspensi dan terlarut yaitu di sekitar PLTU Suralaya 1,6, 0,9 dan 2,4 kali lebih besar daripada di perairan sekitar PLTU Labuan.
3. Tingkat akumulasi ^{238}U dan ^{232}Th pada rumput laut alami di penelitian berturut-turut lebih tinggi pada jenis algae hijau, algae coklat dan algae merah.
4. Tingkat akumulasi ^{232}Th lebih besar daripada ^{238}U oleh kerang *Codakia*.

5. Daftar Pustaka

- [1] Bunawas dan Pujadi, *Industri dan Pencemaran Radionuklida Alam di Lingkungan*. Buletin ALARA. 2(2): 13-18. (1998).
- [2] Alex Gabbard (1993). *Coal Combustion, Oak Ridge National Laboratory's Communications and External Relations*. US Department Energy, ORNL Review Vol. 26, No. 3 dan 4.
- [3] Tateda, Y. dan T. Koyanagi (1986). *Accumulation of Radionuclides by Common Mussel Mytilus edulis and Purplish Bifurcate Mussel Septifer virgatus*. Bulletin of the Japanese Society of Scientific Fisheries. 52(11): 2019-2026.
- [4] Monte, L, R. Perianez, P. Boyer, J.T. Smith, J.E. Brittain (2009). *The role of physical processes controlling the behaviour of radionuclide contaminants in the aquatic environment: a review of state-of-the art modelling approaches*. Journal of Environmental Radioactivity. 100: 779–784.
- [5] Atmadja, W.S, A. Kadi, Sulistijo dan R. Satari (1996). *Pengenalan Jenis-jenis Rumput Laut Indonesia*. Puslitbang Oseanografi LIPI. Jakarta.
- [6] IAEA (1990). *International Atomic Energy Agency. Practical Aspect of Operating a Neutron Activation Analysis Laboratory IAEA Tecdoc-564*. Vienna.
- [7] Kementerian Negara Lingkungan Hidup RI (2004). *Surat Keputusan Menteri Negara Lingkungan Hidup RI Nomor 51*

- Tahun 2004 tentang Baku Mutu Air Laut*. Jakarta.
- [8] Randle, K. Dan J. A. Jundi (2001). *Instrumental Neutron Activation Analysis (INAA) of Estuarine Sediments*. Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry. 249 (2): 361-367.
- [9] Michael, J. K (1994). *Practical Handbook of Marine Science*. Boca Raton: CRC Press.
- [10] Goddard, C. C dan B. P Jupp (2001). *The Radionuclide Content of Seaweeds in Seagrasses Around the Coast of Oman and the United Arab Emirates*. Marine Pollution Buletin. 42(12): 1411-1416.
- [11] Strezov, A. dan Tzvetana Nonova (2009). *Influence of Macroalgal Diversity on Accumulation of Radionuclides and Heavy Metals in Bulgarian Black Sea Ecosystems*. Journal of Environmental Radioactivity. ELSEVIER. (100): 144-150.
- [12] Connel, D. W. dan G. J. Miller (1995). *Kimia dan Ekotoksikologi Pencemaran*. Terjemahan Yanti Koestoer. Cetakan Pertama. Universitas Indonesia Press.
- [13] Tkalin, A. V., T. S. Lishavskaya, dan V. M. Shulkin (1998). *Radionuclides and Trace Metals in Mussels and Bottom Sediments Around Vladivostok, Russia*. Marine Pollution Bulletin. 36 (7): 551-554.

IMPLEMENTASI MODEL LINGKUNGAN GENERIK SEBAGAI OPSI NILAI BATAS RADIOAKTIVITAS DI UDARA DAN AIR

Moekhamad Alfian

Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif -Badan Pengawas Tenaga Nuklir

ABSTRAK

IMPLEMENTASI MODEL LINGKUNGAN GENERIK SEBAGAI OPSI NILAI BATAS RADIOAKTIVITAS DI UDARA DAN AIR. Nilai batas radioaktivitas di lingkungan yang telah diatur dalam Perka BAPETEN No. 02/Ka-BAPETEN/V-99 yang sampai saat ini menjadi standar penilaian kualitas radioaktivitas lingkungan sudah sewajarnya ditinjau secara berkala untuk melihat kesesuaiannya dengan berbagai kondisi, terutama model dosimetri yang digunakan. Makalah ini bertujuan memperkenalkan model lingkungan generik sebagai opsi dalam menetapkan nilai baku tingkat radioaktivitas di udara dan air. Penyusunan makalah dilakukan melalui tahapan pemahaman literatur, perhitungan nilai batas radioaktivitas di udara dan air serta analisis hasil perhitungan. Hasil perhitungan menggunakan model lingkungan generik yang mengambil asumsi NBD masyarakat sebagai kriteria dosis didapatkan konsentrasi aktivitas seluruh radionuklida dibawah nilai baku tingkat radioaktivitas yang ditetapkan dalam Perka BAPETEN No. 02/Ka-BAPETEN/V-99 yaitu pada rentang nilai 10^{-8} sampai dengan 0,1 kali lebih rendah sehingga ditinjau dari aspek keselamatan radioekologi lebih memuaskan akan tetapi perlu dipertimbangan kendala operasional yang memerlukan ketersediaan alat yang mempunyai sensitifitas tinggi.

Kata Kunci : Baku Tingkat Radioaktivitas Lingkungan, Udara, Air , Model Lingkungan Generik.

ABSTRACT

GENERIC ENVIRONMENTAL MODEL IMPLEMENTATION AS OPTION OF RADIOACTIVITY LIMIT PARAMETER IN WATER AND AIR. *Radioactivity threshold limit in the environment is provided in BAPETEN Chairman decree No. 02/Ka-BAPETEN/V-99 is a standart to verification of environment radioactivity quality, until now. The standart should be reviewed periodically to know the suitability with some condition especially dosimetric model used. This paper has objective to introduce generic environment model as choice to determine radioactivity threshold limit in the air or water. This paper is made through literature review, radioactivity threshold limit determination, and analysis. Result of radioactivity threshold limit determination used generic environment model with took public dose limit as dose criteria that activity concentration of all radionuclide more less than BAPETEN Chairman decree No. 02/Ka-BAPETEN/V-99, the range is 10^{-8} until 0,1. Thus, based on radio ecologic aspect the value is more satisfy but need to be considered operational constraints that require the availability of tools that have a high sensitivity*

Keywords : Radioactivity threshold limit in the environment, Air, Water, Generic Environment Model

1. Pendahuluan

Nilai batas radioaktivitas lingkungan yang merupakan batas kadar radionuklida yang diperbolehkan terdapat di lingkungan, namun tidak menimbulkan gangguan terhadap makhluk hidup, tumbuh-tumbuhan, dan atau benda, dalam istilah lain nilai batas radioaktivitas lingkungan dapat diartikan sebagai baku mutu lingkungan untuk zat radioaktif.

Diantara komponen lingkungan yang penting bagi kehidupan manusia adalah udara dan air karena kedua materi tersebut dapat langsung masuk (*intake*) ke dalam tubuh makhluk hidup. Udara membawa oksigen yang diperlukan untuk proses respirasi dan air merupakan materi penyusun sel tubuh manusia. Oleh karena itu kualitas radioaktivitas udara dan air digunakan sebagai indikator kesehatan lingkungan sebagai tindakan memproteksi manusia dari bahaya kesehatan akibat suatu kontaminan selain kendala sampling yang akan sering dijumpai apabila manusia sebagai komponen lingkungan yang ditentukan nilai batas radioaktivitasnya.

Ilustrasi di atas juga menginterpretasikan nilai batas radioaktivitas lingkungan yang diatur dalam Perka BAPETEN No.2 tahun

1999 yang menetapkan nilai batas radioaktivitas hanya untuk komponen lingkungan udara dan air.

Perka BAPETEN No. 2 tahun 1999 yang selama ini menjadi referensi bagi pemegang izin pemanfaatan tenaga nuklir dan pengusaha instalasi nuklir untuk menilai dampak radioekologi kegiatannya tidak tertelusur model dosimetrik yang digunakannya sehingga meragukan kesesuaiannya dengan persyaratan keselamatan radiasi terkini yang diterbitkan oleh IAEA. Atas dasar itu maka perlu usaha untuk merumuskan ulang nilai batas radioaktivitas di udara dan air dengan model dosimetri yang jelas dan sejalan dengan standar internasional.

2. Teori

Penyusunan Baku Mutu

Biasanya dasar dari teknik pendekatan dari penyusunan baku mutu adalah melalui langkah-langkah sebagai berikut:

1. Identifikasi dari penggunaan sumber daya atau media Ambien yang harus dilindungi. Dengan kata lain objective dari sumber daya tersebut dapat dicapai.
2. Merumuskan formulasi dari kriteria dengan menggunakan kumpulan dan pengolahan dari berbagai informasi ilmiah.

3. Merumuskan baku mutu ambien dari hasil penyusunan kriteria.
4. Merumuskan baku mutu limbah yang boleh dilepas ke dalam lingkungan yang akan menghasilkan keadaan kualitas baku mutu ambient yang telah ditetapkan.
5. Membentuk program pemantauan dan pengumpulan berbagai informasi untuk menyempurnakan atau memperbaiki data yang telah digunakan dalam langkah-langkah sebelumnya dan juga berfungsi sebagai umpan balik untuk menilai apakah objective yang telah ditetapkan dapat dicapai.

Dalam penyusunan baku mutu penetapan objective merupakan suatu langkah yang sangat penting dalam usaha mengendalikan pencemaran lingkungan dan dalam usaha melestarikan kualitas lingkungan. Pada umumnya penetapan objective dari suatu baku mutu didasarkan pada penetapan penggunaan sumber daya. Misalnya, pemanfaatan sumber daya air oleh masyarakat yang akan dilindungi-apakah air tersebut akan digunakan untuk keperluan hidup sehari-hari (makan, minum, perikanan, pertanian). Lebih baik lagi kalau tidak hanya dipertimbangkan berdasarkan ekonomis dari penggunaan manusia, tetapi juga

dimasukkan pertimbangan untuk pelestarian ekologi yang meliputi pelestarian flora, fauna ataupun ekosistem. Sekalipun demikian sejak dikenalkan pandangan anthroposentris, pelestarian ekologi pun dipertimbangkan guna kepentingan manusia pula.

Perka BAPETEN No. 02/Ka-BAPETEN/V-99

Perka BAPETEN No. 02/Ka-BAPETEN/V-99 yang sampai saat ini menjadi acuan pemantauan radioaktivitas di lingkungan dipastikan tidak mengacu pada peraturan pemerintah terkait baku mutu lingkungan dan standar internasional yang diterbitkan setelah pemberlakuan Perka. BAPETEN No. 02/Ka-BAPETEN/V-99, sehingga perlu adanya penyesuaian, yang dalam proses penyesuaian tersebut juga memperhitungkan beberapa kelemahan hukum dan teknis selama pemberlakuan Perka. BAPETEN No. 02/Ka-BAPETEN/V-99.

Perka. BAPETEN No. 02/Ka-BAPETEN/V-99 menetapkan nilai batas radioaktivitas di dua kompartemen lingkungan, yaitu air dan udara, serta menetapkan batas masukan tahunan, yang keduanya bergantung sifat dan jenis radionuklida. Perbedaan sifat

radionuklida terlarut dan tidak terlarut sangat sulit untuk dipraktekkan atau dinilai, karena pada umumnya radionuklida di lingkungan yang terukur adalah hasil akumulasi berbagai sumber kontaminan di lingkungan sedangkan sifat kelarutan radionuklida lebih mudah diidentifikasi di sumber kontaminan.

Nilai batas radioaktivitas di air dan udara seharusnya telah mempertimbangkan efek radiologik/batas masukan terhadap manusia sehingga nilai batas masukan tidak perlu di tetapkan secara terpisah dengan kadar tertinggi yang diizinkan di air dan udara.

Pada pasal 3, mengatur tentang nilai batas untuk air minum, yang ditetapkan sepersepuluh dari nilai batas di air. Berdasarkan hasil kajian P2SRPFRZR pada tahun 2008, sebagian besar air minum dalam kemasan (AMDK) tidak dapat memenuhi nilai tersebut dan nilai yang ditetapkan dibawah nilai yang ditetapkan oleh WHO, DEPKES dan KLH. Penetapan nilai batas air minum memerlukan koordinasi multi institusi untuk mendapatkan formula yang sesuai dalam menetapkan nilainya, sinkronisasi dan hirarki pengaturannya, termasuk institusi yang berwenang mengaturnya. Dalam wacana

radiologik, air minum merupakan produk konsumen disamping produk konsumen lain, seperti: makanan, obat-obatan, bahan bangunan, dll yang berdasarkan standar internasional dikeluarkan dari pengawasan oleh Badan Pengawas, dengan kriteria referensi adalah tingkat pengecualian. Sehingga nilai batas untuk air minum adalah tingkat pengecualian sebagaimana tercantum dalam anak lampiran 1 BSS yang telah diadopsi menjadi lampiran dalam PP No. 29 tahun 2008 tentang Perizinan Pemanfaatan Sumber Radiasi Pengion dan Bahan Nuklir.

Pada lampiran Perka. BAPETEN No. 02/Ka-BAPETEN/V-99 terdapat beberapa radionuklida dengan nilai batas lebih dari satu nilai batas, baik di udara maupun air. Radionuklida tersebut, antara lain: Y-91, Y-92, Y-93 dan Hg-197. Keadaan ini berdampak pada kesahihan dari peraturan tersebut. Selain itu terdapat beberapa jenis radionuklida yang tidak terdaftar dalam daftar radionuklida di BSS, yaitu radionuklida Re-183, Au-196, Rn-222, Ag-110 dan Nb-147. Untuk mengatasi permasalahan diatas, maka dipandang perlu sekali untuk segera merevisi atau mengamandemen Perka. BAPETEN No. 02/Ka-BAPETEN/V-99.

3. Metodologi

Makalah disusun melalui beberapa tahapan. Tahap awal adalah pemahaman terhadap literatur terkait, khususnya SRS-19 yang kemudian dilanjutkan dengan melakukan perhitungan nilai baku tingkat radioaktivitas lingkungan dengan pendekatan model lingkungan generik. Hasil perhitungan selanjutnya diperbandingkan dengan Perka. BAPETEN No. 02/Ka-BAPETEN/V-99 dan dianalisis sebagai output dari makalah ini.

4. Pembahasan

Model lingkungan generik merupakan salah satu model dosimetri yang diterbitkan oleh IAEA selain model *no dilution*. Dokumen tersebut sebetulnya diterbitkan untuk kebutuhan menentukan batas lepasan zat radioaktif ke lingkungan. Perbedaan antara batas lepasan radioaktif dan batas radioaktivitas lingkungan terletak pada jumlah sumber kontaminan zadioaktif. Nilai batas lepasan untuk satu sumber kontaminan sedangkan batas radioaktivitas lingkungan dapat berasal dari banyak sumber lepasan zat radioaktif, termasuk dari alam. Dengan demikian terdapat hubungan antara lepasan zat radioaktif dengan konsentrasi radioaktif di lingkungan yang keduanya saling mempengaruhi.

Lepasan zat radioaktif akan mempengaruhi konsentrasi radioaktivitas suatu komponen lingkungan dimana terjadi lepasan zat radioaktif tersebut. Begitu pula sebaliknya, konsentrasi radioaktivitas suatu komponen lingkungan akan menjadi pertimbangan dalam menetapkan batas lepasan suatu fasilitas yang nilainya sedemikian rupa sehingga tidak mengakibatkan nilai batas radioaktivitas lingkungan terlampaui.

Model lingkungan generik yang dirancang untuk mengetahui dosis efektif individu yang diterima oleh kelompok kritis akibat suatu lepasan zat radioaktif memperhitungkan fenomena dispersi radionuklida ke udara dan air. Perhitungan konsentrasi aktivitas suatu radionuklida di udara atau air dengan model lingkungan generik menjamin bahwa dosis yang diterima oleh kelompok kritis yang diduga (masyarakat sekitar) tidak mungkin melebihi sampai 10 kali dosis sebenarnya yang diterima kelompok kritis.

Model lingkungan generik pada dasarnya merupakan model transport radionuklida di udara dan air sehingga dapat digunakan tidak hanya untuk keperluan lepasan zat radioaktif akan tetapi dapat digunakan pula untuk

mengetahui perilaku/nasib zat radioaktif di lingkungan sehingga logika matematis yang digunakan dapat dipraktekkan untuk menetapkan konsentrasi aktivitas zat radioaktif di lingkungan.

Dengan mengambil beberapa asumsi, SRS-19 memberikan faktor penghitung dosis lingkungan generik, yaitu suatu faktor yang memberikan hubungan antara konsentrasi aktivitas dengan dosis yang diterima oleh kelompok kritis akibat lepasan zat radioaktif tersebut. Dengan faktor penghitung dosis tersebut, pengguna tidak perlu menyelesaikan persamaan transport zat radioaktif dari model lingkungan generik yang sangat rumit untuk mengetahui dosis efektif individu dari kelompok kritis akibat lepasan suatu zat radioaktif atau mengetahui konsentrasi aktivitas suatu zat radioaktif yang memberikan nilai dosis tertentu terhadap kelompok kritis.

Untuk mengetahui konsentrasi aktivitas suatu radionuklida di udara atau air berdasarkan pendekatan model lingkungan generik dihitung dengan persamaan berikut:

$$C_i = \frac{\textit{Kriteria Dosis}}{\textit{FPD}_i} \dots\dots\dots (1)$$

Dimana:
 Ci adalah konsentrasi aktivitas radionuklida-i (di udara atau air) (Bq/m³).

FPDi adalah faktor penghitung dosis untuk radionuklida-i (di udara atau air) (Sv/thn/Bq/s).

Kriteria dosis adalah dosis efektif individu yang diterima kelompok kritis akibat lepasan zat radioaktif-i.

Dalam perhitungan ini dipilih nilai batas dosis untuk masyarakat sebesar 1 mSv/tahun sebagai kriteria dosis. Asumsi tersebut diambil dengan mengambil kesamaan filosofis antara nilai batas dosis untuk masyarakat dan nilai batas radioaktivitas lingkungan, yaitu dikontribusi oleh lebih dari satu sumber radiasi.

Hasil perhitungan menggunakan persamaan (1) diperoleh konsentrasi aktivitas radionuklida yang sekaligus merupakan nilai batas radioaktivitas radionuklida di udara dan air lebih rendah dibandingkan nilai yang tercantum dalam Perka. BAPETEN No. 02/Ka-BAPETEN/V-99.

Tabel 2 dan 3 memberikan nilai batas konsentrasi aktivitas beberapa radionuklida yang sering digunakan sebagai indikator, berdasarkan hasil perhitungan model lingkungan generik dan yang ditetapkan dalam Perka.

BAPETEN No. 02/Ka-BAPETEN/V-99.

Tabel 1. Perbandingan Nilai Baku Tingkat Radioaktivitas di Udara Ambien (Bq/m³)

Nuklida	Model Lingkungan generik	Perka BAPETEN No.2 tahun 1999	
		Terlarut	Tidak Terlarut
Co-60	9,09.10 ⁻³	2.10 ²	1.10 ¹
Cs-134	2,10.10 ⁻²	4.10 ¹	1.10 ¹
Cs-137	2,20.10 ⁻²	7.10 ¹	2.10 ¹
I-131	2,70.10 ⁻²	1.10 ¹	4.10 ²
Sr-90	5,88.10 ⁻³	4.10 ⁻¹	7.10 ⁰

Sumber: P2STPFRZR, 2011

Tabel 2. Perbandingan Nilai Baku Tingkat Radioaktivitas di Air (Bq/m³)

Nuklida	Model Lingkungan generik	Perka BAPETEN No.2 tahun 1999	
		Terlarut	Tidak Terlarut
Co-60	2,94.10 ³	2.10 ⁶	1.10 ⁶
Cs-134	1,72.10 ²	3.10 ⁵	1.10 ⁶
Cs-137	2,56.10 ²	7.10 ⁵	1.10 ⁶
I-131	6,66.10 ³	7.10 ⁴	2.10 ⁶
Sr-90	1,00.10 ⁴	4.10 ⁶	1.10 ⁶

Sumber: P2STPFRZR, 2011

Tidak diketahui penyebab perbedaan tersebut karena tidak diketahui model dosimetri yang digunakan dalam Perka. BAPETEN No. 02/Ka-BAPETEN/V-99.

Rasio perbedaan konsentrasi aktivitas radionuklida hasil perhitungan menggunakan model lingkungan generik dengan konsentrasi aktivitas radionuklida di BAPETEN No. 02/Ka-BAPETEN/V-99 pada kisaran 10⁻⁸

sampai dengan 10⁻¹ kali. Dengan demikian hasil perhitungan model lingkungan generik lebih konservatif yang jika kita tinjau dari aspek keselamatan lingkungan memberikan proteksi yang lebih ketat. Perlu dicermati bahwa nilai batas konsentrasi aktivitas yang lebih ketat tidak selalu dianggap paling baik jika secara operasional sulit untuk dijangkau. Dengan nilai batas konsentrasi aktivitas yang sangat rendah maka diperlukan instrument pengukuran yang lebih sensitif. Pemberlakuan nilai yang sangat konservatif perlu memperhitungkan kondisi diatas untuk menghindari kendala operasional tersebut.

Nilai konsentrasi aktivitas radionuklida yang dihasilkan dari perhitungan model lingkungan generik belum dapat mewakili secara langsung hasil penilaian kualitas radioaktivitas di air dan udara. Memungkinkan adanya perbedaan antara asumsi yang digunakan dengan fakta yang terjadi di lapangan. Dalam mendapat konsentrasi aktivitas radionuklida di air dan udara mengasumsikan kelompok kritis terpapar satu jenis zat radioaktif dari salah satu kompartemen (udara atau air) sedangkan pada kenyataannya, udara dan air dapat mengandung lebih dari satu zat radioaktif dan kelompok kritis

ada kemungkinan terpapar zat radioaktif yang terkandung di air dan udara secara bersamaan ataupun simultan. Apabila hipotesis tersebut terjadi maka sangat memungkinkan pula kelompok kritis menerima dosis lebih dari 1 mSv/tahun. Untuk mengatasi masalah tersebut maka dalam mengetahui kualitas radioaktivitas lingkungan di suatu tempat harus memperhitungkan konsentrasi aktivitas semua radionuklida yang diperkirakan ada dan memperkirakan kontribusi masing-masing radionuklida terhadap dosis efektif individu yang diterima kelompok kritis. Selain memenuhi nilai batas radioaktivitas lingkungan yang dihasilkan dari perhitungan model lingkungan generik, kualitas radioaktivitas lingkungan wajib **memenuhi persamaan dibawah:**

dimana:

C_p adalah konsentrasi aktivitas radionuklida-i hasil pengukuran (Bq/m³)

C_i adalah Nilai batas radioaktivitas radionuklida-i hasil pengukuran (Bq/m³)

Dengan persamaan diatas maka kemungkinan terlampauinya NBD masyarakat dapat dihindari dan dengan persyaratan di atas maka tidak

dibenarkan satu radionuklida pun yang konsentrasi aktivitasnya melampaui nilai batas radioaktivitas yang ditetapkan.

Operasionalisasi untuk menilai kualitas radioaktivitas suatu lingkungan dengan nilai batas radioaktivitas lingkungan sebagai nilai dasar dan dosis efektif individu sebagai end point merupakan tanggungjawab nasional (pemerintah) sedangkan kontributor bertanggungjawab terhadap nilai batas lepasannya. Rasionalitas tersebut didasarkan pada asal konsentrasi radioaktivitas di lingkungan berasal dari banyak sumber. Namun bukan berarti penghasil lepasan zat radioaktif dibebaskan dari segala kewajiban hukum terkait kondisi radioaktivitas di lingkungan. Penghasil lepasan wajib bertanggungjawab terhadap kondisi radioaktivitas lingkungan apabila hasil penelusuran memberikan bukti bahwa lepasan yang dihasilkan telah mengakibatkan terlampauinya nilai batas radioaktivitas di lingkungan.

Keterbatasan sumber daya dan dana untuk melakukan pemantauan lingkungan yang tidak ekuivalen dengan potensi keberadaan radionuklida di lingkungan yang sangat banyak jenisnya tentunya menuntut strategi yang tepat dalam melaksanakannya. Sebelum melaksanakan pemantauan

kualitas radioaktivitas lingkungan diperlukan hipotesa yang rasional yaitu dengan mengidentifikasi jenis fasilitas dan jenis radionuklida yang potensi di lepaskan oleh fasilitas tersebut. Jenis radionuklida tersebut sekaligus sebagai radionuklida acuan atau indikator dalam menilai kualitas radioaktivitas suatu lingkungan.

5. Kesimpulan

Model lingkungan generik dapat dipertimbangan sebagai model dosimetri yang digunakan dalam menentukan nilai batas radioaktivitas di udara dan air selain model dosimetri lain. Dibandingkan Perka. BAPETEN No. 02/Ka-BAPETEN/V-99, nilai batas radioaktivitas di udara atau hasil perhitungan model lingkungan generik lebih ketat pada kisaran 10^{-8} sampai dengan 10^{-1} kali sehingga ditinjau dari aspek keselamatan radioekologi lebih memuaskan akan tetapi perlu dipertimbangan kendala operasional yang memerlukan ketersediaan alat yang sangat sensitif.

6. Daftar Pustaka

[1].BAPETEN. (1999). Perka. BAPETEN No. 02/Ka-BAPETEN/V-99 tentang Baku Tingkat Radioaktivitas di Lingkungan, Jakarta.

[2].IAEA. (2001). *Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment*. Vienna

[3].Suratmo, G. (1995). *Analisis Mengenai Dampak Lingkungan*. Gadjah Mada University Press, Yogyakarta.

[4].BAPETEN. (2010). *Laporan Hasil Kajian Baku Tingkat Radioaktivitas di Lingkungan*. P2STPFRZR, Jakarta

EVALUASI KESELAMATAN RADIOLOGI DAERAH KERJA INSTALASI ELEMEN BAKAR EKSPERIMENTAL TAHUN 2010

Nudia Barenzani

Pusat Teknologi Bahan Bakar Nuklir-Badan Tenaga Nuklir Nasional

ABSTRAK

EVALUASI KESELAMATAN RADIOLOGI DAERAH KERJA INSTALASI ELEMEN BAKAR EKSPERIMENTAL TAHUN 2010. Evaluasi keselamatan radiologi daerah kerja di laboratorium IEBE selama kurun waktu 2010 telah dilakukan. Tujuan dari evaluasi ini adalah untuk mengetahui apakah daerah kerja laboratorium IEBE ditinjau secara radiologinya aman bagi pekerja dalam melakukan penelitian dan pengembangan bahan bakar nuklir. Evaluasi dilakukan dengan cara menganalisa hasil pantauan rutin mingguan di laboratorium IEBE selama tahun 2010 yang meliputi paparan gamma, radioaktivitas alpha di udara dan kontaminasi permukaan. Hasil yang diperoleh adalah rata-rata paparan gamma tertinggi (3.213 ± 0.121) $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ di meja-kerja-B ruang HR-05, Radioaktivitas alpha di udara tertinggi sebesar (4.980 ± 0.444) Bq/m^3 dan kontaminasi permukaannya tertinggi di ruang HR-24 sebesar (0.090 ± 0.008) Bq/cm^2 . Hasil di atas masih dibawah *Maximum Permissible Concentration* (MPC) dan di Bawah Nilai Batas Dosis (NBD) yang ditetapkan oleh badan Pengawas.

Jadi dapat disimpulkan bahwa ruang kerja laboratorium IEBE secara radiologi aman bagi pekerja dalam melaksanakan penelitian dan pengembangan bahan bakar nuklir.

Kata Kunci: Evaluasi, Keselamatan Radiologi, IEBE.

ABSTRACT

EVALUATION OF THE RADIOLOGICAL SAFETY OF THE WORKING AREA IN THE INSTALLATION OF EXPERIMENTAL FUEL ELEMENTS IN 2010. Evaluations of radiological safety in working areas in IEBE during 2010 have been conducted. The purpose of this evaluation was to determine that the working area in IEBE is safe for workers to conducting research and development of nuclear fuel. The evaluation is done by analyzing the results of routine monitoring in the laboratory of IEBE during the year 2010, such as gamma exposure, alpha radioactivity in air and surface contamination. The result is the highest gamma exposure (3.213 ± 0.121) $\mu\text{Sv} / \text{h}$ at the desk-work-B in HR-05, alpha Radioactivity in air at (4.980 ± 0.444) Bq/m^3 and the average surface contamination (0.090 ± 0.008) Bq/cm^2 . The result is still above Permissible Maximum Concentration (MPC) and in the Lower Dose Limit Value established by the Regulatory Body. So it can be concluded that IEBE laboratory is safe for workers in conducting research and development nuclear fuel.

Keywords: Evaluation, Radiological Safety, IEBE.

1. Pendahuluan

Instalasi Elemen Bakar Eksperimental (IEBE) adalah salah satu instalasi nuklir non reaktor yang dioperasikan atau dikelola oleh Pusat Teknologi Bahan Bakar Nuklir (PTBN) yang berdasarkan Peraturan Kepala BATAN No.

392/KA/XI/2005 Pasal 267 mempunyai tugas melaksanakan pengembangan teknologi produksi bahan bakar nuklir.

IEBE di desain untuk melaksanakan dua kegiatan pokok pengembangan teknologi bahan bakar nuklir untuk reaktor daya yaitu konversi *yellow cake*

menjadi serbuk UO_2 berderajat nuklir dan Fabrikasi bahan bakar reaktor daya dengan menggunakan bahan uranium dioksida alam (UO_2 - alam). Suatu instalasi nuklir yang dalam kegiatan operasionalnya menangani bahan nuklir uranium yang bersifat radioaktif berpotensi terhadap adanya bahaya radiasi baik eksternal maupun internal. Oleh sebab itu di IEBE dilakukan kegiatan proteksi radiasi yang bertujuan untuk menjaga atau menjamin agar paparan radiasi eksternal dan internal terhadap pekerja radiasi, masyarakat umum dan lingkungan diupayakan serendah mungkin, sebagaimana prinsip *ALARA (As Low as Reasonable Achievable)*. Salah satunya adalah dengan mengendalikan daerah kerja dengan cara pemantauan secara rutin daerah kerja yang berpotensi terhadap bahaya radiasi dan kontaminasi.

2. Tinjauan Teori

Mengacu pada Visi jangka panjang BATAN, yaitu Energi Nuklir sebagai pemercepat kesejahteraan bangsa, dan mempertimbangkan potensi dan permasalahan yang ada serta melihat perkembangan iptek bahan bakar nuklir di dunia internasional, maka Pusat Teknologi Bahan Bakar Nuklir (PTBN) sebagai unit kerja di lingkungan BATAN mempunyai kewajiban untuk

berkontribusi nyata dalam mewujudkan visi energi nuklir sebagai pemercepat kesejahteraan bangsa.^[1]

IEBE sebagai salah satu fasilitas yang ada di PTBN bertugas untuk melakukan kegiatan pengembangan teknologi produksi elemen bakar reaktor daya, didesain agar beroperasi secara aman dan selamat, baik terhadap proses kerja, personil, lingkungan kerja dan masyarakat, terhadap bahan-bahan yang digunakan dalam proses kerja, khususnya terhadap bahan uranium yang merupakan bahan strategis. Dalam Kegiatan operasional Instalasi Elemen Bakar Eksperimental (IEBE) menangani bahan nuklir uranium yang bersifat radioaktif sehingga menimbulkan adanya potensi bahaya radiologi.

Potensi bahaya radiologi yang mungkin timbul sebagai akibat pengoperasian IEBE antara lain:

- a. Kontaminasi bahan radioaktif U
Dalam proses penanganan bahan radioaktif U di IEBE dimungkinkan terjadi kontaminasi U di permukaan daerah kerja (meja kerja, peralatan, lantai dan sebagainya), permukaan kulit personil dan terdispersi ke udara ruangan kerja.

b. Paparan radiasi

Paparan radiasi gamma dalam pengoperasian IEBE tidak terlalu berbahaya terhadap personil jika dibandingkan dengan bahaya kontaminasi karena paparan radiasi gamma dari bahan radioaktif U relatif rendah.

Sejalan dengan prinsip PTBN bahwa seluruh kegiatan litbangyasa teknologi bahan nuklir dilaksanakan secara profesional untuk tujuan damai dengan

mengutamakan prinsip keselamatan dan keamanan serta kelestarian lingkungan hidup. Oleh sebab itu di IEBE dilakukan kegiatan proteksi radiasi diantaranya adalah mengendalikan daerah kerja dengan cara pemantauan secara rutin daerah kerja yang berpotensi terhadap bahaya radiasi dan kontaminasi.^[2]

Pembagian daerah kerja dan batasan keselamatan radiologi di zona kerja IEBE seperti terlihat dalam tabel 1 dan 2 berikut.

Tabel 1. Pembagian Daerah kerja dan fungsi ruangan IEBE.

Zona	Kode	Fungsi ruangan	Keterangan
Zona -I	CR (<i>Cold Room</i>)	Daerah kerja Perkantoran/administrasi	Bebas radiasi dan kontaminasi
Zona-II	CR (<i>Cold Room</i>)	Daerah Kerja menangani U tertutup seperti ruang fabrikasi atau perakitan bahan bakar	Bahaya radiasi dan bebas kontaminasi
Zona-III	HR (<i>Hot Room</i>)	Daerah kerja menangani U terbuka seperti ruang konversi dan pemurnian, peletisasi, kendali kualitas dan gudang U	Bahaya radiasi dan kontaminasi

Tabel 2. Batasan Keselamatan Radiologi di zona kerja IEBE.

Zona	Paparan- γ	Kontaminasi- α		Keterangan
		Permukaan	Udara	
I	Alamiah	Bebas	Bebas	Permukaan: lantai, meja kerja, baju, sandal kerja dan lainnya. Permukaan kulit dibatasi 0,18 Bq/cm ² .
II	$\leq 25 \mu\text{Sv/jam}$	Bebas	Bebas	
III	$\leq 25 \mu\text{Sv/jam}$	3,7 Bq/cm ²	20 Bq/m ³	

3. Metodologi

Sistem Pemantauan radiasi daerah kerja meliputi pemantauan radioaktivitas udara, paparan radiasi gamma, kontaminasi permukaan lantai dan meja. Sistem pemantauan daerah kerja tersebut diatas dilakukan secara periodik satu minggu sekali tetapi dapat juga dilakukan pemantauan khusus apabila sedang dilakukan pekerjaan khusus yang memungkinkan terjadinya kontaminasi dan paparan berlebih seperti pemindahan bahan uranium dari gudang untuk dilakukan pembuatan pelet. Ruang kerja yang secara rutin dipantau adalah ruangan yang sering dipakai untuk bekerja yang memungkinkan terjadinya kontaminasi atau yang sering dilalui personil yaitu di zona –III (Tabel1).

Pemantauan udara daerah kerja dilaksanakan dengan cara *air sampler* pada posisi sekitar 1,5 meter dari lantai atau daerah pernapasan (*breathing area*). Pencuplikan udara dengan cara ini representatif dengan kemungkinan hisapan kontaminasi oleh personil pada saat bernafas. Cuplikan kontaminan radioaktif di udara yang terkumpul pada kertas *filter* kemudian dicacah dengan pencacah radiasi - α secara total (*gross counting*). Dengan suatu perumusan yang membandingkan antara hasil cacahan terhadap volume udara yang tercuplik akan memberikan konsentrasi keradioaktifan udara di daerah kerja).^[3]

$$Au = \frac{N}{ef.D.t} \quad (1)$$

Dengan :

A_u = Aktivitas zat radioaktif di udara
(Bq/ m³)

N = Cacah netto cuplikan dalam
satuan cacah per detik (Cps)

E_f = Effisiensi pencacahan (%)

D = Debit penghisapan udara
(m³/menit)

t = Lama pencuplikan udara (menit)

Pemantauan kontaminasi permukaan adalah pengukuran tidak langsung secara cuplikan (*smear test*). Daerah yang dipantau secara rutin adalah ruangan kerja yang berpotensi terjadinya kontaminasi. Dengan suatu perumusan yang membandingkan antara hasil cacahan terhadap luas usap permukaan lantai/meja yang tercuplik akan memberikan konsentrasi keradioaktifan permukaan di daerah kerja.^[4]

$$A_p = \frac{N}{L} \times \frac{100\%}{e_f} \times \frac{100\%}{F} \quad (2)$$

Dengan :

A_p = Aktivitas radioaktif zat
radioaktif di permukaan (Bq/cm²)

N = Cacah netto cuplikan dalam
satuan cacah per detik (Cps)

L = Luas permukaan yang diusap
(100 Cm²)

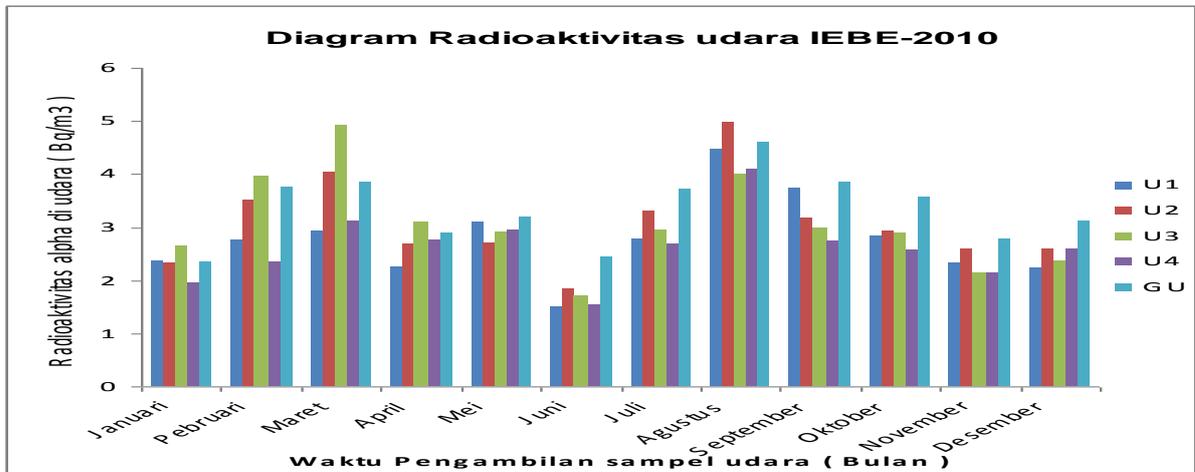
F = Fraksi yang terambil (10 %)

Pemantauan paparan radiasi-gamma dilakukan menggunakan alat *surveymeter gamma* dengan model *Graetz X-5-DE* mempunyai rentang pengukuran dari 0 nSv/jam sampai 19,9 mSv/jam. Pemantauan paparan radiasi di daerah kerja dilakukan dengan mengukur tingkat paparan di daerah yang terdapat sumber radiasi. Tingkat paparan tersebut dicatat pada lembar data dan dievaluasi. Jika ditemukan paparan radiasi yang tinggi dan tidak biasa melebihi batasan yang diijinkan (Tabel2) dilakukan pemagaran, diberi tanda bahaya radiasi dan dilarang masuk. Hal yang sama berlaku untuk pemantauan tingkat kontaminasi permukaan dengan cara *smear test*, kemudian direncanakan untuk dilakukan dekontaminasi.^[5]

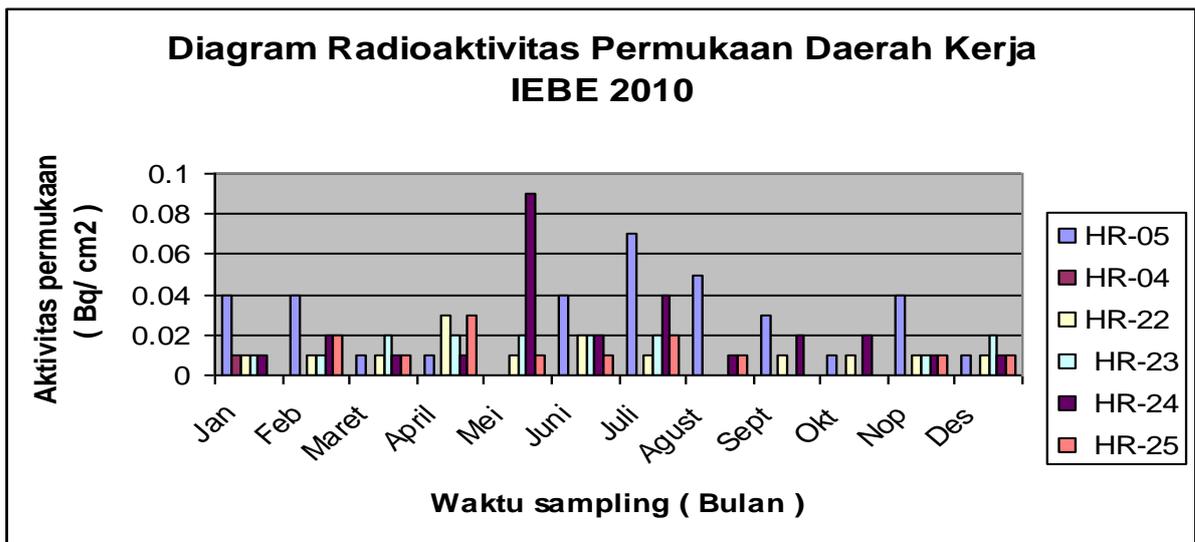
4. Hasil dan Pembahasan

Berdasarkan data hasil pemantauan rutin selama kurun waktu tahun 2010 yang dilakukan di laboratorium Instalasi Elemen Bakar Eksperimental – Badan

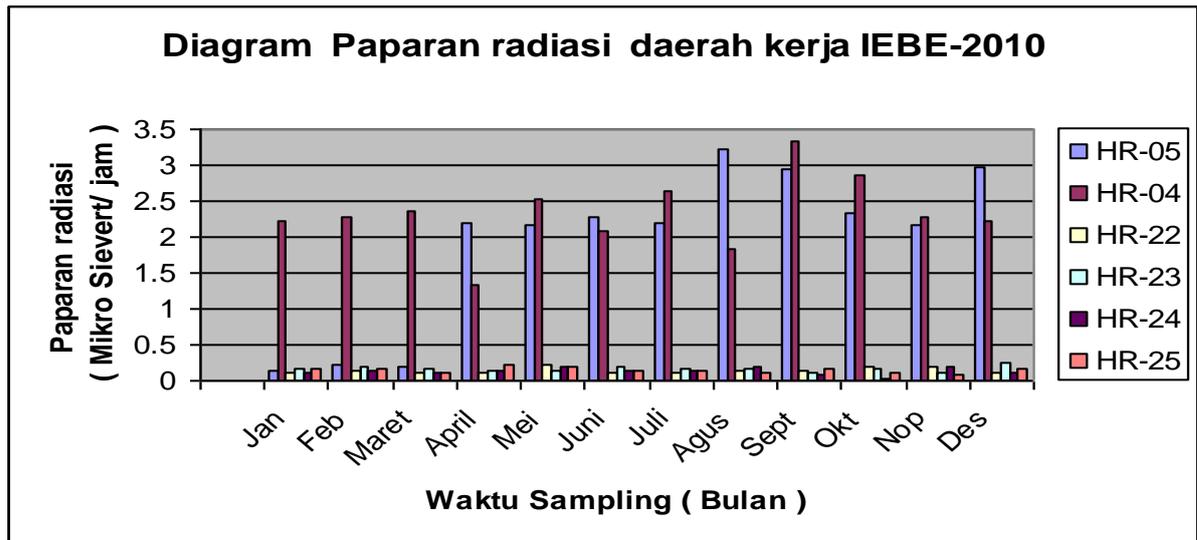
Tenaga Nuklir Nasional, seperti tampak pada gambar 1, 2 dan 3 berikut ini :



Gambar 1. Hasil pemantauan radioaktivitas alpha di udara daerah kerja tahun 2010



Gambar 2. Hasil pemantauan radioaktivitas alpha di permukaan meja dan lantai daerah kerja IEBE tahun 2010



Gambar 3. Hasil pemantauan paparan radiasi gamma di daerah kerja IEBE tahun 2010

Pemantauan daerah kerja meliputi pemantauan radioaktivitas udara untuk mengukur adanya indikasi dispersi partikulat-partikulat uranium ke udara ruangan kerja, Dari gambar 1 dapat terlihat bahwa radioaktivitas udara di daerah HR-05 ada kecenderungan kenaikan aktivitas yaitu sebesar (3.754 ± 0.919) Bq/ m³ pada bulan maret dan (4.980 ± 0.444) Bq/ m³ pada bulan Agustus. Hal tersebut dikarenakan pada bulan maret dan agustus sedang dilakukan pembuatan pelet untuk kegiatan penelitian bahan bakar nuklir sehingga menimbulkan peningkatan dispersi partikulat di dalam ruangan tersebut yang mengakibatkan peningkatan radioaktivitas alpha di udara.

Dalam hal pemantauan kontaminasi permukaan untuk mengetahui adanya indikasi kontaminasi alpha dari ceceran serbuk uranium hasil penelitian, dapat terlihat dari gambar 2 yang menunjukkan aktivitas tertinggi pada bulan Mei di daerah HR-24 sebesar (0.090 ± 0.008) Bq/cm² . Hal tersebut dikarenakan di ruang HR-24 sedang dilakukan penelitian dan pengembangan pemurnian bahan tambang thorium dan *Yellow Cake* menjadi UO₂ berderajat nuklir.

Dan pemantauan paparan radiasi untuk mengukur indikasi adanya paparan sinar gamma pada daerah kerja tempat penyimpanan pelet dapat dilihat dari gambar 3 yang menunjukkan paparan tertinggi pada bulan agustus di sekitar meja kerja B sebesar (3.213 ± 0.121)

$\mu\text{Sv/ jam}$. Pada meja kerja tersebut diletakkan beberapa puluh pelet hasil litbang yang masih dalam proses penelitian lebih lanjut sehingga pelet-pelet tersebut belum bisa dipindahkan ke gudang uranium.

5. Kesimpulan

Berdasarkan bahasan tersebut disimpulkan bahwa secara radiologi daerah kerja pada laboratorium IEBE aman bagi pekerja untuk melaksanakan kegiatan penelitian dan pengembangan bahan bakar nuklir. Hal ini dapat terlihat dari data hasil pemantauan secara rutin maupun pemantauan khusus yang dilakukan didalam laboratorium IEBE. Hasil pantauan dari kontaminasi udara tertinggi sekitar $(4.980 \pm 0.444) \text{ Bq/ m}^3$ untuk daerah HR 05 masih dibawah MPC (*Maximum Permissible Concentration*) sebesar 20 Bq/m^3 . Sedangkan pemantauan kontaminasi permukaan tertinggi

sebesar $(0.090 \pm 0.008) \text{ Bq/cm}^2$ terdapat di ruang HR-24 juga menunjukkan dibawah batas ambang yang diijinkan yaitu sebesar $3,7 \text{ Bq/cm}^2$

Dan paparan radiasi tertinggi sekitar $(3.213 \pm 0.121) \mu\text{Sv/jam}$ di daerah meja kerja B (HR-05) masih dibawah batas ambang yang diijinkan yaitu $\leq 25 \mu\text{Sv/}$

6. Daftar Pustaka

- [1] Panduan Kegiatan Tahun 2011, IEBE-TBN.
- [2] PTBN, Laporan Analisis Keselamatan IEBE, Rev, 7, No. Dok: KK20J09003.
- [3] PTBN, Prosedur Pemantauan radioaktivitas udara daerah kerja IEBE, No Dok:KK 12D11007
- [4] PTBN, Prosedur Pemantauan kontaminasi permukaan daerah kerja IEBE, No Dok:KK12D11008
- [5] PTBN, Prosedur Pemantauan paparan radiasi daerah kerja IEBE, No Dok:KK 12D110

Lampiran

Pengolahan data

Berdasarkan pengukuran saat melakukan sampling udara, data yang

diperoleh diolah dengan perhitungannya sebagai berikut : Pada bulan Januari minggu pertama dilakukan pengambilan sampel udara di dalam ruang HR-05

terdapat 5 titik dengan kode U1 sampai U4 . Sebagai contoh kertas sampel udara dengan kode U1 , waktu sampling 30 menit kemudian dicacah sebanyak tiga kali dengan waktu pencacahan 1 menit ;

Perhitungan :

$$N1 = 95 \text{ cacah per detik}$$

$$N2 = 105 \text{ cacah per detik}$$

$$N3 = 98 \text{ cacah per detik}$$

$$N_{\text{rerata}} = 103 \text{ cacah per detik}$$

$$V = 85 \% = 0,85$$

$$E = 36,95 \% = 0,3695$$

Angka-angka tersebut selanjutnya dimasukkan kedalam persamaan (1) :

$$Au = \frac{N}{ef \cdot D \cdot t}$$

$$Au = [103] \times [1/0,85] \times [1/0,3695]$$

$$Au = 2.362 \text{ Bq/ m}^3$$

Nilai Au = 2.362 ini selanjutnya dimasukkan dalam tabel. 2 (Lihat kolom Januari U1)

Pengolahan data berikutnya dilakukan dengan cara yang sama.

Sedangkan perhitungan untuk kontaminasi permukaan dihitung dengan persamaan (2.)

$$Ap = \frac{N}{L} \times \frac{100\%}{ef} \times \frac{100\%}{F}$$

Perhitungan :

$$N1= 6 \text{ cacah per detik}$$

$$N2= 5 \text{ cacah per detik}$$

$$N3 = 5 \text{ cacah per detik}$$

$$N_{\text{rerata}} = 5,888 \text{ cacah per detik}$$

$$Ap = 0.04 \text{ Bq/cm}^2$$

Hasil yang diperoleh dari persamaan diatas di masukkan dalam tabel.5 (lihat kolom Januari GB-B)

Tabel.3. Data radioaktifitas udara HR-05 laboratorium IEBE tahun 2010

BULAN	Konsentrasi Radioaktifitas udara (Bq/m ³)				Rata-rata	STDV
	U1	U2	U3	U4		
Januari	2.362	2.325	2.647	1.962	2.324	0.280
Pebruari	2.765	3.522	3.971	2.337	3.148	0.734
Maret	2.927	4.042	4.925	3.122	3.754	0.919
April	2.252	2.687	3.087	2.765	2.697	0.343
Mei	3.092	2.697	2.917	2.95	2.914	0.163
Juni	1.507	1.832	1.707	1.532	1.644	0.153
Juli	2.791	3.291	2.958	2.677	2.929	0.267
Agustus	4.473	4.98	4.007	4.089	4.387	0.444
September	3.751	3.181	2.993	2.753	3.169	0.425
Oktober	2.830	2.935	2.881	2.572	2.804	0.160
November	2.312	2.584	2.136	2.139	2.292	0.210

Desember	2.231	2.575	2.366	2.573	2.436	0.168
----------	-------	-------	-------	-------	-------	-------

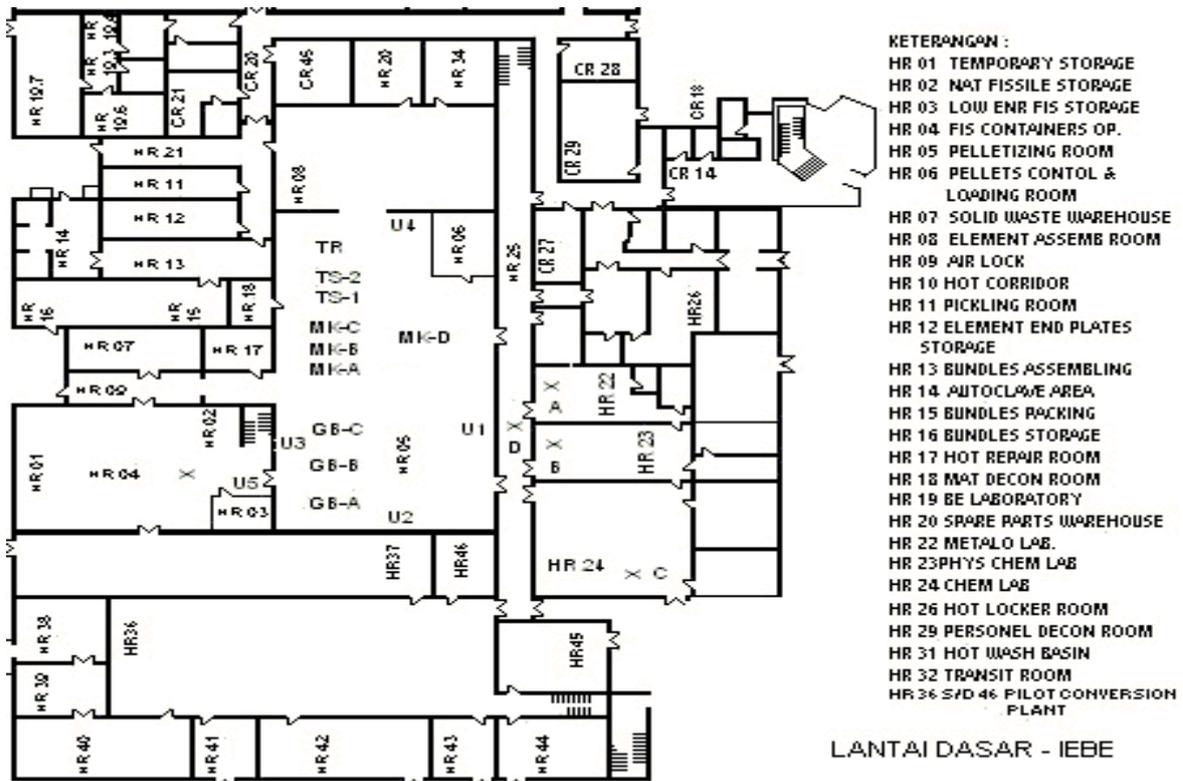
Tabel 4. Data pemanantauan paparan radiasi daerah kerja dalam $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ tahun 2010

Bulan/lokasi	HR-05					HR-22	HR-23	HR-24	HR-25
	Sub Lokasi								
	Gb-B	Gb-C	Mk-B	TS	TR				
Januari	0.310	0.256	0.138	0.192	0.902	0.118	0.172	0.113	0.174
Februari	0.243	0.263	0.234	0.980	0.154	0.129	0.195	0.130	0.156
Maret	0.205	0.203	0.199	0.101	0.153	0.124	0.167	0.124	0.118
April	0.138	0.217	2.205	0.123	0.165	0.120	0.145	0.151	0.215
Mei	0.282	0.187	2.165	0.134	0.150	0.210	0.146	0.185	0.190
Juni	0.197	0.184	2.280	0.992	0.175	0.110	0.185	0.151	0.145
Juli	0.247	0.258	2.197	0.142	0.153	0.099	0.170	0.150	0.143
Agustus	0.173	0.224	3.213	0.188	0.099	0.137	0.160	0.185	0.108
September	0.195	0.245	2.950	0.175	0.211	0.139	0.103	0.089	0.166
Oktober	0.210	0.234	2.341	0.997	0.197	0.196	0.169	0.250	0.122
November	0.157	0.182	2.180	2.921	0.189	0.201	0.115	0.206	0.081
Desember	0.185	0.165	2.963	0.212	0.103	0.099	0.260	0.125	0.155

Tabel 5. Data radioaktifitas permukaan laboratorium IEBE tahun 2010.

Bulan/lokasi	Radioaktivitas Permukaan (Bq/cm^2)					HR-22	HR-23	HR-24	HR-25
	HR-05								
	Gb-B	Gb-C	Mk-A	TS	TR				
Januari	0.040	0.010	0.010	0	0	0.010	0.010	0.010	0

Februari	0.040	0.010	0.011	0.010	0.010	0.010	0.010	0.020	0.020
Maret	0.011	0.020	0.010	0	0	0.010	0.010	0.010	0.010
April	0.012	0.010	0.010	0.020	0.010	0.030	0.030	0.010	0.030
Mei	0	0.020	0.010	0.010	0.010	0.010	0.010	0.090	0.010
Juni	0.040	0.030	0.040	0.010	0.010	0.020	0.020	0.020	0.030
Juli	0.070	0.010	0.050	0.010	0	0.010	0.020	0.040	0.020
Agustus	0.052	0	0.040	0.010	0	0.020	0	0.010	0.010
September	0.033	0.011	0	0	0.010	0.010	0	0.020	0
Oktober	0.011	0.011	0	0	0.010	0	0	0.020	0
November	0.043	0.020	0.020	0.010	0.010	0.010	0.010	0.010	0.010
Desember	0.010	0.020	0.010	0.010	0.010	0.010	0.020	0.010	0.010



KONTROL KUALITAS TERAPI RADIASI PADA UNIT RADIOTERAPI MRCCC

Fielda Djuita¹, Rina Taurisia² & Andreas Nainggolan²

¹Kepala Unit Radioterapi

²Fisikawan Medis
RS MRCCC

ABSTRAK

KONTROL KUALITAS TERAPI RADIASI PADA UNIT RADIOTERAPI MRCCC.

Meningkatnya jumlah penderita kanker di Indonesia tidak sejalan dengan ketersediaan sarana terapi kanker, terutama sarana terapi radiasi. Oleh karena itu, beberapa Rumah Sakit swasta berpartisipasi dalam menyediakan sarana ini, salah satunya Rumah Sakit Mochtar Riady Comprehensive Cancer Center (MRCCC). Sebagai Rumah Sakit yang baru melaksanakan terapi radiasi maka penulis mencoba untuk menguraikan pelaksanaan kontrol kualitas yang dilaksanakan di Rumah Sakit ini. Tujuan: Sebagai kontrol kualitas praktik klinik pelayanan radioterapi. Metode: Diuraikan secara deskriptif seluruh proses kontrol kualitas yang dilakukan setiap hari, minggu dan bulanan. Hasil: Rata-rata perubahan keluaran setiap bulan < 1.008 %. Secara mekanik sangat stabil. Perubahan profil flattnes sinar photon bulanan < 0.01 % dan simetri sinar stabil. Kesimpulan : Perubahan rata-rata keluaran sinar photon dan electron jauh dibawah batas toleransi.

Kata kunci: kontrol kualitas, praktik klinik, Linear accelerator, radioterapi.

ABSTRACT

RADIATION THERAPY QUALITY CONTROL IN MRCCC RADIOTHERAPY UNITS.

Increasing cancer patients in Indonesia is not supported with the number of equipment that is able to treat cancer patients, especially in the radiation therapy field. Therefore, several private hospitals have joined to provide radiation therapy services and one of them is MRCCC. As a new hospital providing services in radiotherapy field, the writer tries to present our quality control program that we have done in our hospital. Purpose: As quality control to radiation therapy clinical practice. Methods: Descriptive essay of what we do in our institution. Conclusion: Average output photon and electron lower more than tolerance dose.

Keywords: quality control, clinical practice, linear accelerator, radiotherapy.

1. Pendahuluan

1.1. Latar Belakang

Departemen Kesehatan Republik Indonesia memperkirakan angka penderita kanker di Indonesia adalah 100 per 100.000 penduduk. Bila jumlah penduduk Indonesia adalah 230 juta, diperkirakan 230.000 kasus baru ditemukan setiap tahun. Hasil survei kesehatan rumah tangga menunjukkan

bahwa proporsi kematian oleh penyakit menular menurun dari 69,49% (1980) menjadi 44,5% (2001), sedangkan kematian karena penyakit tidak menular termasuk kanker, meningkat dari 25,41% menjadi 48,53% pada tahun yang sama (Ditjen PPTM, 2006). Diperkirakan akan terjadi peningkatan dari 10 juta kasus kanker baru di dunia tahun 2000 menjadi 15 juta pada tahun

2020 (WHO, 2003). Hampir dua per tiga pasien-pasien kanker akan mendapat radiasi dalam pengobatannya. Di Amerika 75% pasien-pasien kanker mendapat radiasi sebagai terapi utama, 66% pasien kanker memerlukan radiasi selama masa sakitnya, 45% untuk terapi kuratif dan 21% untuk terapi paliatif (ASTRO, 2008).

Bila dibuat perhitungan, maka penderita kanker baru di Indonesia yang memerlukan terapi radiasi lebih kurang 151.800 orang per tahun. Berdasarkan rekomendasi *International Atomic Energy Agency* agar setiap 500 pasien dapat dilayani oleh 1 pesawat radiasi (IAEA, 2007), diperlukan 303 pesawat *linear accelerator* atau cobalt. Sementara di Indonesia hanya ada 21 pusat radiasi dimana yang aktif hanya 20 pusat radiasi dengan 33 pesawat radiasi, sehingga kapasitas pelayanan kurang memadai. Data dari Perhimpunan Onkologi Radiasi Indonesia menyatakan bahwa hanya 14553 pasien yang terlayani per tahun jadi tidak sampai 10% (data PORI tahun 2010).

Di Indonesia sekarang telah ada penyelenggaraan Pelayanan Radioterapi yang dilaksanakan oleh pihak swasta, salah satunya adalah Rumah Sakit Mochtar Riady Comprehensive Cancer

Center (RS MRCCC). Sebagai Rumah Sakit baru, penulis menyampaikan kontrol kualitas di Rumah sakit ini dan mengharapkan masukan dari peserta seminar dalam kontrol kualitas.

1.2. Dasar Teori Kontrol Kualitas

American Association of Physicists in Medicine TG 40 tahun 1994 dipakai secara luas untuk test jaminan mutu pesawat *linear accelerator*. Tetapi setelah itu berkembang beberapa teknologi baru pada praktik klinis seperti pemakaian *Multi Leaf Collimator* (MLC), asimetris jaw, wedge dinamik dan virtual, *electronic portal imaging devices* (EPIDs), *cone-beam CT*, *static kilovoltage (kv)* dan *respiratory gating* yang dulu masih jarang digunakan. Dokumen TG 40 tidak dapat memenuhi kebutuhan tersebut diatas sehingga dibuatlah dokumen TG 142. Sejalan perkembangan TG 142, terjadi juga perkembangan teknik radiasi dengan penggunaan MLC pada IMRT sekaligus berputarnya gantri pesawat. Jaminan mutu teknik ini belum termasuk TG 142. Selanjutnya TG 142 menyatakan dokumen ini dapat sebagai guideline tetapi setiap institusi menyesuaikan dengan kebutuhan dan memodifikasi

sesuai kebutuhannya masing-masing (Kutcher 1994; Klein 2009).

2. Metodologi

Pelaksanaan kontrol kualitas pada institusi kami terdiri dari harian, mingguan dan bulanan seperti dibawah ini:

Tabel 1. Kontrol Kualitas Harian dan Mingguan
Linac Daily QA Check List

Date : _____
 Checked by : _____

No.	Category	Description	Tolerance		Comments	☑
			non-IMRT	IMRT		
LINAC						
1.	Warming Up	Linac Morning Checkout	Functional		All energies, including Arc	
2.	Radiology	X-ray output constancy	3%		All energies	
3.	Radiology	Electron output constancy	3%		All energies	
4.	Mechanical	Laser localization	2 mm	1.5 mm		
5.	Mechanical	Distance indicator (ODI) @ 300	2 mm			
6.	Mechanical	Collimator size indicator	2 mm			
7.	Safety	Door interlock (beam off)	Functional			
8.	Safety	Door closing safety	Functional			
9.	Safety	Audiovisual (aud/vis)	Functional			
10.	Safety	Beam on indicator	Functional			
OBI / PORTAL VISION						
11.	Warming Up	OBI Warm-up	Functional			
12.	Safety	Door interlock (x-ray / beam off)	Functional			
13.	Safety	Warning lights during x-ray / beam on	Functional			
14.	Safety	Warning sounds during x-ray / beam on	Functional			
15.	Safety	Collision interlocks	Functional			
16.	Mechanical	Hand pendant & motion enable bars	Functional			

2.1. Kontrol Kualitas Harian

Tujuan dilakukannya kontrol kualitas harian adalah untuk memastikan bahwa parameter- parameter yang ada telah di setting dengan benar sehingga tidak akan terjadi perubahan yang dapat mempengaruhi dosis pada pasien. Oleh karena itu baik laser, *optical distance indicator* (ODI), dosis pasien (*output constancy*) dan keamanan (*door interlock* dan *audiovisual contact*) harus

diperiksa setiap hari. Rangkuman kontrol kualitas harian dan mingguan dapat dilihat pada Tabel 1, di atas.

Pengecekan ukuran kolimator bertujuan untuk memastikan kesesuaian antara bacaan luas lapangan kolimator yang sudah diatur pada kontrol panel atau pada layar monitor, bacaan skala mekanik, dan posisi sesungguhnya.



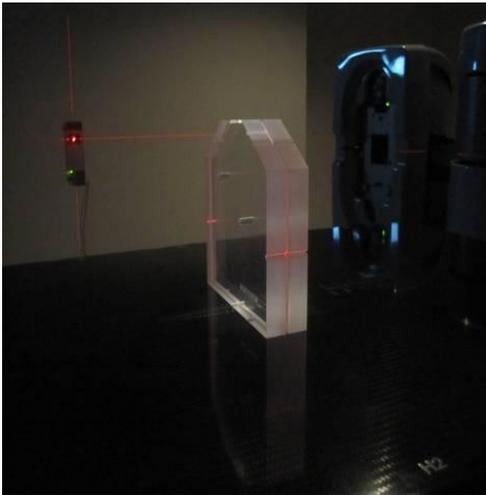
(a)



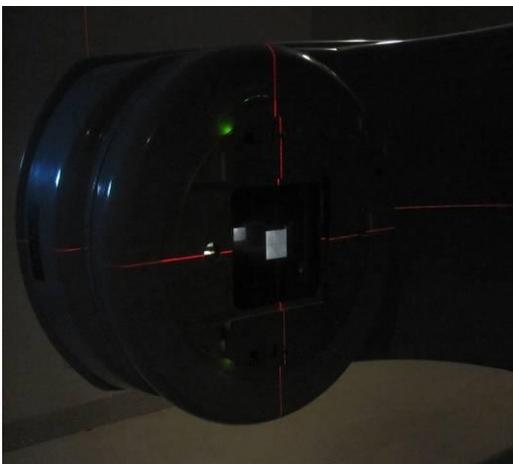
(b)

Gambar 1. (a) Layar tampilan ukuran kolimator dan gantry pada Linac. (b) Pengecekan luas lapangan sinar kolimator dilihat pada kertas grafik

Pengecekan dan penyesuaian laser, bertujuan untuk mengetahui kesesuaian penanda laser yang berasal dari 4 arah berbeda dan memastikan serta menyesuaikan bahwa sinar laser presisi dan akurat di posisi tengah (*isocenter*) lapangan penyinaran.



(a)



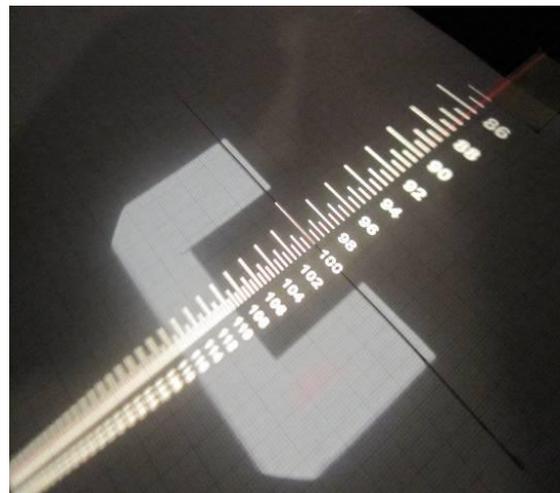
(b)

Gambar 2. (a) Penyesuaian laser dengan menggunakan Wilke Phantom.

(b) Penyesuaian laser terhadap *cross hair* gantry

Pengecekan *optical distance indicator* (ODI) bertujuan untuk mengetahui kesesuaian jarak antara sumber radiasi

dengan target, serta memastikan bahwa posisi pasien atau target pada jarak tertentu dari sumber radiasi presisi dan akurat ketika menggunakan baik itu jarak SSD atau teknik isosentrik.



(a)



(b)

Gambar 3. (a) Indikator Cahaya SSD

(b) Komparasi Indikator Cahaya SSD dengan Indikator Jarak SSD Mekanik

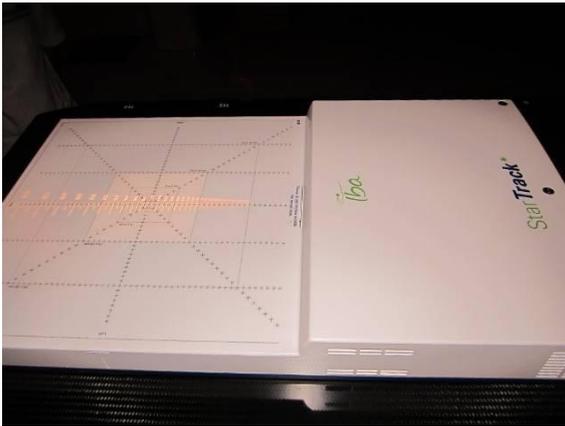
Pengecekan output pesawat Linac bertujuan untuk mengukur dosis keluaran linac setiap hari. Hal ini dapat dilakukan dengan 3 cara: (a) dengan

menggunakan bilik ionisasi tipe Farmer dan 1D Water Phantom, (b) dengan menggunakan bilik ionisasi tipe Farmer dan *solid water phantom*, atau (c) dengan menggunakan IBA Dosimetry StarTrack*. Cara (a) lebih direkomendasikan untuk pengecekan output mingguan karena lebih akurat dan presisi untuk pengukuran absolut. Sedangkan cara (b) dan (c) bisa digunakan untuk pengecekan output harian karena membutuhkan waktu yang relatif singkat dalam pengaturan perlengkapan dan pengambilan data.

Gambar 4. Pengecekan Output Linac dengan bilik ionisasi tipe Farmer dan 1D Water Phantom



Gambar 5. Pengecekan Output Linac dengan bilik ionisasi tipe Farmer dan *Solid Water Phantom*



indikator jarak meja pasien (baik lateral, longitudinal, ketinggian ataupun rotasi), luas lapangan cahaya penyinaran, *beam flatness, profile consistency*.

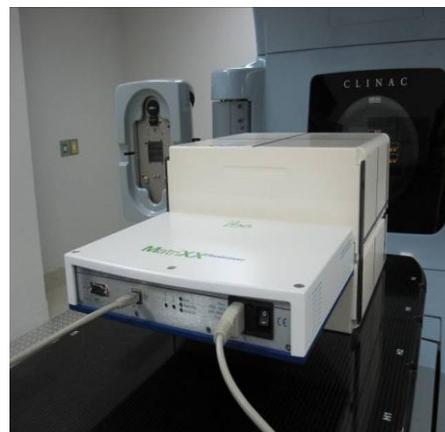
Selain itu, dilakukan juga verifikasi pre-treatment untuk setiap kasus IMRT dengan menggunakan IBA Dosimetry MatriXX Evolution (sebuah *ion chambers array detector* dengan luas lapangan maksimal 28x28 cm²).



Gambar 6. Pengecekan Output Linac dengan IBA Dosimetry StarTrack*

2.2. Kontrol Kualitas Bulanan

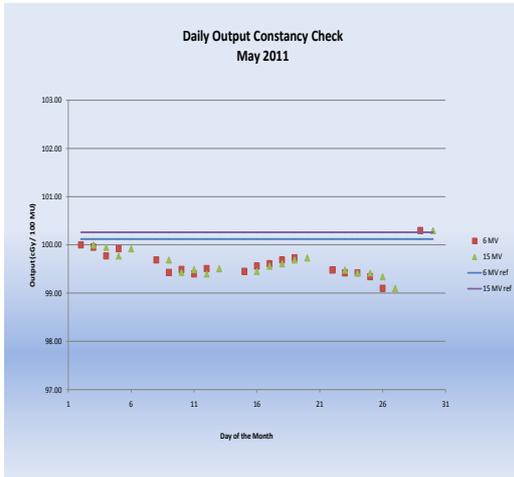
Kontrol kualitas bulanan biasanya dilakukan pada parameter-parameter yang mengalami perubahan-perubahan secara minor (kecil), karena kemungkinan perubahan parameter-parameter tersebut sangat kecil dalam waktu satu bulan. Kontrol kualitas bulanan ditujukan untuk parameter parameter yang mempunyai dampak kecil terhadap pasien, sebagai contoh:



Gambar 7. Setup MatriXX Evolution untuk verifikasi IMRT
Dikombinasikan dengan MultiCUBE

3. Hasil dan Pembahasan

Hasil pengukuran harian seperti kurva 1

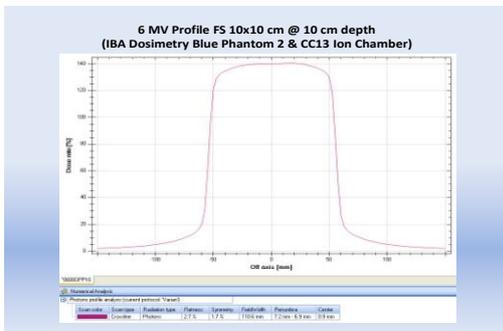


Gambar 8.

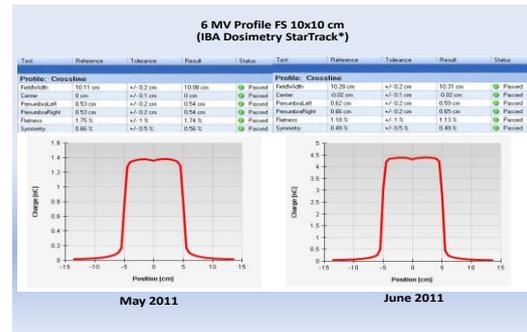
Kurva harian selama bulan Mei, 2011

Hasil perubahan rata-rata bervariasi tidak sampai 1%.

Dibawah ini flatness dan simetris kurva bulanan.



Gambar 9. Kurva bulanan dgn blue phantom



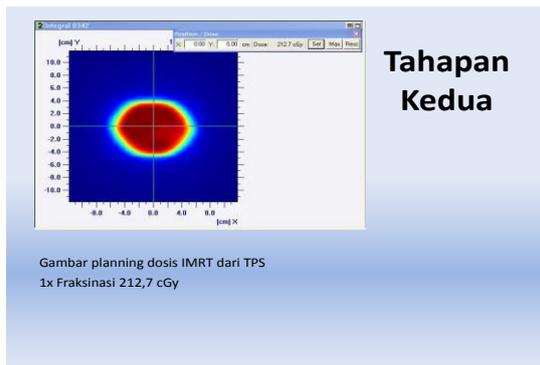
Gambar 10.

Kurva bulanan dgn Start Track.

Selanjutnya setiap penyinaran dengan tehnik IMRT harus dibuat verifikasi dengan MatriXX dikombinasikan dengan MultiCUBE. Dalam verifikasi untuk IMRT dilakukan 2 tahapan; tahap pertama yaitu menentukan output Linac yang di planning dengan real hasil penyinaran menggunakan open field 20x20, 237 MU = 200 cGy. Tahap kedua melakukan verifikasi hasil planning IMRT dengan hasil penyinaran verifikasi dosis IMRT menggunakan alat bantu MatrixXX^{evolution}. Lihat gambar 11 dan 12 dibawah ini.



Gambar 11



Gambar 12

Kontrol kualitas digambarkan sebagai suatu program yang dirancang untuk melakukan kontrol dan memelihara standar kualitas. Dalam bidang onkologi radiasi, program jaminan mutu adalah suatu kebijakan dan prosedur yang penting dalam memelihara kualitas penatalaksanaan pasien.

Menurut IAEA ada 3 komponen yang penting dalam membangun suatu pusat radioterapi yaitu: peralatan, sumber daya manusia dan prosedur. Agar dapat menjalankan suatu pusat Radioterapi secara efektif, efisien dan aman, perlu suatu peralatan yang memadai, sumber daya manusia yang memadai dan staf yang terlatih serta prosedur yang tertata rapi. Selain itu dikatakan juga bahwa alat canggih saja tidak dapat mengobati pasien kanker, tetapi dokter Onkologi Radiasi dan staf yang mendapat pelatihan secara profesional yang mampu melakukannya (IAEA 2007). Pada institusi kami dilakukan kontrol kualitas secara harian, mingguan dan

bulanan secara rutin, selain itu pemakaian MatriXX telah dilakukan sebelum terapi IMRT.

4. Kesimpulan

Demikianlah uraian pelaksanaan kontrol kualitas pada pusat radioterapi yang baru dibuka di Rumah Sakit Mochtar Riady Comprehensive Cancer Center. Pada uraian di atas penulis menguraikan pelaksanaan kontrol kualitas pada pesawat *linear accelerator* serta pemakaian MatriXX sebagai alat verifikasi pra-radiasi IMRT. Tentu saja masih banyak lagi prosedur kontrol kualitas yang belum diuraikan seperti kontrol kualitas untuk *Treatment Planning System*.

5. Daftar Pustaka

- [1] ASTRO (2008). Fast fact data of cancer. Diunduh dari <http://www.astro.org>. Pada tanggal 16 Maret 2008.
- [2] Aznar MC, Petersen PM, Logadattir A, Lindberg H et al., (2010). Rotational Radiotherapy for prostate cancer in clinical practice, *Radiotherapy and Oncology* 97, 480-484

- [3] Dirjen PPTM (2006). Direktorat jenderal pengendalian penyakit dan penyehatan lingkungan, departemen kesehatan Republik Indonesia. Profil Direktorat Pengendalian Penyakit Tidak Menular. Diunduh dari <http://www.global/cancer> pada tanggal 9 Agustus 2008.
- [4] Guertin Timothy E., (2002). Annual report IMRT: Targeting cancer. The radiation Oncology Departement in The Future. Varian Medical System.
- [5] IAEA (2007). Comprehensive Audits of Radiotherapy Practices: A tool for quality improvement. Quality assurance Team for Radiation Oncology (QUATRO), International Atomic Energy Agency, Vienna.
- [6] IAEA (2007). Setting Up a Radiotherapy Program: Clinical, Medical Physics, Radiation Protection and Safety Aspects. International Atomic Energy Agency, Vienna.
- [7] Kutcher Gerald J et al., (1994). Comprehensive QA for radiation oncology: Report of AAPM Radiation Therapy Committee Task Group 40. Med. Phys. 21 (\$), April.
- [8] Klein Eric E., (2009). Task Group 142 report: Quality Assurance of Medical Accelerators. Med. Phys. 36 (9), September.
- [9] WHO, G. (2003). Quality and accreditation in health care services a global review evidence and information for policy for Department of Health.
- [10] Zankowsky Corey., (2011). Safety in Radiation Therapy. Varian's Perspective. Primary Investigator Training. Las Vegas April, 14.

EVALUASI KESELAMATAN DAN KRITERIA PENERIMAAN ASPEK STRUKTUR BUNGKUSAN ZAT RADIOAKTIF

Rahmat Edhi Harianto¹, Supyana¹, Sri Budi Utami²

⁽¹⁾Direktorat Perizinan Instalasi Bahan Nuklir - BAPETEN

⁽²⁾Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir - BAPETEN

ABSTRAK

EVALUASI KESELAMATAN DAN KRITERIA PENERIMAAN ASPEK STRUKTUR BUNGKUSAN ZAT RADIOAKTIF. Dalam Peraturan Pemerintah Nomor 26 Tahun 2002 tentang Keselamatan Pengangkutan Zat Radioaktif disebutkan, sebelum dilakukan pengangkutan, bungkusan zat radioaktif perlu dilakukan serangkaian uji untuk memastikan keselamatan dan keamanannya. Selanjutnya badan pengawas akan menerbitkan sertifikasi maupun validasi terhadap bungkusan tersebut. Aspek struktur merupakan salah satu bagian yang harus dinilai oleh badan pengawas sebelum diterbitkan sertifikasi dan validasi bungkusan.

Kata Kunci : bungkusan, aspek struktural, aspek termal, keselamatan.

ABSTRACT

SAFETY EVALUATION AND ACCEPTANCE CRITERIA STRUCTURAL ASPECTS OF RADIOACTIVE MATERIAL PACKAGE. According to Government Regulation No. 26 year 2002, as they relate to safe transport of radioactive material, stated that, in order to ensure their safety and security, the package of radioactive material prior to transport necessary to several testing. Furthermore, regulatory body will issuance validation or certification to such package. One of the aspect of is structural aspect which regulatory body shall evaluation before the issuance of package of certification and validation.

Keyword : package, structural aspect, thermal aspect, safety.

1. Pendahuluan

Zat radioaktif merupakan salah satu jenis bahan berbahaya dan beracun (B3) yang harus terus menerus diawasi sejak produksinya hingga penyimpanannya sebagai limbah. Dalam pengangkutannya dari satu tempat ke tempat lain, zat radioaktif perlu dibungkus secara khusus agar tidak terjadi kecelakaan yang dapat membahayakan keselamatan baik pekerja pengangkut, masyarakat umum

maupun lingkungan di sekitar lokasi terjadinya kecelakaan.

Kebanyakan pengangkutan zat radioaktif merupakan radiofarmasi yang diangkut oleh manufaktur ke rumah sakit, dan zat radioaktif untuk penggunaan di industry dan penelitian. Meskipun jumlah total pengangkutan radiofarmasi dan zat radioaktif yang digunakan di industry dan penelitian relatif tinggi, massa, volume dan aktivitas zat radioaktif per bungkusan

dalam pengangkutan biasanya rendah. Secara umum, seluruh maupun sebagian masing-masing pengangkutan ini melibatkan pengiriman mealui jalan raya (misalnya dari pemasok ke bandara maupun dari bandara ke pengguna. Selain itu, jumlah pengiriman yang besar melalui jalan raya dan kereta api melibatkan pengguna produk yang berisi jumlah zat radioaktif yang sangat kecil.

Perpindahan zat radioaktif melalui pesawat terbang dapat melalui penerbangan kargo komersial maupun penumpang komersial. Banyak jenis zat radioaktif dapat diangkut. Karena banyak radiofarmasi memiliki waktu paruh singkat, maka biasanya zat radioaktif diangkut melalui udara. Banyak kecelakaan yang melibatkan pengangkutan zat radioaktif melalui udara yang terjadi di bandara sewaktu penanganan bungkusan^[1].

Penggunaan zat radioaktif merupakan bagian penting dari kehidupan dan teknologi modern. Zat radioaktif digunakan secara luas dalam kedokteran/medis, pertanian, penelitian, produk consumer dan pembangkitan energy listrik. Puluhan juta bungkusan yang mengandung zat radioaktif

dikirim untuk pengangkutan setiap tahun keseluruh dunia. Kuantitas pengangkutan zat radioaktif dalam bungkusan ini beragam dari jumlah produk consumer yang dapat diabaikan sampai jumlah bahan nuklir teriradiasi yang sangat besar.

Untuk menjamin keselamatan manusia, asset/kepemilikan dan lingkungan, maka dewasa ini banyak disusun peraturan pengangkutan nasional dan internasional. Peraturan pengangkutan digunakan oleh badan yang berwenang di setiap negara untuk mengendalikan pengiriman zat radioaktif. Upaya/tindakan yang ketat dipersyaratkan dalam peraturan ini untuk menjamin pengungkungan memadai, shielding, dan pencegahan kekritisasi dalam kejadian kecelakaan pengangkutan^[2].

Untuk menjamin keutuhannya baik selama pengangkutan normal maupun dalam kondisi kecelakaan, bungkusan perlu dievaluasi terhadap sejumlah aspek-aspek penting baik untuk kondisi normal dan kondisi kecelakaan hipotetis.

Makalah ini berisi lingkup evaluasi berikut kriteria penerimaan evaluasi

terhadap aspek struktur bungkusan zat radioaktif.

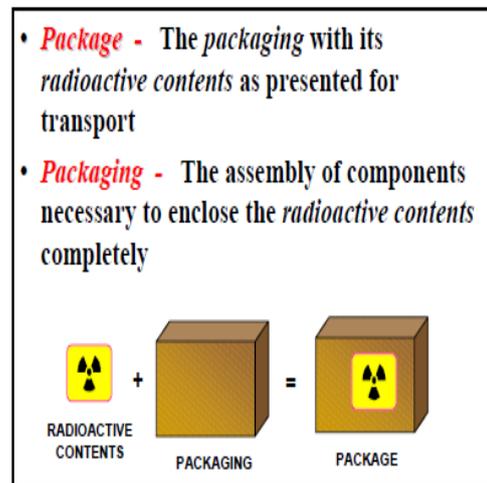
1.1. Konsep Keselamatan Dasar : Zat Radioaktif dan Bungkusan

Secara umum, bungkusan zat radioaktif merupakan pembungkus dengan isi zat radioaktif didalamnya yang disiapkan untuk diangkut. Bungkusan dapat dibedakan atas empat jenis, yaitu: bungkusan dikecualikan, bungkusan industri, bungkusan Tipe A dan bungkusan Tipe B^[3], sementara pembungkus adalah perangkat komponen yang diperlukan untuk mengungkung isi zat radioaktif sepenuhnya. Pembungkus tersebut, khususnya, dapat terdiri satu wadah atau lebih, bahan penyerap, kerangka, penahan radiasi, peralatan untuk mengisi dan mengosongkan, pengatur ventilasi dan tekanan, dan peralatan untuk pendinginan penyerap guncangan, untuk pengangkutan dan pengokohan, untuk penahan panas, dan peralatan yang menjadi bagian integral dari bungkusan^[4].

1.2. Keselamatan desain bungkusan dalam pengangkutan.

Filosofi dasar yang memandu pengembangan peraturan pengangkutan

adalah keamanan yang sangat bergantung pada desain dari bungkusan. desain bungkusan yang dikombinasikan dengan kendali peraturan tambahan mencakup pemberian label, pemberian plakat, rekaman perawatan dan jaminan kualitas, dan memungkinkan zat radioaktif akan diangkut dengan aman dalam semua mode pengangkutan seperti jalan, jalur kereta api, dan pengangkutan udara dan laut.



Gambar 2.1. Zat radioaktif, pembungkus dan bungkusan

Semua bahan nuklir diangkut dalam bungkusan yang dipilih berdasarkan kealamian, bentuk dan kuantitas maupun aktivitas bahan. Terdapat persyaratan desain umum yang berlaku untuk semua jenis bungkusan untuk memastikan bahwa bungkusan bisa ditangani dengan selamat dan mudah,

dijamin kemamanannya dengan baik, dan mampu menahan kondisi pengangkutan rutin.

Bungkusan tanpa sertifikasi

Dalam praktik pengangkutan bungkusan yang diterapkan di Kanada, bungkusan yang dirancang untuk pengangkutan zat radioaktif tingkat risiko rendah tidak memerlukan sertifikasi dari badan pengawasnya. Bungkusan-bungkusan ini membawa jumlah yang akan berdampak kecil bahkan tidak berdampak pada kesehatan dan keselamatan. Tanggung jawab pemenuhan ketentuan terletak pada pengirim, yang harus mampu menunjukkan secara tertulis bahwa bungkusan tersebut memenuhi standar kinerja badan pengawas. Zat radioaktif yang diangkut dalam jenis bungkusan ini dapat mencakup benda yang terkontaminasi di permukaan, alat pengukur portabel, bungkusan kosong yang dikembalikan, dan isotop radioaktif untuk keperluan medis.

Bungkusan yang memerlukan sertifikasi

Di Kanada, bungkusan yang dirancang untuk pengangkutan zat radioaktif tingkat risiko tinggi memerlukan sertifikasi oleh CNSC sebelum

bungkusan digunakan. Orang harus mendaftarkan penggunaan bungkusan ke CNSC dan memahami bahwa mereka memiliki pelatihan yang diperlukan untuk mempersiapkan dengan benar pengiriman bungkusan. Bungkusan ini diperlukan untuk menjalani pengujian ketat karena penanganan yang tidak tepat terhadap isi bungkusan dapat menimbulkan konsekuensi yang parah. Pengujian harus mensimulasikan kondisi pengangkutan normal dan hipotetis dan meliputi uji jatuh bebas, uji tusuk, uji termal, dan kecelakaan pesawat yang disimulasi. Bungkusan ini dirancang untuk mengangkut bahan seperti Cobalt-60, sumber yang digunakan untuk industri radiografi, penggunaan bahan bakar nuklir, dan uranium diperkaya.

Proses Sertifikasi Bungkusan

Untuk bungkusan yang memerlukan sertifikasi, evaluator badan pengawas melakukan kajian teknis terhadap informasi bungkusan dan hasil uji yang disampaikan pemohon, untuk memastikan bahwa desain bungkusan memenuhi semua ketentuan persyaratan yang berlaku. Peraturan tersebut mengharuskan bahwa kesesuaian dengan peraturan harus ditunjukkan melalui tes aktual terhadap

prototipe atau skala model uji, dengan perhitungan teknik dan disertai alasan ilmiah menggunakan standar industri nasional maupun internasional, atau melalui daftar referensi terhadap desain yang telah disertifikasi sebelumnya.

Sebelum diterbitkan sertifikasi dan validasi bungkusan, bungkusan harus dievaluasi terhadap 9 (Sembilan) tahapan evaluasi, yaitu evaluasi umum, evaluasi terhadap struktur bungkusan, evaluasi termal, evaluasi pengungkung, evaluasi terhadap perisai (*shielding*) bungkusan, evaluasi kekritisan bungkusan, evaluasi pengoperasian bungkusan, evaluasi program perawatan dan uji penerimaan, serta evaluasi jaminan kualitas.

Untuk bungkusan yang telah disertifikasi oleh negara lain, BAPETEN melakukan validasi untuk bungkusan yang akan digunakan di Indonesia. Proses ini memastikan bahwa desain bungkusan memenuhi semua persyaratan peraturan yang ada di Indonesia.

2. Hasil dan Pembahasan

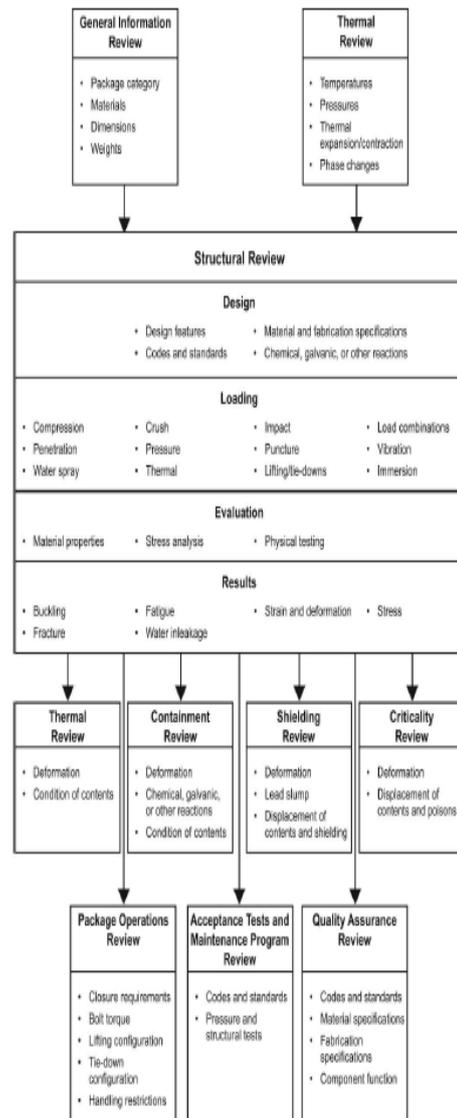
Seperti yang disajikan dalam gambar 2.2, dalam informasi awal bungkusan, evaluator mengevaluasi uraian bungkusan zat radioaktif. Pada tahapan

ini evaluator harus memastikan pemohon telah mencantumkan tujuan penggunaan bungkusan, nomor model dan indeks keselamatan kekritisan untuk bungkusan bahan fissil. Sementara dalam uraian mengenai bungkusan zat radioaktif, terdiri tiga aspek yang dievaluasi, yaitu (1) pembungkus meliputi dimensi keseluruhan, berat maksimum untuk kondisi muatan penuh, dan berat minimum untuk kondisi muatan kosong, Fitur pengungkung, Fitur perisai neutron dan gamma, termasuk penghalang untuk perlindungan personil, Fitur kendali kekritalitas, mencakup racun neutron, moderator dan penjarak (*spacer*), Fitur struktur, termasuk alat pengangkat dan pengikat, pembatas tumbukan atau fitur penyerap energi lainnya, fitur pendukung atau pengatur posisi internal, pelindung luar atau pembungkus bagian luar dan peralatan penutup pembungkus, fitur perpindahan panas dan fitur penanda pembungkus; (2) Isi Bungkusan meliputi identifikasi dan jumlah maksimum (radioaktifitas atau massa) zat radioaktif, Identifikasi dan jumlah maksimum bahan fisil, bentuk kimia dan fisik, termasuk densitas dan kandungan uap, serta adanya bahan moderator, lokasi dan konfigurasi isi

dalam pembungkus, mencakup kontainer sekunder, selubung (wrapping), penopang (shoring) dan bahan lain yang bukan bagian dari pembungkus., identifikasi dan kuantitas bahan nonfisil yang digunakan sebagai penyerap neutron atau moderator, setiap material yang dapat mengalami reaksi kimia, galvanis, atau reaksi lain termasuk pembentukan gas, berat maksimum isi zat radioaktif dan berat maksimum muatan termasuk kontainer sekunder dan pembungkus (jika ada), panas peluruhan maksimum dan Semua pembatasan muatan.

Khusus untuk Plutonium, evaluator memastikan bahwa isi plutonium harus berbentuk padatan jika beratnya lebih dari 0.74 T_{bq} (20 Ci). Dalam evaluasi informasi awal, evaluator juga perlu memastikan fitur operasional dan lampiran mencakup diagram yang memperlihatkan semua katup, sambungan, pemipaan, pembukaan (opening) segel, batasan pengungkung, gambar teknik pembungkus. Gambar tersebut harus secara jelas menunjukkan fitur keselamatan rinci termasuk daftar bahan, dimensi, katup, pengencang, dan persyaratan kualifikasi pengelas dan prosedur pengelasan. Gambar tersebut harus menunjukkan spesifikasi semua

sambungan las bungkusan dengan simbol las yang sesuai termasuk metode uji tak rusak dan standar penerimaannya.



Gambar 2.2. Tahapan Evaluasi informasi awal bungkusan

Sambungan gasket pada sistem pengungkung harus cukup jelas menunjukkan sekurang-kurangnya persyaratan kerataan dan penyelesaian

permukaan dari permukaan penutup, spesifikasi gasket atau O-ring, dan metode perawatan gasket atau O-ring, jika ada. Bungkusan yang disetujui untuk pengangkutan harus sesuai dengan desain yang telah disetujui yaitu setiap bungkusan harus difabrikasi sesuai dengan gambar teknik. ^[5]

Tahapan ke dua dari evaluasi bungkusan adalah evaluasi terhadap aspek struktur bungkusan. Lingkup evaluasi aspek ini meliputi :

- a. uraian terhadap struktural desain,
- b. material,
- c. Fabrikasi dan Pengujian,
- d. persyaratan umum untuk semua bungkusan,
- e. standar pengangkatan dan tie-down semua bungkusan,
- f. kondisi normal pengangkutan,
- g. kondisi kecelakaan hipotetis,
- h. kondisi kecelakaan pengangkutan plutonium dengan moda pengangkutan udara,
- i. kondisi kecelakaan pengangkutan bungkusan yang mengandung bahan fissil dengan moda pengangkutan udara,
- j. bentuk khusus dan
- k. tempat bahan bakar.

Deskripsi struktural desain dapat dianggap memenuhi kriteria apabila pemohon telah mengidentifikasi bagian-bagian struktur utama dan sistem (seperti bejana pengungkung, pembatas *impact*, penahan radiasi, peralatan penutup, dan *port*) yang penting untuk pengoperasian bungkusan secara aman, telah mencantumkan kriteria desain yang mengkombinasi beban dan faktor yang merupakan kriteria desain yang antara lain, penetapan *code* dan standar yang digunakan, pertimbangan terjadinya kegagalan struktur lainnya (misal: *brittle fracture*, *fatigue*, *buckling*, dll), tegangan dan regangan yang diperbolehkan (prosentase hasil atau nilai akhir kegagalan perubahan bentuk).

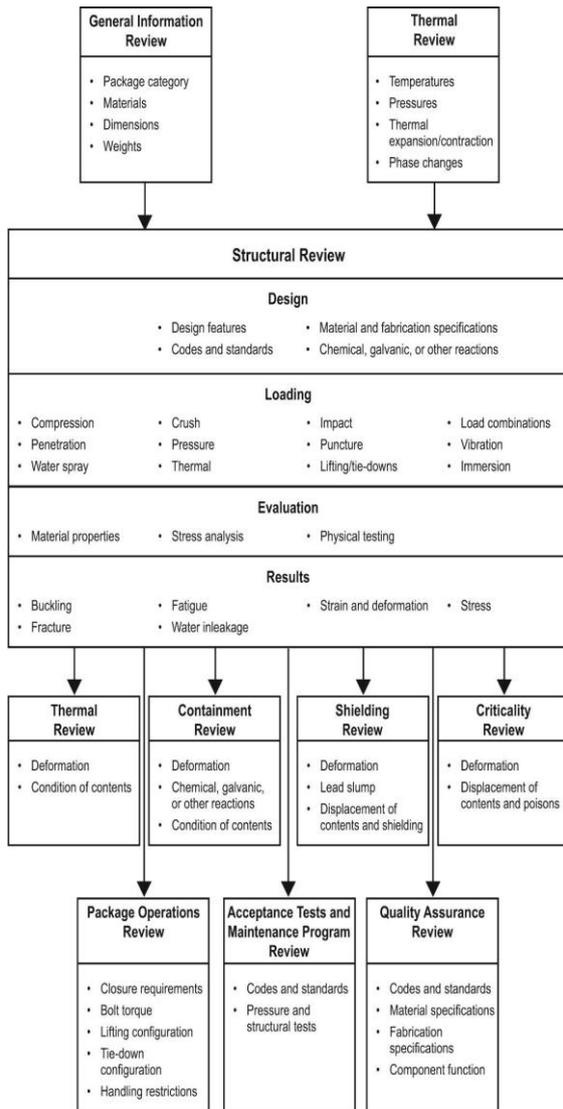
Seperti yang ditunjukkan dalam gambar 2.3, dalam evaluasi struktur desain harus dicantumkan berat dan pusat gravitasi, data berat total kemasan dan isinya serta tabulasi berat masing-masing sub kumpulan dimana jumlah bagian-bagian itu setara dengan total kemasan, identifikasi lokasi pusat gravitasi kemasan dan pusat gravitasi lainnya, identifikasi dan penilaian terhadap *code* dan standar yang digunakan dalam desain, fabrikasi, perakitan, pengujian, perawatan, dan penggunaan bungkusan.

Subbagian material dapat dianggap memenuhi syarat, apabila terdapat data sifat mekanis material yang digunakan dalam evaluasi struktur, mencakup yield stress, tegangan maksimum, modulus elastisitas, regangan maksimum, rasio racun, densitas, dan koefisien ekspansi panas, berisi penjelasan reaksi kimia, galvanis, atau reaksi lainnya yang mungkin terjadi dalam pembungkusan atau diantara isi pembungkusan dan bungkusan, termasuk metode yang digunakan untuk mencegah terjadinya reaksi tertentu, terdapat uraian pengaruh penuaan atau kerusakan karena radiasi pada material pembungkusan, mencakup perubahan pada segel, material segel, pelapis, perekat, dan struktur material.

Subbagian fabrikasi dan pengujian telah memenuhi persyaratan apabila telah berisi penjelasan mengenai proses pabrikan bungkusan, seperti *fitting*, *aligning*, *welding* dan *brazing*, penanganan panas, dan penuangan busa dan timbale, tercantum *code* dan standar yang digunakan dalam penentuan spesifikasi fabrikasi, terdapat uraian metode kendali yang digunakan pada saat fabrikasi untuk memastikan spesifikasi evaluasi terpenuhi bagi penentuan komponen yang tidak menggunakan *code* dan standar, berisi metode dan kriteria pengujian yang

ditetapkan fabrikasi untuk dapat diterima.

Secara umum persyaratan umum untuk semua bungkusan dapat diterima apabila pemohon telah menetapkan dimensi terkecil bungkusan (tidak boleh kurang dari 10 cm atau 4 inci), mendeskripsikan sistem penutup bungkusan secara rinci untuk menunjukkan bahwa sistem tersebut memberikan fitur perlindungan yang baik sehingga bungkusan tersebut tidak dapat dirusak oleh orang yang tidak berwenang.



Gambar 2.3. Tahapan Evaluasi struktur bungkusan

Standar pengangkutan dan tie-down semua bungkusan dapat diterima jika terdapat hasil identifikasi semua peralatan dan kelengkapannya yang digunakan untuk mengangkat bungkusan atau penutupnya, berisi uraian semua sistem tie-down bungkusan, identifikasi setiap peralatan yang merupakan bagian struktur

bungkusan dan dapat digunakan untuk tie-down, gambar atau sketsa yang memperlihatkan lokasi dan konstruksi sistem tie-down secara keseluruhan dan peralatan individual.

Bungkusan dengan potensi tingkat radioaktif tinggi seperti bungkusan tipe B harus diuji untuk kondisi normal pengangkutan dan kondisi kecelakaan hipotetis. Kriteria penerimaan kondisi normal pengangkutan adalah berisi ringkasan evaluasi termal yang terdapat pada Bab III. Evaluasi Termal, yang mencakup :

- Ringkasan tekanan dan temperatur
- Ekspansi termal diferensial, berisi perhitungan deformasi sirkumferensial dan aksial dan tegangan (jika ada) yang dihasilkan dari perhitungan ekspansi termal diferensial serta harus mempertimbangkan kondisi steady-state dan transient.
- Perhitungan tegangan, berisi perhitungan tegangan yang diakibatkan oleh gradient termal, tekanan, beban mekanik (termasuk tegangan pabrikan yang berasal dari penuangan dan pendinginan timbal).
- Perbandingan dengan tegangan yang diperbolehkan, berisi

kombinasi tegangan yang sesuai dan membandingkan tegangan yang dihasilkan dengan kriteria desain yang dicantumkan dalam permohonan

- ringkasan evaluasi termal untuk kondisi dingin (jika ada)
- uraian evaluasi bungkusan terhadap pengaruh tekanan luar yang berkurang
- uraian evaluasi bungkusan terhadap pengaruh tekanan luar yang bertambah
- uraian evaluasi bungkusan terhadap pengaruh getaran yang secara normal dapat terjadi pada saat pengangkutan yang mempertimbangkan tegangan yang diakibatkan oleh getaran, temperature, tekanan beban termasuk analisis kelelahan.
- uraian bahwa hasil uji semprot air tidak akan mempengaruhi bungkusan
- uraian pengaruh uji jatuh bebas terhadap bungkusan
- uraian pengaruh sudut jatuh terhadap bungkusan
- uraian pengaruh kompresi terhadap bungkusan dengan berat lebih dari 5.000 kg (11.000 lbs).

- uraian pengaruh penetrasi terhadap bungkusan, termasuk identifikasi bagian permukaan bungkusan yang paling rentan.

Kriteria penerimaan kondisi kecelakaan hipotetis meliputi :

- uraian evaluasi unjuk kerja dan integritas bungkusan pada saat uji jatuh yang menyebabkan kerusakan terparah, mencakup *center-of-gravity-over-corner*, orientasi miring dengan dampak kedua (slap jatuh), sisi jatuh, dan penjatuhan pada bagian penutup. Orientasi bagian pusat gravitasi yang berada di atas titik tumbukan juga harus dipertimbangkan.
- uraian pengaruh dari uji jatuh pada bagian bawah bungkusan
- uraian pengaruh dari uji jatuh pada bagian samping bungkusan
- uraian pengaruh dari uji jatuh pada bagian sudut bungkusan
- uraian pengaruh uji jatuh miring atau memberikan informasi bahwa uji jatuh pada bagian bawah, samping, dan sudut akan menyebabkan kerusakan pada semua system dan komponen yang penting bagi keselamatan
- kesimpulan akhir kondisi bungkusan setiap pasca uji jatuh,

dan menjelaskan kerusakan yang terjadi pada setiap orientasi

- uraian pengaruh uji tumpuk pada bungkusan
- uraian pengaruh uji tembus pada bungkusan, dan hasil identifikasi serta justifikasi bahwa kerusakan maksimum yang mungkin terjadi telah di evaluasi. Uraian ini juga harus telah mempertimbangkan setiap kerusakan yang dihasilkan dari uji jatuh dan uji tumpuk, baik kerusakan lokal di dekat titik dampak batang penembus dan semua pengaruh pada bungkusan. Katup sistem pengungkung dan fitting, Penembusan pada sudut miring, dekat katup pendukung, pada bagian penutup bungkusan, dan pada saat penembusan.
- uraian pengaruh uji panas pada struktur desain bungkusan.
- ringkasan semua temperatur dan tekanan pada saat uji panas sebagaimana yang tercantum pada bagian Evaluasi Termal
- telah mencantumkan perhitungan deformasi sircumferensial dan axial dan tegangan (jika ada) yang dihasilkan dari ekspansi termal deferensial pada kondisi puncak, kondisi pasca pemanasan dan

kondisi tunak saat pemanasan, dan semua kondisi transient.

- Telah mencantumkan perhitungan tegangan yang disebabkan oleh gradient termal, ekspansi diferensial, tekanan, dan pembebanan mekanik lainnya
- Terdapat uraian mengenai kombinasi tegangan yang sesuai dan membandingkan tegangan yang dihasilkan dengan kriteria desain
- Kajian perendaman bungkusan yang mengandung material fissil
- Kajian perendaman untuk semua bungkusan.
- Kajian pencelupan bungkusan pada air dalam (untuk bungkusan Tipe B dengan aktivitas lebih dari $10^5 A_2$).
- ringkasan kondisi bungkusan setelah rangkaian uji kecelakaan, berisi penjelasan kerusakan sistem dan komponen keselamatan, dan kondisi bungkusan dihubungkan dengan standar penerimaan.

3. Kesimpulan

Berdasarkan uraian yang diberikan dapat disimpulkan bahwa evaluasi aspek struktur yang diterapkan terhadap bungkusan telah mengantisipasi kecelakaan pengangkutan pada kondisi

normal maupun kondisi kecelakaan hipotetis.

4. Daftar Pustaka

- [1] IAEA Safety Standards Series No. TS-G-1.5, Safety Guide Of Compliance Assurance For The Safe Transport Of Radioactive Material, International Atomic Energy Agency Vienna, 2009.
- [2] Safety Standards Series No. TS-G-1.2 (ST-3), Safety Guide Of Planning And Preparing For Emergency Response To Transport Accidents Involving Radioactive Material, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2002.
- [3] Eri Hiswara, PENGUJIAN BUNGKUSAN ZAT RADIOAKTIF, Buletin ALARA 1 (3), 37 – 42 (1998), Pusat Standardisasi dan Penelitian Keselamatan Radiasi, Badan Tenaga Atom Nasional.
- [4] US Departement Of Energy, Packaging Review Guide for Reviewing Safety Analysis Reports for Packagings Revisi 3, February 2008.
- [5] NUREG 1609, Standard Review Plan for Transportation Packages for Radioactive Material, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Maret 1999.

ANALISIS *GOOD GOVERNANCE* MENUJU OPTIMALISASI PENGAWASAN PEMANFAATAN TENAGA NUKLIR DI INDONESIA

Eko Riyadi

Biro Perencanaan – Badan Pengawas Tenaga Nuklir

ABSTRAK

ANALISIS *GOOD GOVERNANCE* MENUJU OPTIMALISASI PENGAWASAN PEMANFAATAN TENAGA NUKLIR DI INDONESIA. *Good Governance* sangat berpengaruh dalam proses penyelenggaraan organisasi, terutama terkait dengan teknologi informasi (*IT Governance*), yang implementasinya akan menjamin transparansi, efisiensi dan efektivitas organisasi. Bahkan dapat menghindari terbentuknya pulau-pulau informasi yang selain membuat penyelenggaraan pemerintahan tidak efektif juga berpotensi menimbulkan masalah integritas data di kemudian hari. Untuk mendukung optimalisasi pengawasan pemanfaatan tenaga nuklir di Indonesia, Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) sebaiknya menerapkan *IT Governance* ini, yang dapat diterapkan bila organisasi mengetahui tingkat keamanan teknologi informasi (TI) dalam mendukung penyelenggaraan organisasinya. Penilaian tingkat keamanan TI dapat dilakukan dengan menggunakan suatu best practices seperti *Control Objective for Information and Related Technology* (CobIT) yang sudah diakui secara internasional. Kemudian menetapkan target keamanan TI yang ingin diraih, dengan cara menentukan *Critical Success Factor* (CSF) termasuk rekomendasi pencapaiannya. Selain itu, penetapan besaran dampak dan upaya perlu dilakukan untuk mendapatkan prioritas pencapaian CSF. Langkah selanjutnya adalah penetapan *Key Performance Indicator* (KPI) yang dapat mengukur tingkat keberhasilan kinerja, sehingga tujuan organisasi untuk menyediakan pelayanan prima kepada masyarakat dapat terwujud dengan mudah.

Kata Kunci: Good Governance; Optimalisasi Pengawasan; IT Governance; Bapeten.

ABSTRACT

ANALYSIS OF *GOOD GOVERNANCE* TOWARDS OPTIMIZING OF NUCLEAR ENERGY UTILIZATION IN INDONESIA. *Good Governance* is very influential in the process of government organization, especially related to information technology (*IT Governance*), that its implementation will ensure organizational transparency, efficiency and effectiveness. It can even avoid the formation of islands-of-information that not only making ineffective governance, but also potentially cause data integrity problems at later. To support the optimization of monitoring the nuclear energy utilization in Indonesia, Nuclear Energy Regulatory Agency (BAPETEN) should implement this *IT Governance*, which can be applied when an organization already know the IT maturity level in support of his organization. Assessment of IT maturity level can be conducted using a best practice such as *Control Objectives for Information and Related Technology* (CobIT), which has been recognized internationally. Then determine a target of IT maturity that want to be achieved, by determining the *Critical Success Factor* (CSF) including recommendations for its achievement. In addition, the determination of the impact and effort needs to be conducted to get the prioritization of the CSF achievement. The next step is establishing *Key Performance Indicator* (KPI) that can measure the success rate of performance, so that organizational goals to provide excellent service to the community can be realized easily.

Keywords: Good Governance; Optimizing of monitoring; IT Governance; Bapeten.

1. Pendahuluan

Penyelenggaraan suatu organisasi tidak terlepas dari apa yang disebut sebagai *Corporate Governance*, yang merupakan sekumpulan kriteria dan *tool* yang diperlukan untuk memastikan penciptaan nilai (*value creation*) yang konsisten secara berkelanjutan serta menjamin efektifitas strategi dan efisiensi operasional pada organisasi dengan selalu mematuhi (*compliance*) aturan yang berlaku. *Good Governance* sendiri merupakan cara bagaimana keputusan dibuat dan hasil yang diperoleh kemudian dimonitor.[1]

Sedangkan penyelenggaraan pemerintahan dalam rangka menyediakan pelayanan prima memerlukan *Good Governance*. Implementasi *Good Governance* ini akan menjamin transparansi, efisiensi, dan efektivitas penyelenggaraan pemerintahan. Sementara itu, penggunaan TI oleh institusi pemerintahan sudah dilakukan sejak beberapa tahun lalu, dengan intensitas yang semakin meningkat. Untuk memastikan penggunaan TI tersebut benar-benar mendukung tujuan penyelenggaraan pemerintahan, dengan memperhatikan efisiensi penggunaan

sumber daya dan pengelolaan risiko yang terkait, diperlukan *Good Governance* yang terkait dengan TI atau biasa disebut sebagai tata kelola TI (*IT Governance*).[2]

Karena tanpa penerapan *IT Governance* mengakibatkan terbentuknya pulau-pulau atau silo-silo informasi (terkotak-kotak). Sehingga selain tidak efektif dalam proses penyelenggaraan pemerintahan, juga berpotensi menimbulkan masalah integritas data di kemudian hari.[3]

Jadi, *IT Governance* yang merupakan bagian dari *corporate governance* mencakup pertimbangan kinerja dan *compliance*.

IT Governance pada dasarnya memiliki tiga komponen, yaitu:

1. *Leadership* – yaitu mengusulkan visi, misi dan tanggung jawab.
2. *Organize* – yaitu menetapkan *staffing, resourcing* dan struktur.
3. *Process* – yaitu menetapkan standar dan prosedur.

Namun, satu hal yang terpenting dari komponen di atas adalah bahwa *IT Governance* juga mencakup pengelolaan risiko, khususnya risiko yang muncul

terkait dengan strategi, *delivering value*, serta pengukuran dan pelaporan.

2. Peran IT Governance

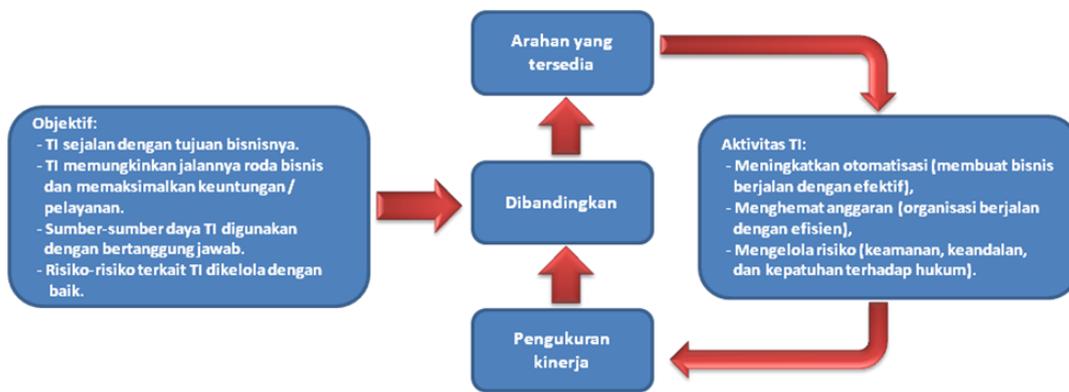
Peran *IT Governance* adalah untuk mengarahkan aktifitas TI dalam memastikan kinerja organisasi memenuhi tujuan berikut ini:[4]

- 4. Penyelarasan TI dengan bisnis organisasi (*IT-Business alignment*) dan realisasi tingkat keuntungan/pelayanan yang ingin dicapai.
- 5. Pemanfaatan TI dapat menjadikan organisasi mampu

mengeksploitasi segala kemungkinan yang ada dan memaksimalkan keuntungan/pelayanan.

- 6. Bertanggung jawab dalam menggunakan sumber daya.
- 7. Manajemen yang cocok dengan risiko yang terkait dengan TI.

Gambar-1 menunjukkan bagaimana konsep interaksi antara tujuan dan aktivitas TI dalam sudut pandang *IT Governance* dan dapat diaplikasikan dalam tingkatan manajemen yang berbeda dalam organisasi.



Gambar 1. Mekanisme IT Governance

3. Good Governance dalam Pengawasan Pemanfaatan Nuklir

BAPETEN sebagai satu-satunya lembaga pemerintah yang bertanggung jawab dalam mengawasi dan memastikan keamanan pemanfaatan

nuklir di negeri ini, serta dituntut dapat memberikan pelayanan prima kepada masyarakat, harus didukung dengan pengelolaan infrastruktur yang memadai. Artinya penerapan *Good Governance* dalam penyelenggaraan pemerintahan harus efektif dan efisien.

Selanjutnya, bagaimana cara untuk mencapai pengelolaan TI (*IT Governance*) yang efektif dan efisien?

Dari tahun ke tahun, TI telah dimanfaatkan tidak hanya untuk mengotomasi proses manual dalam suatu organisasi, namun juga telah banyak memberikan kemudahan yaitu untuk mempermudah proses pada level operasional, bahkan sebagai strategi dalam pengambilan keputusan oleh pimpinan organisasi.

Namun demikian, investasi TI yang sangat penting untuk meningkatkan kemampuan lembaga dalam berkompetisi dan memberikan pelayanan yang prima bagi masyarakat, terkadang kurang memiliki nilai bagi organisasi, dikarenakan kurangnya koordinasi antar pimpinan, tidak tersedianya prosedur dengan jelas, kemampuan sumber daya yang masih rendah, investasi yang ada belum selaras dengan proses bisnis, biaya investasi menjadi sangat tinggi, bahkan investasi tersebut belum mampu mengurangi risiko yang sering dihadapi, dan sebagainya.

4. Tujuan Penelitian

Untuk dapat menerapkan *IT Governance* dengan baik, sebaiknya organisasi mengetahui tingkat kemampuan TI dalam

mendukung penyelenggaraan organisasinya. Sehingga dapat mengetahui tingkat kelemahan dan kekurangan yang terjadi, masalah yang sering dihadapi, serta bagaimana sebaiknya TI akan dikelola dan dikembangkan. Apalagi sebagai lembaga pelayan masyarakat harus mampu memberikan pelayanan prima dengan terus mengadakan pengembangan dan pembenahan.

Selanjutnya dengan tata pengelolaan pemerintahan yang baik (*Good Governance*) maka optimalisasi pengawasan pemanfaatan tenaga nuklir dapat lebih mudah dicapai. Pada akhirnya BAPETEN dapat dengan mudah mewujudkan visinya yaitu “terwujudnya keselamatan, keamanan, dan ketenteraman dalam pemanfaatan tenaga nuklir” yang merupakan tujuan dari penelitian ini.[5]

5. Metodologi

Sebagai studi kasus, pengukuran tingkat kemampuan TI dilakukan di BAPETEN sebagai organisasi tujuan penelitian. Penilaian ini dapat dilakukan dengan menggunakan suatu framework *best practice*, seperti *Control Objective for Information and Related Technology* (CobiT). CobiT adalah suatu kerangka kerja dan standar pengelolaan TI yang

berisi sekumpulan ukuran yang telah mendapat pengakuan dan diterima secara internasional sebagai proses manajemen TI yang disusun oleh ISACA (*Information System Audit & Control Association*) dan ITGI (*Information Technology Governance Institute*), yaitu suatu lembaga non profit yang bergerak di bidang pengelolaan TI.[6]

Dalam kerangka kerjanya, CobiT terdiri dari kumpulan aktivitas dan kegiatan (*detailed control objectives*) yang dapat diterapkan dalam pengelolaan TI yang secara keseluruhan terdapat 318 kegiatan, terdiri dari 34 proses (*high level control objectives*) dari 4 domain pengelolaan TI, yaitu:

2. *Plan and Organize* (PO),

Perumusan strategi dan taktik untuk menciptakan kontribusi TI terhadap pencapaian tujuan bisnis organisasi.

3. *Acquire and Implement* (AI),

Identifikasi solusi-solusi TI yang harus diadakan/dikembangkan, diimplementasikan, diintegrasikan dengan proses bisnis, dipelihara dan disempurnakan untuk merealisasikan strategi TI.

4. *Deliver and Support* (DS),

Penyelenggaraan layanan TI, termasuk manajemen keamanan dan kelangsungan sistem, dukungan pengguna, serta manajemen data dan fasilitas operasional.

5. *Monitor and Evaluate* (ME),

Monitoring proses penyediaan layanan TI untuk menjamin kinerja layanan dan kepatuhan terhadap ketentuan-ketentuan tatakelola maupun regulasi.

Sedangkan model kemapanan untuk proses TI pada CobiT dibuat berdasarkan metode evaluasi organisasi yang memungkinkan organisasi tersebut dapat menilai tingkat kemapanan yang dibagi mulai dari 0 (*non-existent*) hingga 5 (*optimised*). Penjelasan tingkatan tersebut adalah sebagai berikut:

0 – *Non-existent*

Adalah tingkatan paling rendah, disini proses sama sekali tidak ada. Bahkan organisasi belum menyadari permasalahan yang harus diatasi.

1 – *Initial / Ad Hoc*

Pada tingkatan ini, organisasi telah menyadari adanya masalah yang harus diatasi. Akan tetapi belum terdapat suatu

proses yang baku, melainkan hanya bersifat *ad hoc* (secara mendadak) yang diterapkan secara kasus per kasus. Sehingga belum ada pengorganisasian pengelolaan terhadap proses tersebut.

2 – *Repeatable but Intuitive*

Pada tingkatan ini, proses telah mempunyai pola yang diikuti oleh semua unit yang melakukannya. Namun belum ada pelatihan maupun penetapan prosedur standar secara formal dan kewajiban pelaksanaannya diserahkan kepada kebijakan masing-masing unit. Karena masih banyak mengandalkan pengetahuan dari masing-masing unit sehingga konsistensinya rendah.

3 – *Defined Process*

Tingkatan dimana manajemen telah berhasil menciptakan suatu standar baku tentang pengelolaan proses terkait meskipun belum dilakukan secara terintegrasi. Namun tidak terdapat pengawasan dalam pelaksanaannya.

4 – *Managed and Measurable*

Tingkatan dimana manajemen melakukan monitoring atas kepatuhan pelaksanaan kegiatan dan melakukan intervensi jika ada masalah dalam pelaksanaannya. Di tingkatan ini proses senantiasa disempurnakan menjadi *good*

practices. Bahkan alat bantu mulai digunakan secara terbatas atau parsial.

5 – *Optimised*

Tingkatan dimana proses telah berhasil disempurnakan menjadi *best practices* melalui penyempurnaan secara terus-menerus dan studi banding tingkat kemapanan dari organisasi lain. Alat bantu (*tools*) digunakan untuk mengotomasi alur aktivitas, meningkatkan efektivitas dan kualitas proses, dan menjadikan proses mudah beradaptasi terhadap situasi baru.

Secara garis besar metodologi yang diterapkan adalah sebagai berikut:

1. Studi literatur
2. Pengumpulan data
3. Analisis dan Pembahasan
 1. Pengolahan data;
 2. Penilaian tingkat kemapanan TI;
 3. Penetapan CSF;[7]
 4. Identifikasi besaran dampak dan upaya;
 5. Prioritasi pencapaian target kemapanan;
 6. Penetapan rekomendasi pencapaian CSF;
 7. Penetapan KPI;

- 4. Kesimpulan
- 5. Saran

3. Pembahasan

3.1. Pengolahan data

Pengolahan data dilakukan terhadap data yang didapat dari penyebaran kuesioner kepada 20 orang pejabat dan staf dari berbagai unit kerja dan wawancara terhadap 5 orang pejabat dan staf senior, serta melalui observasi.

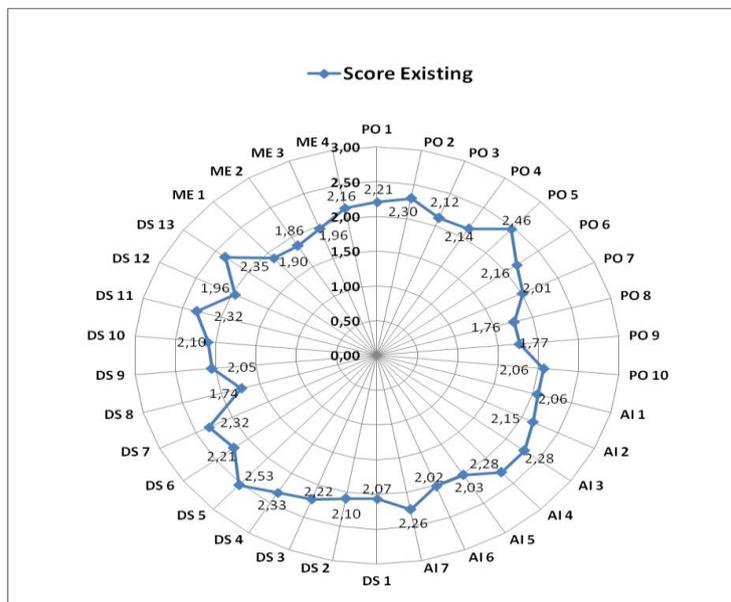
3.2. Penilaian Tingkat Kemapanan

Hasil penilaian tingkat kemapanan TI berdasarkan hasil kuesioner, dapat ditampilkan dalam diagram radar seperti ditunjukkan dalam gambar-2. Dari

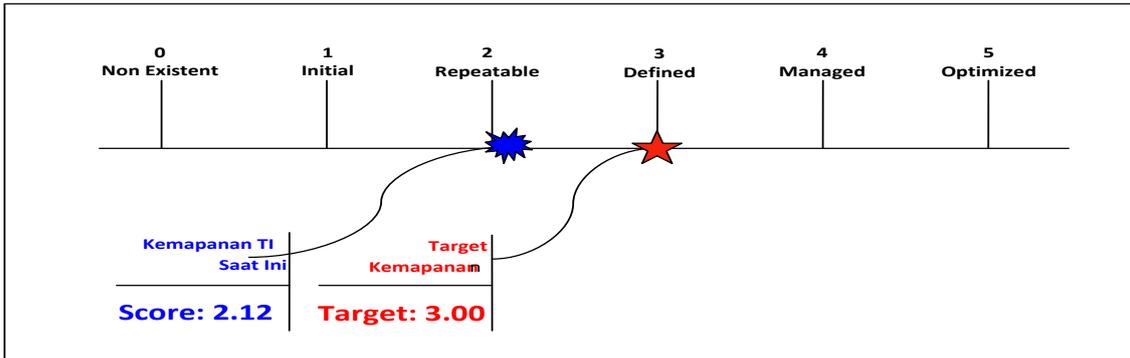
diagram radar dapat diketahui bahwa skor tertinggi diperoleh dari proses DS5 (memastikan keamanan sistem) dengan skor 2.53, sedangkan skor terendah dari proses DS8 (pengelolaan *service desk* dan peristiwa) dengan skor 1.74.

3.3. Penetapan target kemapanan TI

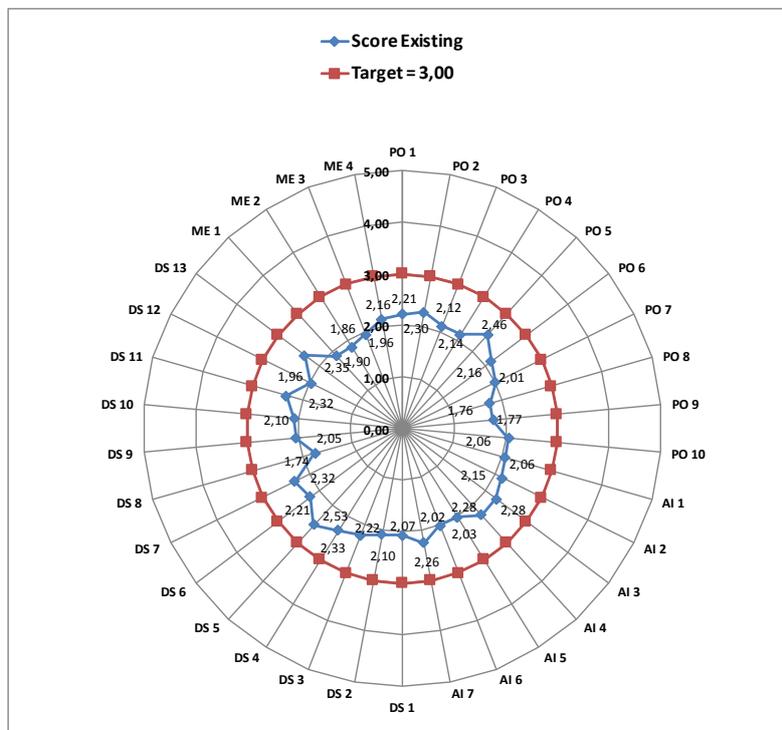
Dari hasil penilaian di atas, skor yang dicapai adalah sebesar 2,12. Artinya bahwa kondisi saat ini tingkat kemapanan organisasi di BAPETEN adalah 2,12 (*repeatable*). Selanjutnya ditetapkan target kemapanan yang ingin dicapai adalah di level 3,00 seperti dijelaskan dalam gambar-3.



Gambar 2. Diagram radar pemetaan hasil kuesioner



Gambar 3. Tingkat keamanan TI saat ini dan target keamanan yang ingin dicapai



Gambar 4. Diagram radar tingkat keamanan saat ini dan target keamanan

Alasan ditetapkan target keamanan TI di level 3,00 (*defined level*) adalah dengan melihat kondisi infrastruktur, arsitektur, aplikasi dan proses TI yang sudah berjalan di BAPETEN adalah

paling mudah dan memungkinkan untuk mencapai tingkat keamanan di level ini dalam waktu yang tidak terlalu lama. Meskipun bisa saja menetapkan target keamanan di level 4,00 atau 5,00

sekaligus, namun hal ini tentu saja merupakan hal yang relatif sulit untuk diraih, serta membutuhkan waktu yang relatif lebih lama dan upaya yang sangat besar. Sehingga bila tingkat keamanan TI kondisi saat ini dan target keamanan digambarkan dalam suatu diagram radar dapat dilihat dalam gambar-4.

Dari gambar 4 terlihat bahwa untuk BAPETEN dapat mencapai tingkat keamanan 3,00, seharusnya tidak membutuhkan suatu usaha yang sangat berat. Meskipun demikian, untuk beberapa proses terutama dengan skor yang masih dibawah 2,00 dibutuhkan perbaikan kebijakan dan dukungan dari top manajemen untuk dapat mencapai tingkat keamanan sesuai target yaitu di tingkat 3,00.

3.4. Penetapan *Critical Success Factor*

Critical Success Factor (CSF) adalah faktor kunci yang penting untuk menyempurnakan sebuah strategi obyektif organisasi. Sehingga untuk dapat mencapai tujuan target yang ingin diraih, perlu diidentifikasi CSF apa saja dari setiap proses tersebut yang ingin dicapai dalam mencapai target keamanan di tingkat 3,00.

3.5. Identifikasi besaran dampak upaya

Untuk dapat mencapai target keamanan dengan mudah, akurat dan tepat waktu, sebaiknya dimulai dari hal yang dampaknya dianggap paling besar bagi organisasi namun memerlukan upaya yang tidak besar (relative kecil). Karena itu perlu diidentifikasi besaran dampak dan upaya untuk setiap CSF dalam pencapaian target keamanan tersebut.

Kriteria besaran dampak dan upaya yang dibagi dalam suatu skala **kecil**, **sedang** dan **besar** dengan definisi sebagai berikut:

4. Besaran Dampak:

1. Kecil,
bila dampak terhadap lembaga relatif kecil yaitu hanya berpengaruh terhadap proses dalam lingkup kecil di subbagian dalam suatu unit kerja.
2. Sedang,
bila dampak terhadap lembaga sedang, artinya berpengaruh terhadap beberapa unit kerja namun masih dalam satu satuan kerja atau kedeputian.
3. Besar,
bila dampak terhadap lembaga relatif besar, yaitu melibatkan semua unit kerja dan satuan

kerja, serta berpengaruh terhadap hubungan dengan instansi lain maupun *stakeholder* secara eksternal.

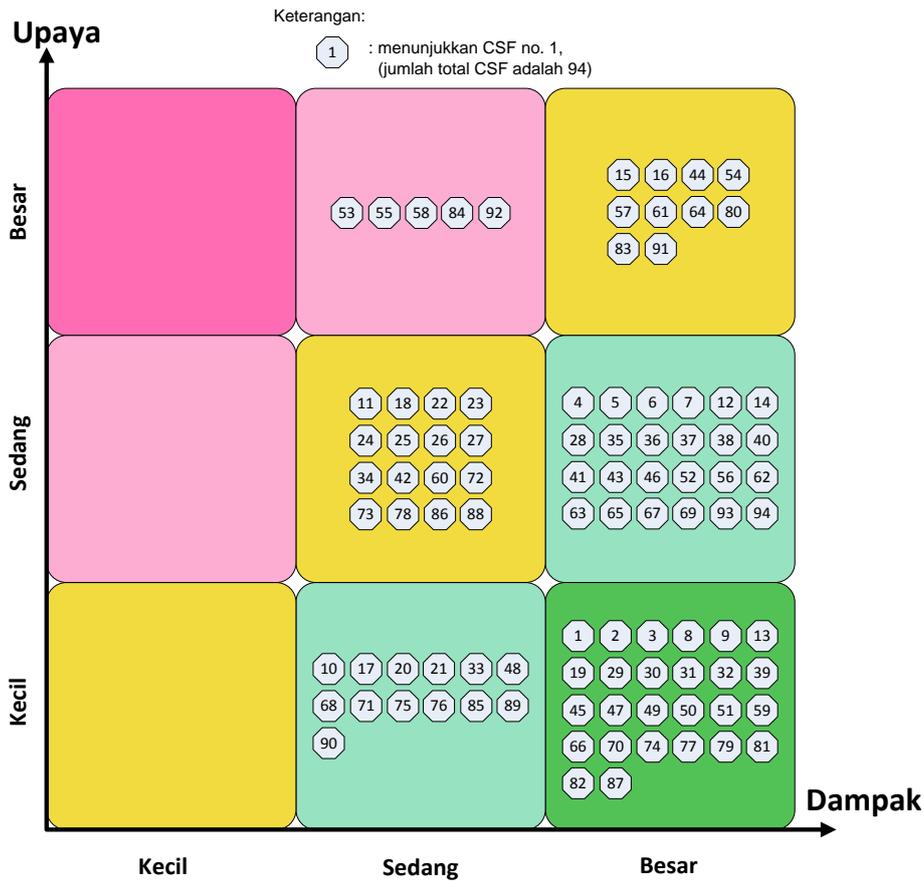
5. Besaran Upaya:

1. Kecil, bila upaya yang dibutuhkan untuk pencapaian relatif kecil, karena identifikasi proses telah dipahami dengan baik.
2. Sedang, bila upaya yang dibutuhkan untuk pencapaian agak besar, karena identifikasi dan definisi proses belum secara benar dipahami. Meskipun beberapa proses sudah dilakukan, namun belum adanya prosedur standar menyebabkan konsistensinya menjadi rendah.
3. Besar, bila upaya yang dibutuhkan untuk pencapaian relatif besar, karena proses belum

dilaksanakan (masih suatu perencanaan), sehingga identifikasi dan definisi proses belum dipahami. Atau upaya besar didefinisikan karena masih banyak ditemukan pelanggaran atau penyimpangan serta rendahnya tingkat *compliance* (kepatuhan) terhadap kebijakan internal maupun eksternal.

3.6. Prioritasi pencapaian target

Hasil identifikasi besaran dampak dan upaya kemudian dipetakan dalam matrik dampak dan upaya untuk mendapatkan prioritas pencapaian target keamanan. Besaran dampak dan upaya dibuat dalam tiga tingkatan ukuran yaitu kecil, sedang dan besar, seperti dalam gambar-5.



Gambar 5. Identifikasi besaran dampak dan upaya

Gambar-5 menunjukkan bahwa ternyata lebih dari 60% atau tepatnya 63.83% (60 CSF) dari total 94 CSF yang harus dicapai, mempunyai dampak yang besar terhadap lembaga, dan dari semua CSF yang berdampak besar tersebut, hanya 10 CSF (10.64%) yang memerlukan upaya besar untuk mencapainya.

Selanjutnya sekitar 41.49% (39-CSF) memerlukan upaya kecil untuk dapat mencapainya, dan hanya 5 CSF (5.32%) yang berdampak sedang namun membutuhkan upaya yang cenderung

besar. Hal ini menunjukkan bahwa sebenarnya BAPETEN hanya memerlukan usaha yang tidak terlalu besar untuk mencapai target keamanan yang lebih tinggi yaitu di tingkat 3,00.

3.7. Penetapan Rekomendasi Pencapaian CSF

Untuk membantu mencapai CSF dengan mudah, perlu ditetapkan rekomendasi kebijakan yang dapat dijadikan sebagai suatu pedoman atau arahan yang dapat membantu BAPETEN dalam mencapai

CSF, sehingga pencapaian tingkat keamanan sesuai target dapat dilaksanakan dengan akurat dan tepat waktu.

Urutan prioritas **dampak-upaya** adalah: **Besar-Kecil, Besar-Sedang, Sedang-Kecil, Besar-Besar, Sedang-Sedang, Kecil-Kecil, Sedang-Besar, Kecil-Sedang, dan Kecil-Besar.** Angka-angka CSF dimasukkan pada kolom yang diurutkan sesuai dengan prioritas berdasarkan matrik, bukan diurutkan berdasarkan urutan angkanya.

3.8. Penetapan *Key Performance Indicator*

Untuk memastikan bahwa setiap rekomendasi yang dilaksanakan benar-benar efektif dalam mencapai masing-masing CSF dari setiap proses dalam domain CobiT, perlu ditetapkan ukuran pencapaian kinerja atau biasa disebut sebagai *Key Performance Indicator (KPI)*.

4. Kesimpulan

1. Hasil penelitian menunjukkan bahwa skor tingkat keamanan TI di BAPETEN saat ini 2.12 dari maksimal 5.00, atau di tingkat *repeatable*.

2. Penetapan target keamanan TI di tingkat 3.00 (*defined*) bukanlah suatu usaha yang sulit bagi BAPETEN untuk mencapainya. Mengingat kondisi infrastruktur, arsitektur, aplikasi dan proses TI yang sudah berjalan cukup memadai untuk mencapai target keamanan ini.

3. Sebagian Kebijakan yang direkomendasikan untuk dapat mencapai CSF dari tingkat keamanan TI sesuai yang ditargetkan diantaranya adalah membentuk tim kecil yang membahas tingkat keselarasan perencanaan strategi TI dengan strategi bisnis, melakukan review terhadap dokumen rencana strategis TI dan strategis bisnis, mengidentifikasi risiko, pemeliharaan infrastruktur, menetapkan standar operasional, mengoptimalkan forum online sebagai sarana *knowledge management*, dan sebagainya. Sehingga upaya untuk mencapai tata kelola pemerintahan yang lebih baik dapat diraih. Pada akhirnya akan menciptakan *Good Governance* untuk mengoptimalkan pengawasan pemanfaatan tenaga nuklir di Indonesia.

5. Saran

Beberapa saran yang dapat dijadikan rekomendasi umum yang dapat mendukung kegiatan pencapaian *Good Governance*, yaitu:

1. Membentuk suatu tim kecil yang melakukan monitoring terhadap kepatuhan (*compliance*) yang berlaku internal. Tim ini dapat merupakan bagian dari unit kerja Inspektorat.
2. Tim-tim kecil yang disarankan sebaiknya mengerjakan beberapa CSF yang saling terkait, dan tidak perlu dibentuk satu tim kecil khusus untuk satu CSF. Hal ini akan menghemat sumber daya manusia, sekaligus lebih mengoptimalkan kinerja para pegawai. Meskipun begitu, tidak disarankan untuk membentuk tim kecil yang mengerjakan keseluruhan CSF.
3. Menggunakan metode *reward and punishment* untuk setiap kebijakan, terutama kebijakan yang terkait dengan pengelolaan risiko.
4. Mengadakan *awareness campaign* secara berkala untuk meningkatkan budaya, baik budaya tata kelola TI maupun budaya sadar risiko termasuk didalamnya adalah

budaya keselamatan. Perlu diperhatikan bahwa *awareness campaign* ini akan lebih efektif jika seluruh staf dan jajaran pejabat mulai eselon 4 sampai dengan eselon 1 juga ikut melakukan kampanye ini.

5. Bagi pengembangan ilmu pengetahuan, penelitian ini dapat menjadi tambahan referensi yang lebih memperkaya pengetahuan di bidang analisis tingkat kemapanan organisasi.
6. Adanya pengkajian mengenai penetapan *Key Goals Indicator* (KGI) dan pemetaan *roadmap* untuk setiap CSF pada penelitian selanjutnya.

6. Daftar Pustaka

- [1] Suhono Harso Supangkat (Presiden International Academy of CIO Indonesia Chapter; *Tata Kelola TIK dan CIO*; 2008.
- [2] Wim Van Grembergen; *Strategies for Information Technology Governance*; Idea Group Inc; 2004.
- [3] Djoko Agung Harijadi (Direktur e-Government, Ditjen Aplikasi Telematika Depkominfo); *Kepemimpinan dalam*

- Implementasi dan Pengelolaan TIK di Instansi Pemerintah*; 2008.
- [4] Peter Weill and Jeanne W. Ross; *IT Governance*; Harvard Business School Press; 2004.
- [5] [Http://www.bapeten.go.id/index.php](http://www.bapeten.go.id/index.php)
[Http://www.bapeten.go.id/index.php?modul=page&pagename=visi_misi&pageback=profile_ind](http://www.bapeten.go.id/index.php?modul=page&pagename=visi_misi&pageback=profile_ind)
- [6] IT Governance Institute; *CobiT 4.1: Framework Control Objectives Management Guidelines Maturity Models*; USA: Author; 2007.
- [7] John Ward and Joe Peppard; *Strategic Planning for Information Systems (3rd edition)*; John Wiley & Sons: England; 2003.

VERIFIKASI REAKTIVITAS LEBIH PADA TERAS SETIMBANG AWAL RSG GAS

Daddy Setyawan, Budi Rohman

Pusat Pengkajian Sistem Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir
Badan Pengawas Tenaga Nuklir

ABSTRAK

VERIFIKASI REAKTIVITAS LEBIH PADA TERAS SETIMBANG AWAL RSG GAS. BAPETEN adalah lembaga yang berwenang untuk mengawasi penggunaan energi nuklir di Indonesia. Pengawasan terhadap penggunaan energi nuklir dilakukan melalui tiga pilar: regulasi, perizinan, dan inspeksi. Dalam rangka untuk menjamin keselamatan operasi reaktor riset, unit pengkajian BAPETEN melakukan pengkajian independen guna melakukan verifikasi terhadap nilai-nilai parameter yang terkait dengan keselamatan yang ada di dalam LAK, di mana aspek neutronik termasuk di dalamnya. Pada aspek ini dilakukan verifikasi terhadap reaktivitas lebih pada teras setimbang RSG GAS melalui perhitungan menggunakan paket program MCNP-ORIGEN. Dari hasil perhitungan diperoleh nilai reaktivitas lebih pada teras setimbang RSG GAS tanpa xenon sebesar 9,4%. Sedangkan nilai reaktivitas lebih yang tercantum di LAK RSG GAS sebesar 9,7%. Dari kedua nilai tersebut diperoleh hasil Perhitungan verifikasi menunjukkan nilai yang sesuai dengan dengan nilai di LAK RSG GAS.

Katakunci: Verifikasi, Reaktivitas Lebih, Raktor RSG GAS , MCNP, ORIGEN

ABSTRACT

VERIFICATION FOR EXCESS REACTIVITY ON BEGINNING EQUILIBRIUM CORE OF RSG GAS. BAPETEN is an institution authorized to control the use of nuclear energy in Indonesia. Control for the use of nuclear energy is carried out through three pillars: regulation, licensing, and inspection. In order to assure the safety of the operating research reactors, the assessment unit of BAPETEN is carrying out independent assessment in order to verify safety related parameters in the SAR including neutronic aspect. The work includes verification to the Power Peaking Factor in the equilibrium silicide core of RSG GAS reactor by computational method using MCNP-ORIGEN. This verification calculation results for is 9.4%. Meanwhile, the RSG-GAS safety analysis report shows that the excess reactivity on equilibrium core of rsg gas is 9.7%. The verification calculation results show a good agreement with the report.

Keywords: Verification, Excess Reactivity, RSG GAS Reactor, MCNP, ORIGEN

1. Pendahuluan

Saat ini Pusat Reaktor Serba Guna (PRSG), Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN), selaku Pengusaha Instalasi Nuklir (PIN) yang mengoperasikan reaktor RSG GAS sedang mengajukan

perbaikan dokumen LAK ke Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) sehubungan izin operasi reaktor tersebut. Sejalan dengan proses perbaikan tersebut, Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan

Instalasi dan Bahan Nuklir (P2STPIBN) BAPETEN selaku unit pendukung teknis melakukan pengkajian independen terhadap keselamatan reaktor RSG GAS terkait dengan tugas pengawasan. Hasil kajian ini digunakan untuk memberikan dukungan teknis kepada Direktorat Perizinan dalam rangka proses evaluasi LAK.

Tulisan ini menyajikan perhitungan reaktivitas lebih pada teras setimbang awal RSG GAS. Ini penting untuk dilakukan karena nilai reaktivitas lebih pada teras setimbang awal merupakan parameter yang terkait langsung dengan kemampuan batang kendali dalam memadamkan operasi reaktor. Karena hal ini, maka batasan reaktivitas lebih pada teras setimbang awal sangat terkait dengan keselamatan operasi reaktor. Perhitungan reaktivitas lebih pada teras setimbang awal ini dilakukan menggunakan paket program MCNP-ORIGEN.

Kajian ini dimaksudkan untuk mendapatkan nilai reaktivitas lebih pada teras setimbang awal tanpa xenon dengan menggunakan paket program MCNP-ORIGEN. Kajian dilakukan guna mendukung evaluasi LAK Reaktor RSG GAS, yakni verifikasi pada nilai reaktivitas lebih teras setimbang awal

RSG GAS yang tercantum di dalam LAK Reaktor RSG GAS.

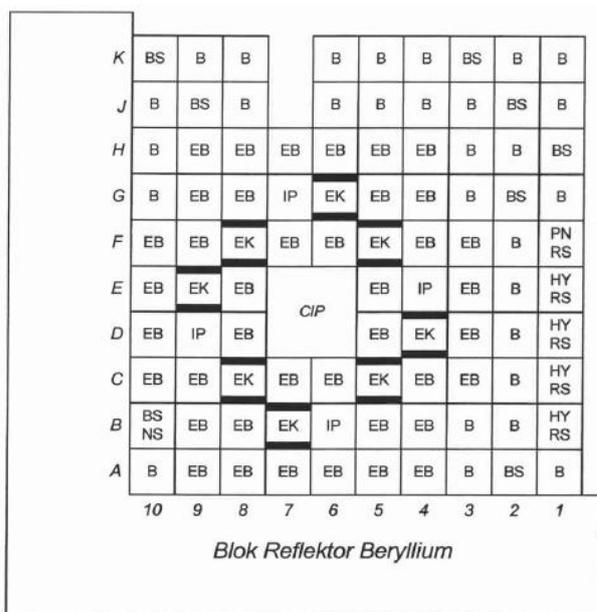
2. Deskripsi Teras Reaktor RSG GAS

Reaktor Serba Guna G.A.Siwabessy (RSG GAS) merupakan reaktor riset jenis MTR (*Material Testing Reactor*) pertama di dunia yang dioperasikan langsung dengan menggunakan elemen bakar pengkayaan Uranium rendah, LEU (Low Enriched Uranium). Pada saat rancang bangun RSG-GAS dilaksanakan, hanya tersedia elemen bakar LEU jenis oksida (U_3O_8-Al) yang dapat digunakan untuk memenuhi spesifikasi yang ditentukan. Oleh karena itu RSG GAS menggunakan bahan bakar oksida dengan densitas Uranium dalam *meat* sebesar 2,96 g/cm³ dengan pengkayaan U235 sebesar 19,75%.

Dalam rangka meningkatkan kinerja reaktor, telah dilakukan konversi teras RSG GAS dari bahan bakar oksida menjadi silisida. Hal ini dilakukan karena penggunaan bahan bakar silisida dengan densitas Uranium yang lebih tinggi dapat meningkatkan panjang siklus operasi reaktor.

Susunan teras setimbang (TWC) seperti ditunjukkan pada Gambar 1 merupakan konfigurasi teras setimbang

(TWC) silisida RSG GAS. Teras aktif dari TWC terdiri atas 40 elemen bakar standar (EB), 8 elemen bakar kendali (EK), satu posisi iradiasi di tengah (CIP) yang besar yang terdiri atas 2 x 2 posisi kisi teras, dan 4 posisi iradiasi (IP) di dalam teras reaktor, masing-masing mengambil satu posisi kisi teras. Sehingga keseluruhan teras TWC terdiri atas 960 pelat elemen bakar, yang berarti identik dengan 45,7 elemen bakar standar.



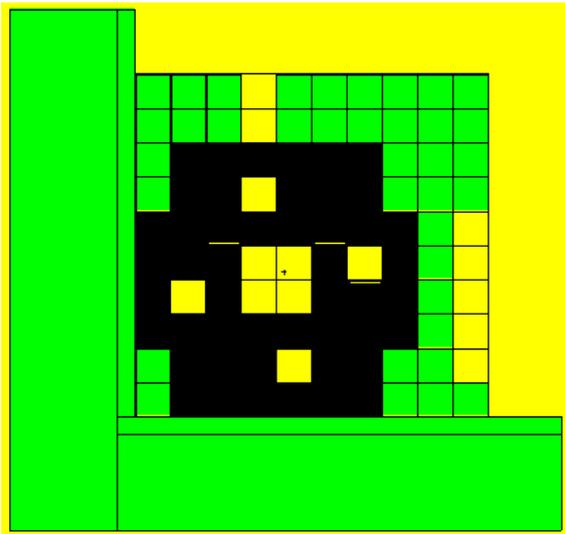
Gambar 1. Susunan Teras Setimbang

Reaktivitas lebih teras setimbang awal RSG GAS merupakan kondisi yang penting dalam disain teras reaktor. Reaktivitas lebih teras setimbang awal RSG GAS merupakan pembatas dalam kaitannya dengan analisis terhadap kemampuan dari

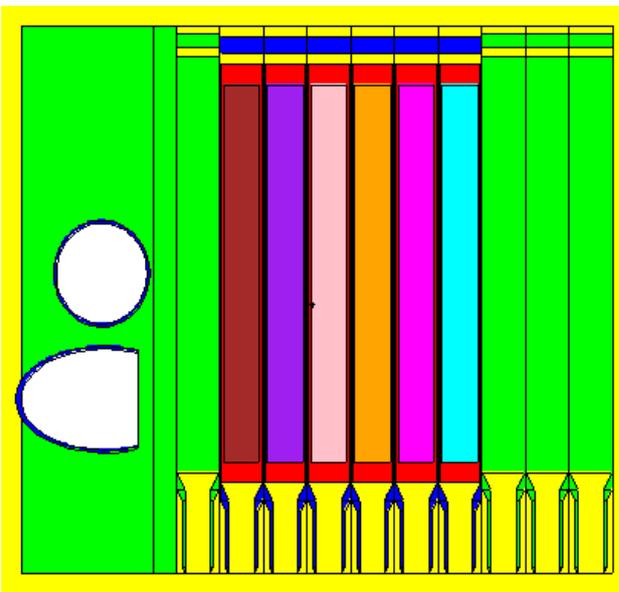
batang kendali untuk memadamkan reaktor. Pengambilan nilai reaktivitas lebih teras setimbang dilakukan di awal operasi teras karena secara konservatif nilai reaktivitas lebih teras setimbang akan bernilai lebih besar dibandingkan dengan nilai reaktivitas lebih di akhir teras setimbang.

3. Pemodelan Reaktor RSG GAS dengan MCNP

Komponen reaktor yang berada di dalam tangki dan teras reaktor, termasuk materialnya, dimodelkan dalam bentuk geometri, dimensi, dan komposisi sedekat mungkin dengan obyek aslinya. Dalam pemodelan ini komposisi bahan bakar reaktor diperoleh dari hasil pembakaran dengan program ORIGEN sehingga fraksi bakar elemen bakar setelah mengalami pembakaran sama dengan fraksi bakar elemen bakar yang tercantum di dalam teras setimbang silisida awal siklus. Sedangkan untuk kedelapan batang kendali diasumsikan dalam posisi ditarik ke atas sepenuhnya sehingga pada posisi yang ditinggalkan di dalam teras terisi oleh air.



Gambar 2. Representasi teras reaktor RSG GAS dalam MCNP.



Gambar 3. Representasi elemen bakar

Geometri teras reaktor RSG GAS yang dimodelkan di dalam kajian verifikasi ini didasarkan pada konfigurasi sebagaimana diuraikan di LAK. Komponen-komponen utama reaktor yang dimodelkan (Gambar 1) meliputi:

- Elemen bakar standar sejumlah 40 batang.
- Elemen bakar kendali sejumlah 8 batang.
- Elemen Beryllium sejumlah 37 batang.
- *Central Irradiation Position (CIP)*.
- *Irradiation Position (IP)* sejumlah 4 buah.
- PRTF
- Sistem Rabbit sejumlah 5 buah.
- *Beryllium Block*
- 6 buah tabung berkas neutron (*beamport*).

Dalam menyusun input model ini digunakan program MCNP5 untuk menyusun konfigurasi teras reaktor RSG GAS dan ORIGEN2 untuk menghitung fraksi bakar bahan bakar dan nuklida yang muncul setelah bahan bakar di iradiasi.

3.1. Kartu KCODE

reaktor RSG GAS dalam MCNP

Dalam perhitungan kekritisan reaktor, perlu didefinisikan kartu KCODE yang berisi informasi mengenai jumlah partikel sumber yang disimulasi, harga awal k_{eff} , jumlah siklus yang dilompati sebelum perhitungan akumulasi k_{eff} dimulai, dan jumlah siklus total yang dikehendaki dalam perhitungan. Jumlah partikel

yang disimulasi dalam perhitungan disesuaikan dengan kompleksitas sistem teras, lazimnya terdapat minimal 1 partikel dalam material dapat belah. Semakin banyak partikel yang disimulasikan, akan semakin kecil standar deviasinya sehingga memberikan hasil yang lebih akurat. Kartu KCODE ini memiliki bentuk sebagai berikut:

```
KCODE      nsrck  rkk  ikz
          kct
```

di mana

nsrck : jumlah neutron sumber pada tiap siklus

rkk : harga awal untuk k_{eff}

ikz : jumlah siklus yang akan dilompati sebelum perhitungan k_{eff} diakumulasikan

kct : jumlah siklus dalam perhitungan

Dalam perhitungan ini digunakan $nsrck= 1000$, $rkk= 1.0$, $ikz= 50$, dan $kct= 150$.

3.2. Kartu KSRC

Partikel sumber yang disimulasikan ditempatkan tersebar di

setiap daerah bahan bakar yang mengandung bahan dapat belah. Lokasi partikel yang disimulasikan ini harus cukup jauh dari batas-batas sel. Biasanya satu titik sumber pada tiap daerah bahan dapat belah sudah cukup, karena MCNP akan segera menghitung dan menggunakan distribusi sumber fisi yang baru. Kartu KSRC digunakan untuk menentukan posisi partikel sumber yang disimulasikan, berisi informasi mengenai koordinat spasial partikel sumber dalam sumbu x, y, dan z dalam format berikut:

```
KSRC      x1      y1      z1
          x2      y2      z2
```

dan seterusnya

sampai sejumlah *nsrck* triplet.

4. Metode Perhitungan

Perhitungan nilai reaktivitas lebih pada teras setimbang awal RSG GAS ini dilakukan dengan menggunakan paket program MCNP5-ORIGEN2. Program MCNP5 menerapkan metode Monte Carlo yang bersifat statistik dalam mencari penyelesaiannya. Cara penyelesaian yang demikian berbeda dengan metode transport yang bersifat deterministik yang diterapkan di paket-paket program yang lain pada umumnya. Dalam

metode deterministik, cara yang paling umum diterapkan adalah metode ordinat diskret yang menyelesaikan persamaan transport untuk perilaku partikel rata-rata. Metode Monte Carlo tidak memecahkan persamaan eksplisit, tetapi mencari penyelesaian dengan cara mensimulasikan partikel-partikel secara individual serta mencatat beberapa aspek (disebut *tally* atau cacah) dari perilaku rata-rata partikel tersebut^[2]. Jadi, metode Monte Carlo menyelesaikan permasalahan transport dengan melakukan simulasi atas riwayat atau jalannya partikel, bukan memecahkan persamaan. Tidak perlu disediakan persamaan transport guna menyelesaikan persoalan dalam metode Monte Carlo.

4.1. Deskripsi Program MCNP

MCNP, kependekan dari *Monte Carlo N-Particle*, adalah program di *Los Alamos National Laboratory* (LANL), Amerika Serikat^[2]. Sampai saat ini ia masih terus dikembangkan dan disempurnakan. Program yang digunakan dalam tulisan ini adalah dari versi 5 yang dikeluarkan pada tahun 2003. 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. Sifat-sifat bahan serta interaksi partikel dengan bahan dinyatakan dalam fungsi energi kontinyu. MCNP dapat digunakan untuk memecahkan persoalan transport partikel di dalam bahan berbentuk tiga dimensi sembarang. Program ini mampu menghitung *eigenvalue* k_{eff} dalam suatu sistem bahan dapat belah dengan akurasi tinggi.

4.2. Fitur Utama MCNP

Program MCNP memiliki berbagai fitur yang memungkinkannya untuk digunakan dalam simulasi pergerakan partikel pada berbagai aspek. Di antara fitur-fitur tersebut adalah:

- **Data nuklir dan reaksi.** MCNP menggunakan pustaka data inti dan atom untuk energi kontinyu. Sumber utama data nuklir ini berasal dari sistem *Evaluated Nuclear Data File* (ENDF), *Advanced Computational Technology Initiative* (ACTI), *Evaluated Nuclear Data Library* (ENDL), *Evaluated Photon Data Library* (EPDL), *Activation Library*

(ACTL) hasil kompilasi *Livermore National Laboratory*, serta Grup *Nuclear Physics (T-16)* di *Los Alamos National Laboratory*. Data tersebut diproses ke dalam format yang dapat dibaca oleh program MCNP dengan menggunakan program lain misalnya NJOY. Pustaka data nuklir yang sudah diproses ini telah sejauh mungkin mempertahankan kerincian data aslinya sehingga dapat digunakan oleh pemakai dengan tingkat keyakinan yang memadai. MCNP menyediakan tabel data nuklir untuk interaksi neutron, foton hasil interaksi neutron, interaksi foton, dosimetri atau aktivasi neutron, serta hamburan partikel termal $S(\alpha, \beta)$. Tabel data yang tersedia di MCNP dimasukkan ke dalam satu file direktori XSDIR. Pengguna dapat memilih tabel data yang dikehendaki dengan menggunakan penanda khusus untuk masing-masing tabel yang disebut ZAID. Penanda ini biasanya memuat nomor atom Z , nomor massa A , dan identitas pustaka ID. MCNP5 menyediakan lebih dari 836 tabel reaksi neutron untuk lebih dari 100 isotop dan elemen yang berlainan.

- **Spesifikasi sumber.** MCNP dapat menerima masukan yang menggambarkan berbagai macam kondisi sumber dengan energi, waktu, posisi, dan arah; maupun sel atau permukaan dari mana sumber tersebut berasal ditentukan oleh pengguna. Selain itu, MCNP juga menyediakan berbagai fungsi spektrum energi fisi dan fusi seperti spektrum *Watt*, *Maxwellian* dan *Gaussian*; *Gaussian* untuk waktu; serta isotropik, *cosinus*, dan monodireksional untuk arah. MCNP juga menyediakan model sumber neutron untuk menghitung nilai estimasi k_{eff} , yakni perbandingan jumlah neutron yang dihasilkan pada satu generasi dengan generasi berikutnya dalam sistem dapat belah (fisil).

4.3. Geometri dalam MCNP

MCNP mampu memodelkan bentuk tiga dimensi sembarang terhadap benda-benda yang dikehendaki oleh pengguna dalam geometri sel-sel yang dibatasi oleh bentuk-bentuk permukaan orde pertama dan kedua serta orde keempat torus-elips. Sel-sel tersebut didefinisikan dalam bentuk irisan, gabungan, dan komplemen daerah-daerah yang dibatasi oleh permukaan.

MCNP juga menyediakan kemampuan *macrobody* di mana bentuk-bentuk dasar seperti bola, kotak, silinder, dsb.

4.4. Perhitungan Reaktivitas Lebih Teras Setimbang Awal RSG GAS

Setelah diperoleh nilai K_{eff} dari pemodelan teras setimbang awal RSG GAS maka perlu dilakukan perhitungan nilai reaktivitas dengan rumus di bawah ini:

$$\rho = \frac{k_{eff} - 1}{k_{eff}} \quad (1)$$

Berdasarkan persamaan 1 di atas, dengan memasukkan nilai k_{eff} dari pemodelan teras setimbang awal RSG GAS sebesar 1.10327 diperoleh nilai reaktivitas (ρ) sebesar 0.093604 atau 9,4%.

Sedangkan nilai reaktivitas lebih teras setimbang awal yang ada di LAK RSG GAS sebesar 9,7%. Dengan melakukan perbandingan terhadap nilai perhitungan verifikasi dengan nilai yang

ada di LAK RSG GAS diperoleh nilai perbedaan relatifnya sebesar 3.6%. RSG GAS sebesar 9,4%. Sedangkan nilai reaktivitas lebih teras setimbang awal RSG GAS menurut data di LAK RSG GAS sebesar 9.7%. Dari kedua

digabungkan dengan menggunakan operator *boolean*.

data tersebut, diperoleh nilai perbedaan relatif antara hasil perhitungan verifikasi dengan nilai data di LAK sebesar 3.6%. Dari besar perbedaan reaktif yang masih berada di bawah 10%, dapat disimpulkan bahwa nilai perhitungan verifikasi dengan nilai yang ada di LAK masih sesuai.

5. Kesimpulan

Dari perhitungan verifikasi dengan menggunakan program komputer MCNP-ORIGEN diperoleh nilai reaktivitas lebih teras setimbang awal

6. Daftar Pustaka

- [1] Badan Tenaga Nuklir Nasional, "Laporan Analisis Keselamatan Reaktor RSG GAS Rev. 10", Pusat Reaktor Serba Guna (PRSG)-BATAN, Serpong, 2011.
- [2] X-5 Monte Carlo Team, "MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, Volume II: User's Guide", Los Alamos National Laboratory, 2003.
- [3] Lamarsh, John R., "Introduction to Nuclear Reactor Theory", Addison-

Wesley, Reading, Massachusetts, 1972.

metode perhitungan yang dilakukan.

Tanya Jawab

1. Penanya: Ahmad Ciptadi

Bagaimana cara memverifikasi nilai $\pm 0,3\%$ (perbedaan hasil perhitungan dengan nilai dari LAK) tersebut ?

Jawaban:

Verifikasi bisa dilakukan dengan membandingkan antara metode dan asumsi yang dilakukan dari kedua perhitungan tersebut.

2. Penanya: M Najib

- a. Dalam LAK jika ditemukan perbedaan antara hasil yang dilakukan dengan nilai yang ada di LAK yang dilaporkan apa yang harus dilakukan ?
- b. Berapa safety factor yang diperbolehkan dalam LAK ?
- c. Apa penyumbang perbedaan (jika ada) perhitungan LAK itu ?

Jawaban:

- a. perlu dilakukan verifikasi terhadap kedua perhitungan tersebut dengan cara membandingkan asumsi dan metodenya ?
- b. 10 %
- c. Penyumbang terbesar untuk perhitungan ini adalah pada

3. Penanya: Nanang TRI E

- a. Adanya selisih perbedaan hasil perhitungan faktor apa saja yang menjadi penyebabnya ?
- b. Asumsi sama, tapi metode lain. Apa pertimbangan masing-masing metode dipilih ?
- c. Bagaimana cara mengklarifikasi perbedaan yang terbaik ?

Jawaban:

- a. Perbedaan perhitungan terjadi karena metode perhitungan yang dilakukan berbeda.
- b. metode homogenisasi : lebih mudah dalam permodelan, perhitungan lebih cepat, dan ketelitian kurang. Sedangkan metode heterogenisasi : lebih rumit dalam permodelan, perhitungan lebih lama dan lebih teliti.
- c. perlu dilakukan eksperimen sebagai wasir untuk kedua perhitungan tersebut

APLIKASI PEMBACA NUCLIDE IDENTIFIER DAN GRAT PADA FILE KELUARAN ORIGEN

Arif Isnaeni

Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir
BAPETEN

ABSTRAK

APLIKASI PEMBACA NUCLIDE IDENTIFIER DAN GRAT PADA FILE KELUARAN ORIGEN. *ORIGEN* adalah aplikasi untuk perhitungan deplesi satu kelompok dan peluruhan radioaktif yang dikembangkan di Oak Ridge National Laboratory (ORNL). *ORIGEN* memperhitungkan berbagai sifat bahan nuklir (buildup, peluruhan dan pengolahan bahan radioaktif) Keluaran *ORIGEN* memiliki basis teks, file keluaran origen hanya berisi angka yang berupa data kelompok nuklida, nuclide identifier dan grat. Aplikasi ini dibuat untuk mempermudah pengambilan data-data nuclide identifier dan grat, aplikasi ini juga memiliki fungsi untuk mencuplik data nomor masa serta perhitungan massa (gram) untuk tiap nuklida. Output dari aplikasi ini dapat digunakan untuk input program komputer untuk perhitungan neutronik seperti MCNP.

Kata kunci: origen, teks, nuclide identifier, grat, gram.

ABSTRACT

NUCLIDE IDENTIFIER AND GRAT DATA READER APPLICATION FOR ORIGEN OUTPUT FILE. *ORIGEN* is a one-group depletion and radioactive decay computer code developed at the Oak Ridge National Laboratory (ORNL). *ORIGEN* takes one-group neutronics calculation providing various nuclear material characteristics (the buildup, decay and processing of radioactive materials). *ORIGEN* output is a text-based file, *ORIGEN* output file contains only numbers in the form of group data nuclide, nuclide identifier and grat. This application was created to facilitate data collection nuclide identifier and grat, this application also has a function to acquire mass number data and calculate mass (gram) for each nuclide. Output from these applications can be used for computer code data input for neutronic calculations such as MCNP.

Keywords: Origen, text, nuclide identifier, grat, grams.

1. Pendahuluan

ORIGEN adalah perangkat lunak untuk perhitungan deplesi satu kelompok dan peluruhan radioaktif yang dikembangkan di Oak Ridge

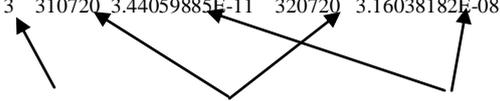
National Laboratory (ORNL). *ORIGEN* memperhitungkan berbagai sifat bahan nuklir (buildup, peluruhan dan pengolahan bahan radioaktif) [1].

ORIGEN menghasilkan file keluaran yang berbasis teks, file keluaran origen hanya berisi angka yang berupa data *nuclide identifier* dan grat. Nuklida keluaran ORIGEN terbagi atas 3 kelompok :

1. Produk aktivasi, kelompok ini terdiri dari hampir semua nuklida alami, produk tangkapan neutron, dan hasil peluruhan dari produk ini. Kelompok ini pada dasarnya digunakan untuk menjelaskan struktur material (misalnya, Zircaloy) dan pengotor bahan bakar.
2. Aktinida, terdiri dari isotop elemen Thorium (nomor atom 90) s.d Einsteinium (nomor atom 99) dan hasil peluruhannya, nuklida ini akan muncul dalam jumlah besar pada bahan bakar bekas.
3. Produk fisi, terdiri dari nuklida hasil dari reaksi fisi aktinida, beserta nuklida hasil peluruhan dan tangkapan neutron.

Ketiga kelompok nuklida tersebut di atas di cantumkan pada file keluaran ORIGEN pada kolom pertama atau kolom paling kiri, sebagai contoh bisa dilihat pada cuplikan file keluaran ORIGEN berikut ini:

1	10010	1.13796139E-22	20040	8.62991412E-18
1	140280	3.27569580E+00	140290	1.67004138E-01
1	140320	4.90301267E-13	150310	2.59052331E-06
1	150330	6.43810968E-23	160320	3.80828945E-11
2	20040	1.10031779E-08	812070	1.34794531E-22
2	822070	7.38940655E-19	822080	1.28905656E-16
2	822110	1.02300754E-21	822120	3.13544155E-18
2	832110	6.03602728E-23	832120	2.97417158E-19
2	962470	8.81930399E-24	162500	1.32779111E-16
3	10030	1.38794621E-05	30060	5.72369707E-08
3	40090	1.90617655E-09	40100	1.14370717E-08
3	300660	6.00579182E-15	290670	6.66402619E-23
3	300680	2.30108540E-21	310710	4.73483069E-13
3	310720	3.44059885E-11	320720	3.16038182E-08



Kelompok Nuclide Identifier Grat

Nuclide Identifier adalah bilangan enam digit yang secara unik memberikan identitas untuk nuklida tertentu. Identifikasi ini didefinisikan sebagai:

$$\text{NUCLID} = 10000 * Z + 10 * A + IS$$

dimana:

NUCLID=bilangan enam digit *nuclide identifier*.

Z = nomor atom untuk nuklida tertentu.

A = nomor masa untuk nuklida tertentu.

IS = indikator keadaan isomer

0 = ground state

1 = tereksitasi

Sebagai contoh untuk ^{137}Cs ($Z = 55$, $A = 137$) maka *nuclide identifier*-nya adalah 551370

Grat adalah singkatan dari gram atom merupakan hasil dari massa dibagi dengan nomor massa.

ORIGEN dapat digunakan untuk berbagai macam keperluan, diantaranya untuk perhitungan fraksi bakar, peluruhan radioaktif, perhitungan produk fisi. Untuk perhitungan fraksi bakar ORIGEN harus di kopel dengan MCNP, untuk dapat digunakan bersama MCNP maka harus dilakukan pengambilan data-data pada file keluaran ORIGEN yang berupa *nuclide identifier*, grat. pada setting input MCNP tertentu grat perlu dibuat menjadi gram sebelum digunakan. Jumlah data pada file keluaran ORIGEN dapat berkisar dari ratusan hingga ribuan data, hal ini tentu akan mempersulit kita bila ingin menggunakan seluruh data, dibutuhkan waktu yang cukup lama untuk mencuplik seluruh data tersebut, untuk mempermudah dan mempercepat pengambilan data *nuclide identifier*, grat dan perhitungan gram maka disusun aplikasi ini.

aplikasi ini dibuat menggunakan dengan bahasa pemrograman PHP. PHP merupakan singkatan dari PHP *Hypertext Preprocessor*. PHP merupakan bahasa berbentuk skrip yang ditempatkan dalam server dan diproses di server. Hasilnya dikirim ke klien tempat pemakai menggunakan *browser* [2].

2. Metodologi

File keluaran ORIGEN berbasis teks, berikut contoh cuplikan file keluaran ORIGEN:

```

1 10010 1.13796139E-22 20040 8.62991412E-18 130270 3.04852962E+01
0 0 0

1 140280 3.27569580E+00 140290 1.67004138E-01 140300 1.09730080E-
01 0 0 0

1 140320 4.90301267E-13 150310 2.59052331E-06 150320 1.32673542E-
11 0 0 0

1 150330 6.43810968E-23 160320 3.80828945E-11 160330 1.14097329E-
15 0 0 0

2 20040 1.10031779E-08 812070 1.34794531E-22 812080 5.41810531E-21
0 0 0

2 822070 7.38940655E-19 822080 1.28905656E-16 822090 5.12348055E-
23 0 0 0

2 822110 1.02300754E-21 822120 3.13544155E-18 832090 6.11653494E-
21 0 0 0

2 832110 6.03602728E-23 832120 2.97417158E-19 832130 1.18124695E-
23 0 0 0

2 842160 1.22795998E-23 862190 1.87031860E-24 862200 4.55163806E-
21 0 0 0

2 872210 1.24205597E-24 872230 2.00544645E-23 882230 4.66586838E-
19 0 0 0

2 882240 2.58842979E-17 882250 5.62705646E-21 882260 3.12632582E-
23 0 0 0

2 882280 4.46647945E-22 892250 3.72549223E-21 892270 7.63384844E-
16 0 0 0

2 902270 1.08080225E-18 902280 5.51994685E-15 902290 3.22554481E-
17 0 0 0

```

```

2 902300 4.91450501E-17 902310 3.78678556E-12 902320 9.57198973E-
11 00.0

2 902340 5.96313346E-11 912310 2.60670263E-10 912320 6.08996318E-
15 00.0

2 912330 2.24323110E-13 912341 2.01067876E-15 912340 8.98103211E-
16 00.0

2 922320 5.89649683E-12 922330 1.90019970E-13 922340 1.91038574E-
10 00.0

2 922350 9.15447235E-01 922360 2.14775577E-02 922370 1.20481275E-
06 00.0

2 922380 4.26562119E+00 922400 8.69411642E-15 932370 1.12133339E-
05 00.0

3 300660 6.00579182E-15 290670 6.66402619E-23 300670 4.48989046E-
18 00.0

3 300680 2.30108540E-21 310710 4.73483069E-13 300720 7.88862239E-
11 00.0

3 310720 3.44059885E-11 320720 3.16038182E-08 310730 1.86245176E-
20 00.0

3 320730 1.34277244E-07 320731 5.61826490E-25 320740 4.43124748E-
07 00.0

3 330750 1.42835313E-06 320760 4.56110274E-06 330760 3.36853809E-
13 00.0

3 340760 8.75133577E-10 320770 9.16932003E-13 330770 1.51627848E-
08 00.0

3 340770 1.04884230E-05 340771 4.71114728E-15 340780 2.12214763E-
05 00.0

3 340790 6.47276902E-05 350790 1.08036684E-10 340800 1.55664166E-
04 00.0

3 350800 2.99577349E-25 350801 4.26582096E-24 360800 8.68275674E-
10 00.0

3 350810 2.66802526E-04 360810 4.33615557E-12 340820 4.24476020E-
04 00.0

3 350820 2.88156665E-10 360820 2.47891847E-07 360830 6.61281927E-
04 00.0

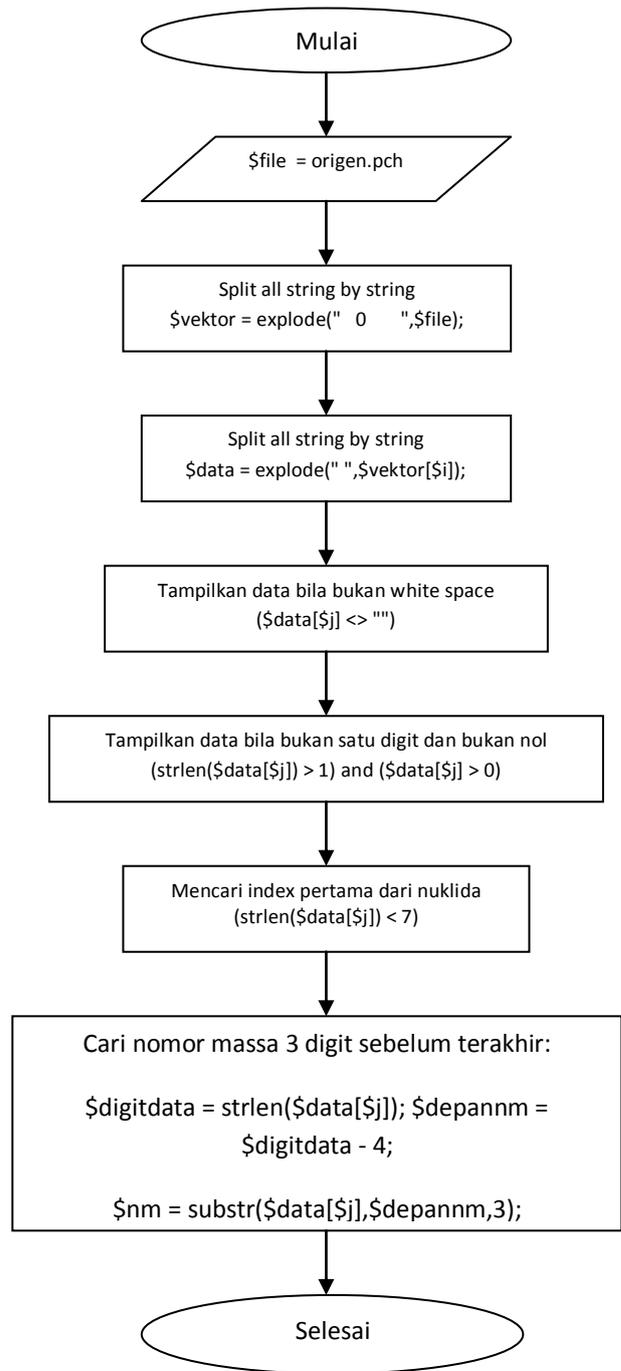
3 360840 1.31880597E-03 360850 3.41222156E-04 360851 2.46602939E-
17 00.0

3 370850 1.28085760E-03 360860 2.56744679E-03 370860 4.28590283E-
08 00.0

3 380860 1.20659692E-07 370870 3.29435640E-03 380870 2.75593903E-
09 00.0

3 360880 1.31171294E-23 370880 1.53071408E-24 380880
    
```

Berikut algoritma pemrograman yang digunakan dalam aplikasi ini:



Gambar 1. Algoritma Pemrograman

3. Hasil Dan Pembahasan

Pada perhitungan teras reaktor menggunakan ORIGEN-MCNP biasanya hanya beberapa nuklida hasil keluaran dari ORIGEN yang digunakan

sebagai input MCNP, beberapa nuklida penting tersebut adalah:

1. Isotop fisil: U-233, U-235, Pu-239, Pu-241.
2. Isotop penyerap kuat neutron: Xe-135, Sm-149.
3. Isotop fertil: U-234, Th-232, U-238, Pu-240

Dengan penggunaan aplikasi ini maka semua data nuklida pada file keluaran ORIGEN diambil untuk digunakan dalam input MCNP.

Gambar berikut memperlihatkan tampilan aplikasi ini (input):



Gambar 2. Tampilan Aplikasi (input)

Data *nuclide identifier* dan *grat* diperoleh dari file keluaran ORIGEN, sedangkan untuk memperoleh nomor massa diambil tiga digit angka sebelum angka terakhir dari *nuclide identifier*, agar lebih jelas silahkan lihat Tabel 1. Data massa (gram) diperoleh dari nomor massa dikalikan *grat*.

Tabel 1. Data hasil ekstraksi file keluaran ORIGEN

<i>Nuclide Identifier</i>	<i>Mass Number</i>	<i>grat</i>	<i>gram</i>
10010	1	1.13796139E-22	1.13796139E-22
20040	4	8.62991412E-18	3.45196565E-17
130270	27	3.04852962E+01	8.23102997E+02
140280	28	3.27569580E+00	9.17194824E+01
140290	29	1.67004138E-01	4.84312000E+00
140300	30	1.09730080E-01	3.29190240E+00
140320	32	4.90301267E-13	1.56896405E-11
150310	31	2.59052331E-06	8.03062226E-05
150320	32	1.32673542E-11	4.24555334E-10
150330	33	6.43810968E-23	2.12457619E-21
160320	32	3.80828945E-11	1.21865262E-09
160330	33	1.14097329E-15	3.76521186E-14
20040	4	1.10031779E-08	4.40127116E-08

<i>Nuclide Identifier</i>	<i>Mass Number</i>	<i>grat</i>	<i>gram</i>
812070	207	1.34794531E-22	2.79024679E-20
812080	208	5.41810531E-21	1.12696590E-18
822070	207	7.38940655E-19	1.52960716E-16
822080	208	1.28905656E-16	2.68123764E-14
822090	209	5.12348055E-23	1.07080743E-20
822110	211	1.02300754E-21	2.15854591E-19
822120	212	3.13544155E-18	6.64713609E-16
832090	209	6.11653494E-21	1.27835580E-18
832110	211	6.03602728E-23	1.27360176E-20
832120	212	2.97417158E-19	6.30524375E-17
832130	213	1.18124695E-23	2.51605600E-21
842160	216	1.22795998E-23	2.65239356E-21
862190	219	1.87031860E-24	4.09599773E-22
862200	220	4.55163806E-21	1.00136037E-18
872210	221	1.24205597E-24	2.74494369E-22
872230	223	2.00544645E-23	4.47214558E-21
882230	223	4.66586838E-19	1.04048865E-16
882240	224	2.58842979E-17	5.79808273E-15
882250	225	5.62705646E-21	1.26608770E-18
882260	226	3.12632582E-23	7.06549635E-21
882280	228	4.46647945E-22	1.01835731E-19
892250	225	3.72549223E-21	8.38235752E-19
892270	227	7.63384844E-16	1.73288360E-13
902270	227	1.08080225E-18	2.45342111E-16
902280	228	5.51994685E-15	1.25854788E-12
902290	229	3.22554481E-17	7.38649761E-15
902300	230	4.91450501E-17	1.13033615E-14
902310	231	3.78678556E-12	8.74747464E-10
902320	232	9.57198973E-11	2.22070162E-08

<i>Nuclide Identifier</i>	<i>Mass Number</i>	<i>grat</i>	<i>gram</i>
902340	234	5.96313346E-11	1.39537323E-08
912310	231	2.60670263E-10	6.02148308E-08
912320	232	6.08996318E-15	1.41287146E-12
912330	233	2.24323110E-13	5.22672846E-11
912341	234	2.01067876E-15	4.70498830E-13
912340	234	8.98103211E-16	2.10156151E-13
922320	232	5.89649683E-12	1.36798726E-09
922330	233	1.90019970E-13	4.42746530E-11
922340	234	1.91038574E-10	4.47030263E-08
922350	235	9.15447235E-01	2.15130100E+02
922360	236	2.14775577E-02	5.06870362E+00
922370	237	1.20481275E-06	2.85540622E-04
922380	238	4.26562119E+00	1.01521784E+03
922400	240	8.69411642E-15	2.08658794E-12
932370	237	1.12133339E-05	2.65756013E-03
932380	238	1.31482680E-09	3.12928778E-07
932390	239	1.29277578E-05	3.08973411E-03
932401	240	7.67188908E-17	1.84125338E-14
942380	238	1.18127765E-07	2.81144081E-05
942390	239	2.27477704E-03	5.43671713E-01
942400	240	6.68328212E-05	1.60398771E-02
942410	241	1.34238758E-06	3.23515407E-04
942420	242	2.79819705E-08	6.77163686E-06
942430	243	2.47423178E-23	6.01238323E-21
942440	244	1.08849314E-15	2.65592326E-13
942460	246	5.78898476E-24	1.42409025E-21
952410	241	5.13564569E-09	1.23769061E-06
952421	242	1.17107877E-11	2.83401062E-09
952420	242	5.14487600E-15	1.24505999E-12

<i>Nuclide Identifier</i>	<i>Mass Number</i>	<i>grat</i>	<i>gram</i>
952430	243	2.41183965E-11	5.86077035E-09
952440	244	1.48998553E-21	3.63556469E-19
962420	242	1.08604792E-10	2.62823597E-08
962430	243	6.60280953E-14	1.60448272E-11
962440	244	7.06571371E-14	1.72403415E-11
962450	245	2.93812502E-17	7.19840630E-15
962460	246	2.84916830E-19	7.00895402E-17
962470	247	8.81930399E-24	2.17836809E-21
162500	250	1.32779111E-16	3.31947778E-14

Untuk mengetahui validitas dari aplikasi ini dapat dapat dibandingkan hasil keluaran dari aplikasi ini, yang ditampilkan pada Tabel 1., dengan cuplikan file masukan yang berupa file keluaran ORIGEN berikut ini:

```

2 832110 6.03602728E-23 832120 2.97417158E-19 832130 1.18124695E-23
0 0 0

2 842160 1.22795998E-23 862190 1.87031860E-24 862200 4.55163806E-
21 0 0 0

2 872210 1.24205597E-24 872230 2.00544645E-23 882230 4.66586838E-
19 0 0 0

2 882240 2.58842979E-17 882250 5.62705646E-21 882260 3.12632582E-
23 0 0 0

2 882280 4.46647945E-22 892250 3.72549223E-21 892270 7.63384844E-
16 0 0 0

2 902270 1.08080225E-18 902280 5.51994685E-15 902290 3.22554481E-
17 0 0 0

2 902300 4.91450501E-17 902310 3.78678556E-12 902320 9.57198973E-
11 0 0 0

2 902340 5.96313346E-11 912310 2.60670263E-10 912320 6.08996318E-
15 0 0 0

2 912330 2.24323110E-13 912341 2.01067876E-15 912340 8.98103211E-
16 0 0 0

2 922320 5.89649683E-12 922330 1.90019970E-13 922340 1.91038574E-
10 0 0 0

2 922350 9.15447235E-01 922360 2.14775577E-02 922370 1.20481275E-
06 0 0 0

2 922380 4.26562119E+00 922400 8.69411642E-15 932370 1.12133339E-
05 0 0 0

2 942410 1.34238758E-06 942420 2.79819705E-08 942430 2.47423178E-
23 0 0 0

2 942440 1.08849314E-15 942460 5.78898476E-24 952410 5.13564569E-
09 0 0 0

1 10010 1.13796139E-22 20040 8.62991412E-18 130270 3.04852962E+01
0 0 0

1 140280 3.27569580E+00 140290 1.67004138E-01 140300 1.09730080E-
01 0 0 0

1 140320 4.90301267E-13 150310 2.59052331E-06 150320 1.32673542E-
11 0 0 0

1 150330 6.43810968E-23 160320 3.80828945E-11 160330 1.14097329E-
15 0 0 0

2 20040 1.10031779E-08 812070 1.34794531E-22 812080 5.41810531E-21
0 0 0

2 822070 7.38940655E-19 822080 1.28905656E-16 822090 5.12348055E-
23 0 0 0

2 822110 1.02300754E-21 822120 3.13544155E-18 832090 6.11653494E-
21 0 0 0

2 932380 1.31482680E-09 932390 1.29277578E-05 932401 7.67188908E-
17 0 0 0

2 942380 1.18127765E-07 942390 2.27477704E-03 942400 6.68328212E-
05 0 0 0
    
```

2 952421 1.17107877E-11 952420 5.14487600E-15 952430 2.41183965E-11 0.0

2 952440 1.48998553E-21 962420 1.08604792E-10 962430 6.60280953E-14 0.0

2 962440 7.06571371E-14 962450 2.93812502E-17 962460 2.84916830E-19 0.0

2 962470 8.81930399E-24 162500 1.32779111E-16

Dari perbandingan data masukan dan data keluaran dari aplikasi ini, dapat disimpulkan bahwa tidak terdapat kesalahan dalam pencuplikan data *nuclide identifier* dan *grat*, dan juga tidak terdapat kesalahan dalam konversi data nomor massa dan gram.

4. Kesimpulan

1. Aplikasi ini dapat digunakan untuk mengambil data *nuclide identifier* dan *grat* pada file keluaran ORIGEN.
2. Keluaran yang dihasilkan dari aplikasi ini sudah sesuai dengan data masukan yang berupa file keluaran ORIGEN.
3. Data-data *nuclide identifier* dan *grat* dapat digunakan untuk perhitungan gram yang selanjutnya dapat digunakan untuk data input MCNP untuk perhitungan neutronik teras reaktor nuklir.
4. Masih diperlukan

pengembangan aplikasi ini agar output yang diperoleh dapat digunakan untuk input MCNP secara langsung.

5. Daftar Pustaka

- [1] Croff, A. G. (1980), RSICC Computer Code Collection Origen 2.2 Isotope Generation And Depletion Code, los alamos national laboratory, Tennessee.
- [2] Kadir, Abdul (2008), Dasar Pemrograman Web Dinamsi menggunakan PHP, Penerbit Andi Yogyakarta.
- [3] Wibowo, Eko Suprpto (2002), "CD Kumpulan Source Code Berbagai Aplikasi Dasar Pemrograman", Yogyakarta,.
- [4] php.net
- [5] <http://notepad-plus.sourceforge.net/>
- [6] www.apachefriends.org/en/xampp-windows.html

Tanya Jawab

1. Astu

Apa itu Origen dan hubungannya dengan Grat?

Jawaban:

Origen adalah aplikasi untuk perhitungan deplesi satu kelompok dan peluruhan radioaktif, Grat adalah singkatan dari gram atom. Grat sama dengan massa (gram) dibagi nomer massa.

2. Djarwanti

Apakah aplikasi untuk program ini dapat digunakan untuk menentukan peluruhan spentfuel?

Jawaban:

Tidak, program ini hanya digunakan untuk mencuplik data dari file keluaran origen (origen.pch), tetapi origen dapat digunakan untuk menentukan peluruhan spentfuel

3. Made Yuni

Bahasa pemrograman Origen menggunakan apa?

Jawaban:

Origen dibuat menggunakan bahasa pemrograman fortran.

TERMOHIDROLIK USULAN MODIFIKASI REAKTOR NUKLIR TRIGA 2000 BANDUNG DENGAN BAHAN BAKAR JENIS PELAT

Gede Ardana Mandala¹, Sihana², Andang Widi Harto²

¹BAPETEN

²Jurusan Teknik Fisika, Fak. Teknik, Univ. Gadjah Mada

ABSTRAK

SIMULASI MODIFIKASI REAKTOR NUKLIR TRIGA 2000 BANDUNG DENGAN BAHAN BAKAR JENIS PELAT. Latar belakang penelitian ini adalah situasi bahan bakar nuklir (BBN) di TRIGA 2000 Bandung akan habis. Sementara itu, PT. Batan Teknologi telah terbukti mampu memproduksi BBN reaktor penelitian tipe pelat untuk Reaktor Serba Guna G.A. Siwabessy (RSG-GAS). Penelitian ini ditujukan untuk mendapatkan parameter keselamatan atas dasar evaluasi desain hasil modifikasi teras reaktor TRIGA 2000 dengan BBN berbentuk pelat. Metode penelitian berupa simulasi menggunakan software Standard Reactor Analysis Code (SRAC) untuk mendapatkan parameter neutronik dan EUREKA untuk analisis termohidrolik. Ukuran teras dibuat tetap, reflektor (grafit) tidak diganti, bahan bakar berbentuk pelat, komposisi UMo kerapatan 9,45 gram $U.cm^{-3}$, batang kendali boron karbida (B_4C), daya 2 MWth, pembuangan panas secara konveksi alami. Hasil penelitian menyatakan, pembuangan panas dengan konveksi paksa, faktor puncak daya radial 1,68, faktor puncak daya aksial 1,32, pembangkitan daya linear maksimum 167,615 watt/cm, suhu maksimal bahan bakar 90 °C, kenaikan suhu sepanjang kanal panas < 10 °C, penurunan tekanan di kanal pendingin 1,79 kN/m^2 , Departure from Nucleate Boiling Ratio (DNBR) > 1,38.

Kata kunci: TRIGA, SRAC, UMo

ABSTRACT

SIMULATION OF MODIFICATION TRIGA 2000 NUCLEAR REACTOR IN BANDUNG USING PLATE TYPE FUEL. Background of this research is Uranium-235 inventory in nuclear fuel at TRIGA 2000 Bandung will reach its usage limit. Meanwhile, PT. Batan Teknologi is able to produce plate type fuel for Multi Purpose Reactor G.A. Siwabessy. Aims of the research are computing safety parameter based on design evaluation of modified reactor core in TRIGA 2000 using plate type fuel. Method of the research are simulation using Standard Reactor Analysis Code (SRAC) to obtain the neutronic parameter and EUREKA for thermohydraulics analysis. Core dimension does not change, using previous reflector (graphite), plate fuel type, meat composition UMo 9.45 g $U.cm^{-3}$, control rod boron carbida (B_4C), operating power 2 MWth, using natural convection. Result of the research show that heat removal using forced convection, radial power peaking factor 1.68, axial power peaking factor 1.32, maximum linear power generation 167.615 watt/cm, fuel center line temperature 90 °C, temperature rise along hot channel < 10 °C, pressure drop along hot channel 1.79 kN/m^2 , Departure from Nucleate Boiling Ratio (DNBR) > 1.38.

Keywords: TRIGA, SRAC, UMo

1. Pendahuluan

Latar belakang dari penelitian ini adalah jika bahan bakar TRIGA 2000 Bandung habis, maka diusulkan dalam penelitian ini untuk menggunakan bahan bakar produksi dalam negeri.

Keaslian penelitian ini adalah mengkaji penggunaan bahan bakar berbentuk pelat dengan komposisi U7%Mo sebagai bahan bakar TRIGA 2000.

Identifikasi masalah sehubungan dengan usulan modifikasi, yaitu: (1) besarnya daya reaktor, jika bahan bakar nuklir berbentuk pelat dan tingkat muat 5,2 gram U/cm³; (2) kapabilitas pembuangan panas yang dihasilkan dengan metode konveksi alami; (3) kapabilitas pengkayaan Uranium 19,75 % untuk memberikan reaktivitas lebih 7,1 %.

Batasan masalah dalam penelitian ini, yaitu: (1) perhitungan termohidrolik sederhana model titik; (2) kondisi operasi reaktor *steady* dan *transient*.

Manfaat penelitian ini yaitu: (1) reaktor penelitian di Indonesia dapat menggunakan bahan bakar produksi dalam negeri; (2) metode perhitungan termohidrolik dapat digunakan untuk pengawasan di bidang pembangkit listrik tenaga nuklir.

Tujuan penelitian ini yaitu: (1) menghitung parameter kelayakan termohidrolik, faktor puncak daya radial dan aksial; (2) menghitung distribusi suhu di kanal panas; (3) menghitung tingkat daya reaktor untuk modus kerja konveksi alami dan paksa, sehingga memenuhi kelayakan termohidrolik yaitu fluks panas kritis masih dalam batas aman. Dengan daya yang lebih besar, maka reaktor TRIGA 2000 Bandung makin mampu menjadi cadangan untuk Reaktor Serba Guna Siwabessy (RSG-GAS) di Serpong, Jakarta [1].

2. Tatakerja (Bahan dan Metode)

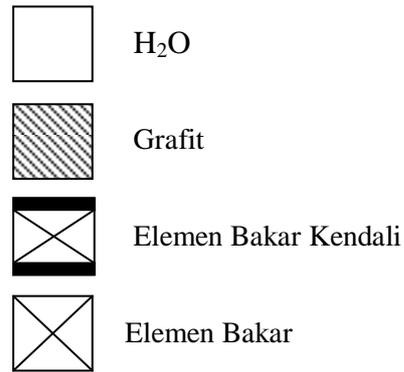
Modifikasi di teras TRIGA 2000 diusahakan seminimal mungkin. Dengan diameter teras 53 cm, dan ukuran bundel bahan bakar pelat 8,1 cm, maka diameter teras dibagi menjadi $53 \text{ cm} / 8,1 \text{ cm} = \text{enam satuan}$. Karena penampang teras berbentuk lingkaran, dan di pusat teras tetap menyediakan empat posisi kosong, maka jumlah bahan bakar yang mungkin dimasukkan ke teras menjadi 20 buah, sebagaimana tampak pada Gambar 1.

Setelah dihitung dengan *software* CITATION dari SRAC, jika kemudian teras tidak dapat mempunyai reaktivitas lebih 1,071, maka akan ada dua pilihan: (1) mengganti bahan reflektor dari

Grafit ke Beryllium; (2) jika penggantian bahan reflektor tetap tidak menghasilkan reaktivitas lebih 1,071, maka ukuran teras harus diperbesar, misal diameter dijadikan cukup untuk menampung delapan satuan. Maka akan didapatkan teras yang sangat mirip dengan RSG-GAS.

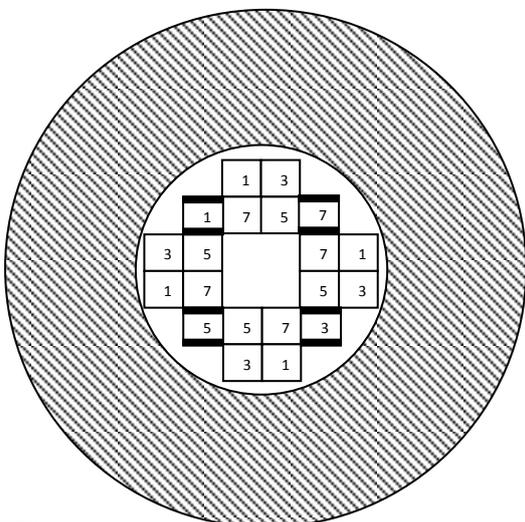
Dari dari perhitungan CITATION juga didapatkan faktor puncak daya radial dan aksial, posisi kanal panas. Kemudian dilakukan perhitungan distribusi suhu dan tekanan untuk keadaan *steady*.

Pemodelan termohidrolik teras dilakukan dengan *software* EUREKA dengan input sesuai parameter teras hasil pemodelan neutronik dan menggunakan input keadaan *steady* yang telah diperoleh. Analisis DNBR digunakan sebagai dasar apakah dari aspek termohidrolik, reaktor mampu dioperasikan hingga 2 MWth.



Gambar 1. Konfigurasi teras dengan empat posisi batang kendali.

EUREKA adalah *software* yang mampu menghitung secara simultan fenomena termal, hidrolik dan kinetika teras model titik, serta menghitung respon *transient* reaktor sebagai akibat dari penyisipan reaktivitas. Karena perhitungan dilakukan secara numerik yang menggunakan komputer, maka teras dibagi menjadi beberapa elemen volume (*region*). Masing-masing *region* mempunyai parameter berupa daya yang dibangkitkan, laju aliran pendingin dan parameter hidrolik. EUREKA juga menghitung pengaruh *feedback* Doppler, *void*, suhu moderator dan pengaruh pemuaihan bahan bakar. Semua parameter di tiap *region* dihitung secara berurutan, dengan menggunakan *software* yang masih menjadi bagian dari EUREKA, yaitu DISSUE, ICETEA, PREDISCO, dan RUN.



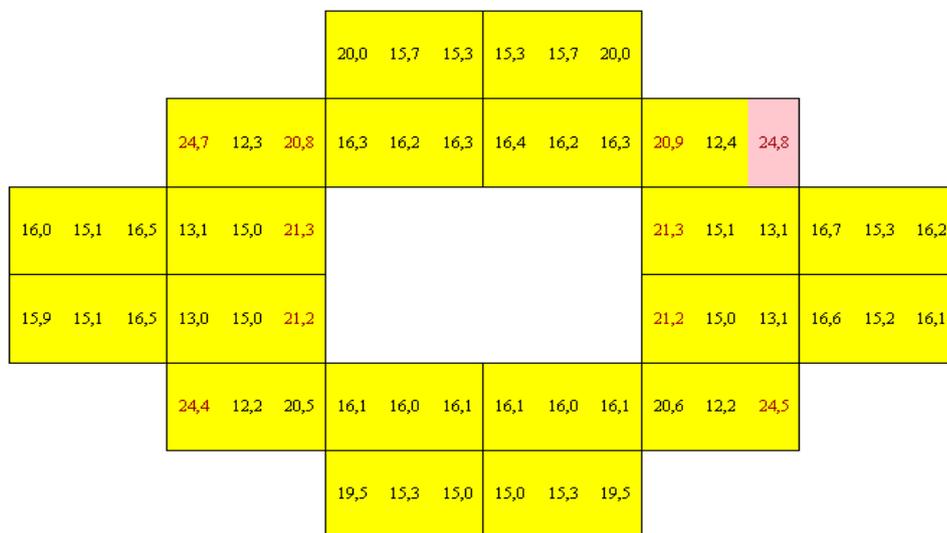
Hasil perhitungan neutronik menghasilkan FPD radial pada tiap bundel bahan bakar. Kemudian, bundel-bundel bahan bakar dikelompokkan, dengan ketentuan: (1) bahan bakar dengan pembangkitan panas terbesar didefinisikan sebagai kanal (*channel*) nomor satu; (2) bundel bahan bakar yang berisi batang kendali didefinisikan sebagai kanal nomor lima; (3) bundel-bundel yang lain diurutkan menurut FPD, kemudian dibagi menurut angka FPD dari terbesar ke terkecil, menjadi tiga himpunan, dengan jumlah anggota tiap himpunan sama atau hampir sama, yang kemudian didefinisikan sebagai kanal nomor dua, tiga dan empat [3].

3. Hasil dan Pembahasan

3.1. Kanal Panas, Rata-rata dan Dingin

Pembahasan difokuskan pada aspek termohidrolik. Pada reaktor TRIGA 2000, panas yang dihasilkan teras dipompa dari atas teras, kemudian dialirkan melalui pipa yang dilengkapi *flow meter*, setelah itu terjadi perpindahan panas di penukar panas, sehingga panas akan bergerak di pipa kalang sekunder, akhirnya panas akan dibuang ke menara pendingin.

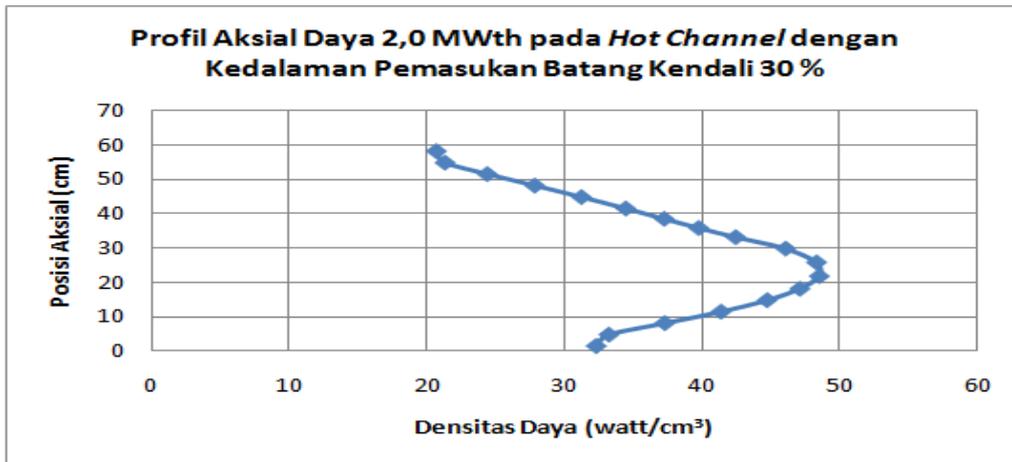
Dari hasil perhitungan *software CITATION*, didapatkan $q''(x, y)$ pada *mid plane* teras, seperti tampak pada Gambar 2. Maka akan terlihat posisi kanal panas (*hot channel*).



Gambar 2. Ke-tidak-merata-an $q''(x, y)$ pada *mid plane* teras

Profil daya pada *hot channel* menurut arah aksial tampak pada Gambar 3. Penyebab dari profil daya yang tidak simetri adalah karena adanya batang kendali. Pemasukan batang kendali sejauh 17,3954 cm, akan menghasilkan

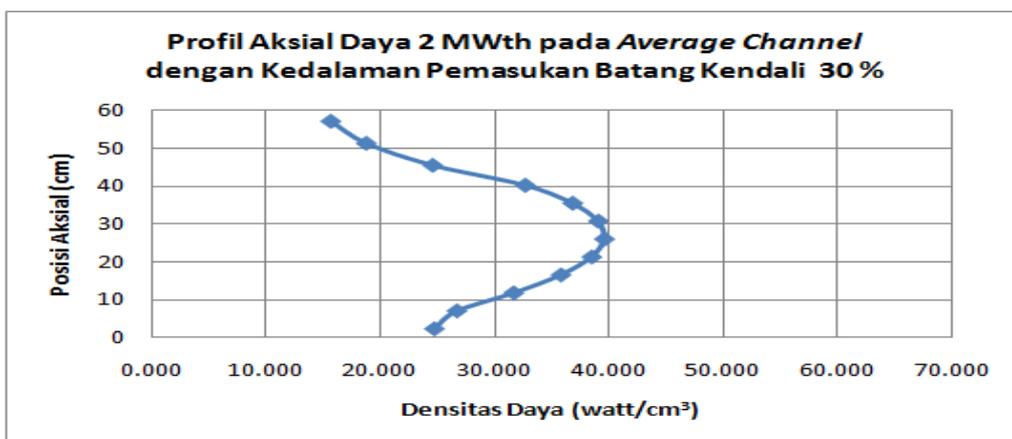
k_{eff} sebesar 1,065 untuk kompensasi *power defect*, Xenon dan modus konservatif, yang masing-masing sebesar 3,43\$, 3,79\$, 1\$, atau total 8,22\$.



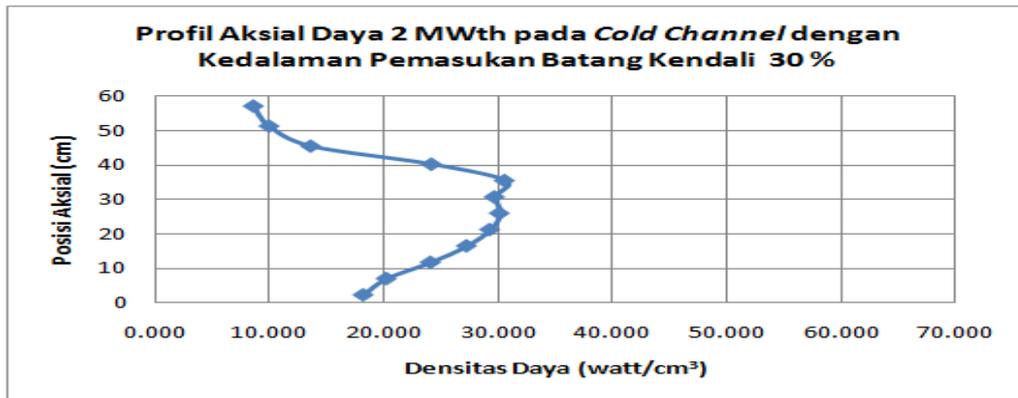
Gambar 3. Profil aksial daya 2,0 MWth pada *hot channel*.

Kemudian 8,22\$ dikalikan dengan fraksi neutron kasip, yang untuk teras ini besarnya 0,0078. Jadi $8,22\$ \times 0,0078 \approx 0,065$. Sedangkan profil daya

untuk kanal rata-rata dan kanal dingin, masing-masing tampak pada Gambar 4 dan Gambar 5.



Gambar 4. Profil aksial daya 2 MWth pada *average channel*.



Gambar 5. Profil aksial daya 2,0 MWth pada *cold channel*.

Bentuk puncak dari profil daya di *cold channel* berbeda dengan profil daya di *hot channel* karena *cold channel* berada di perangkat bahan bakar yang memiliki batang kendali. Jika batang kendali sebagian diangkat, maka ruang kosong yang berisi air akan menjadi sumber neutron lokal dengan densitas yang relatif lebih tinggi dari sekitarnya.

Jika di dalam perhitungan tingkat sel, perangkat bahan bakar tidak dihomogenkan, maka di perhitungan tingkat teras, sumber neutron lokal ini akan menghasilkan fluks yang tidak konvergen.

3.2. Faktor Puncak Daya Radial dan Aksial

Profil daya di teras dinyatakan dalam angka Faktor Puncak Daya (FPD). Secara radial, menurut pengalaman di RSG-GAS, dipilih FPD

sebesar 1,48. Tabel 1. memperlihatkan perbandingan FPD antara di RSG-GAS dan usulan modifikasi TRIGA 2000.

FPD pada usulan modifikasi cenderung lebih besar dari RSG-GAS. Hal ini terjadi karena ukuran teras yang lebih kecil. Dengan mengatur kedalaman pemasukan batang kendali, maka target FPD arah radial 1,48 bisa dicapai. Untuk memperkecil FPD, ada dua cara yaitu menggunakan teras yang lebih besar seperti di RSG-GAS, atau memperkecil perangkat bahan bakar. Jadi, ukuran perangkat bahan bakar menjadi kira-kira akan menjadi setengah dari ukuran perangkat bahan bakar yang dipakai di RSG-GAS. Tapi, teras dengan ukuran perangkat bahan bakar yang lebih kecil tidak akan dibahas di penelitian ini.

Jika teras aktif diperbesar, maka akan ada penggantian reflektor dan penyesuaian di *beam port*. Untuk *beam port* radial tidak akan terpengaruh.

Beam port tangensial akan menjadi berubah dari tangensial ke cenderung radial.

Tabel 1. Perbandingan Faktor Puncak Daya Radial Antara Teras RSG-GAS dan Usulan Modifikasi TRIGA 2000.

Nomor	Situasi	RSG-GAS	TRIGA 2000	Kondisi
1.	Faktor kanal-EB yang dihasilkan akibat 8 batang kendali yang ditempatkan sebagai <i>bank</i> , bila kedalaman pemasukan <i>bank</i> bervariasi antara 0 cm dan 40 cm.	1,18 – 1,32	1,31 – 1,45	Normal
2.	Apabila batang pengatur hampir ditarik penuh sedangkan kedalaman pemasukan batang kendali <i>bank</i> bervariasi antara 20 cm dan 42 cm	1,16 – 1,48	1,45 – 1,68	
3.	Pada kasus yang berlawanan yaitu pemasukan penuh batang pengatur, untuk kedalaman pemasukan batang kendali <i>bank</i> antara 0 cm dan 60 cm.	1,29 – 1,52	1,50 – 1,53	
4.	Apabila batang pengatur ditarik sepenuhnya dan batang kendali bank dimasukkan penuh.	1,79	1,89	Abnormal
5.	Satu batang dari batang kendali <i>bank</i> dimasukkan sepenuhnya di samping posisi batang pengatur yang ditarik hampir penuh di atas batang kendali <i>bank</i> . Variasi kedalaman pemasukan batang kendali <i>bank</i> dari 0 cm ke 40 cm.	1,34 – 1,48	1,50 – 1,70	
6.	Satu diantara batang kendali <i>bank</i> ditarik sepenuhnya di samping posisi batang pengatur yang ditarik hampir penuh. Penyelidikan situasi dimana batang kendali yang keduanya ditarik penuh, pada waktu mengubah kedalaman pemasukan batang kendali <i>bank</i> lainnya dari 0 cm ke 60 cm. DAN juga dihitung pada saat posisi batang kendali <i>bank</i> lainnya 46 cm.	1,18 – 2,00 DAN 1,80	1,38 – 1,73 DAN 1,67	

3.3. Distribusi Suhu pada Kanal Panas

Kanal panas terletak di bahan bakar tanpa batang kendali. Sedangkan aliran

panas ke pendingin per mm panjang bahan bakar:

$$q'(z) = n \left(q'''(x, y, z) \right) * \left(\frac{1}{3} * 8,1 * 6,275 \right)$$

$$q'(z) = \left(\frac{1}{7} \right) (62,95647) * \left(\frac{1}{3} * 8,1 * 6,275 \right) = 152,377 \frac{\text{watt}}{\text{cm}} = 15,2377 \text{ watt/mm}$$

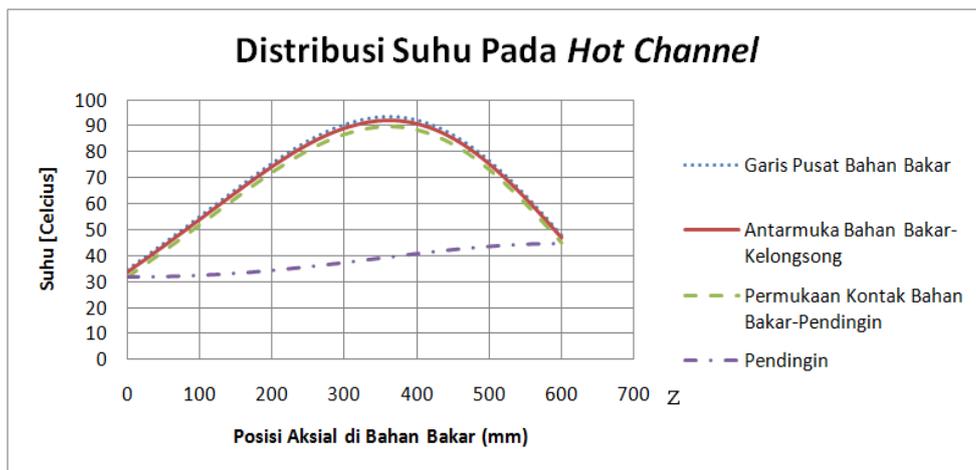
Sedangkan untuk 110 % dari daya 2,0 MWth, yaitu 2,2 MWth, aliran panas ke

pendingin per mm panjang bahan bakar:

$$q'(z) = \left(\frac{1}{7}\right) (69,25211) * \left(\frac{1}{3} * 8,1 * 6,275\right) = 167,615 \frac{\text{watt}}{\text{cm}} = 16,7615 \text{ watt/mm}$$

Mirip dengan peristiwa penyepuhan logam, kalau fluks neutron itu kecil, yang analog dengan arus listrik kecil, maka pekerjaan penyinaran suatu benda dengan berkas neutron akan memakan waktu lebih lama. Hasil perhitungan CITATION sesungguhnya bersifat

stepwise. Kemudian, dengan deret Fourier, fluks panas direkonstruksi, sehingga didapatkan profil panas berbentuk sinusoidal yang kontinyu. Pada Gambar 6 tampak distribusi suhu menurut arah aksial pada kanal panas.

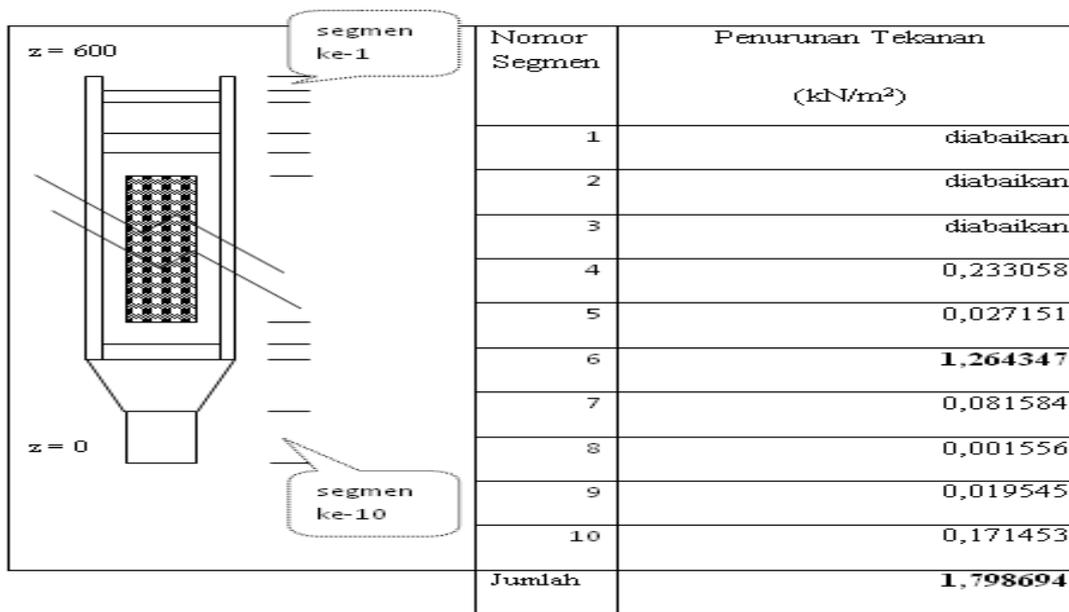


Gambar 6. Grafik distribusi suhu arah aksial untuk aliran konveksi paksa, dengan z = 0 dimulai dari atas teras

Terlihat reaktor beroperasi dengan suhu di bawah 450 °C. Tiga suhu yang hampir sama, yaitu garis pusat bahan bakar, antarmuka bahan bakar-kelongsong, permukaan kontak bahan bakar-pendingin. Maka pada grafik

yang terlihat hanya suhu permukaan kontak kelongsong dan pendingin. Hal ini menunjukkan, bahwa panas berhasil disalurkan dengan baik oleh bahan bakar itu sendiri dan juga oleh kelongsong.

Tabel 2. Penurunan/Kenaikan Tekanan



Panas yang diharus dibuang masih kecil, karena daya reaktor hanya 2,2 MWth. Kenaikan suhu pendingin di bawah 10 °C berarti dari aspek termohidrolik, reaktor masih dalam batas aman.

Sedangkan rekapitulasi penurunan tekanan ada di Tabel 2. Terlihat, segmen terbesar penyumbang penurunan tekanan adalah kanal pendingin. Lubang transisi, dan pengait

mempunyai pengaruh yang kecil terhadap penurunan tekanan.

3.4. DNBR

Pengambilan panas mula-mula disimulasikan dengan konveksi alami. Didapatkan hasil, saat daya reaktor 400 kWth, suhu maksimal di garis pusat bahan bakar 70 °C, DNBR > 1,38. Selengkapnya tampak pada Gambar 7.

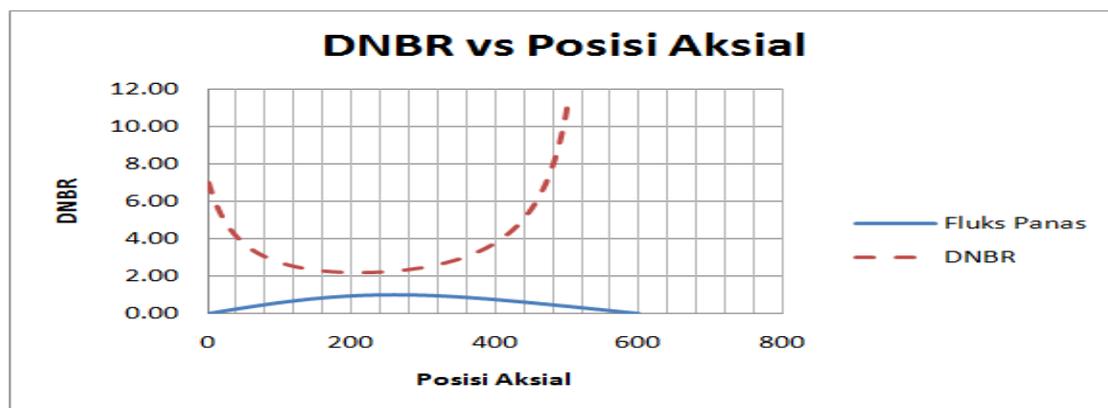


Gambar 7. Distribusi suhu di kanal panas, pengambilan panas dengan konveksi alami

Dengan daya hanya 400 kWth, fluks neutron termal yang dihasilkan akan lebih rendah dari pada daya reaktor 2 MWth. Untuk itu, pengambilan panas diubah dari konveksi alami menjadi konveksi paksa.

Dari hasil perhitungan untuk konveksi paksa, fluks panas di tiap titik

menurut arah aksial pada kanal panas dinormalisasi, sedangkan angka sebenarnya adalah 26.981,54 watt/cm². Fluks panas kritis konstan. Didapatkan DNBR minimum lebih besar dari 1,38, dengan demikian tidak akan terjadi *burnout*. Selengkapnya tampak pada Gambar 8.



Gambar 8. DNBR di kanal panas, pengambilan panas dengan konveksi paksa

Jika ukuran reaktor itu besar, maka daya per cm³ di tiap titik akan menjadi lebih kecil. Ini akan memudahkan proses pengambilan panas. Penelitian terhadap fluks panas kritis sudah banyak dilakukan, bertujuan untuk mendapatkan pemahaman yang lebih baik untuk sebuah situasi. Tentu saja diharapkan fluks panas kritis yang diinginkan diharapkan makin besar.

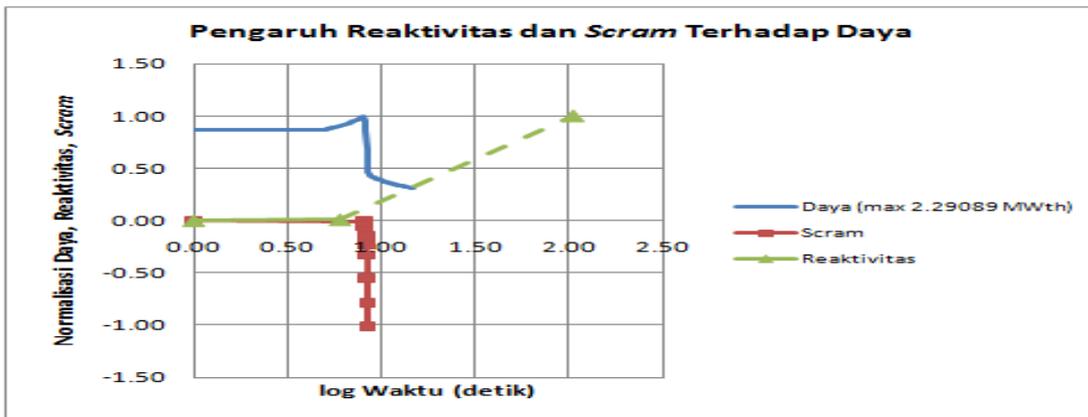
Dengan mengingat kronologi peristiwa sebelum *burnout*, yaitu: pembentukan gelembung, gelembung

lepas dari permukaan, pendidihan inti, pendidihan curah, pendidihan film, *burnout*, maka di RSG GAS reaktor dioperasikan sampai kondisi “gelembung lepas dari permukaan”. Jadi pada prakteknya, pendingin hanya ada dalam keadaan satu fase. Jadi, dari aspek termohidrolik, usulan modifikasi layak untuk dipertimbangkan.

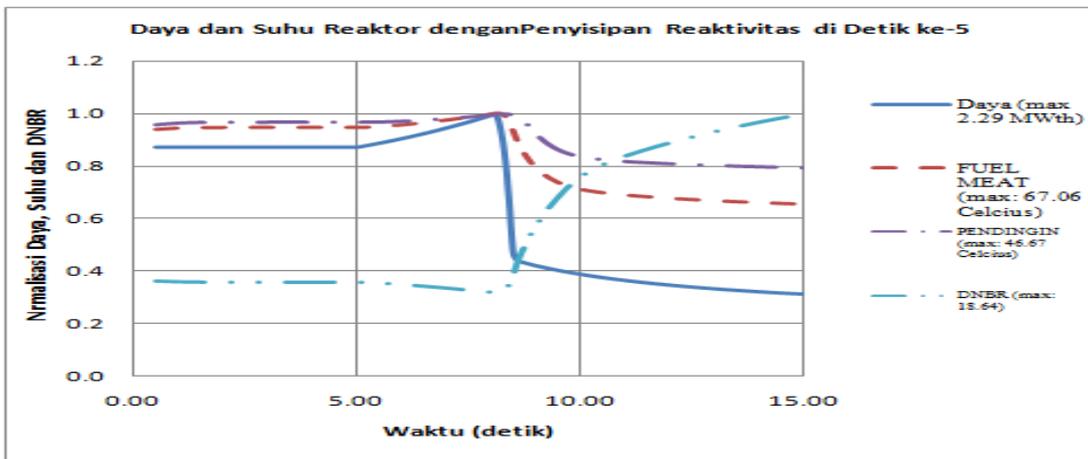
3.5. Penyisipan Reaktivitas Pada Daya 2 MWth

Diasumsikan mula-mula reaktor dalam keadaan *steady*. Setelah itu, pada detik ke-5 disisipkan reaktivitas dengan bentuk *ramp*. Hal ini menyebabkan daya reaktor membesar sampai 114 % pada detik ke-8,1. Kemudian reaktor *scram*. Perilaku ini tampak pada Gambar 9.

Pengaruh dari kenaikan daya reaktor sampai 114 % terhadap suhu bahan bakar, suhu pendingin dan DNBR tampak pada Gambar 10. Dengan mengamati angka DNBR minimum sebesar 5,96, maka dapat disimpulkan reaktor masih dalam keadaan aman.



Gambar 9. Pengaruh penyisipan reaktivitas, *scram* terhadap daya



Gambar 10. Suhu *meat* bahan bakar, pendingin dan DNBR pada daya 114 % dari 2 MWth

4. Kesimpulan

1. Faktor puncak daya radial 1,68, faktor puncak daya aksial 1,32.

2. Pembangkitan daya linear maksimum 167,615 watt/cm, suhu maksimal bahan bakar 90 °C,

penurunan tekanan di kanal pendingin $1,79 \text{ kN/m}^2$.

3. DNBR $> 1,38$, pengambilan panas dengan konveksi paksa.

5. Daftar Pustaka

[1] Harto, A. W., Konsep Moderator Ganda Untuk Menyederhanakan Pengendalian Daya dan Mencapai Umpan Balik Negatif Pada Reaktor Nuklir Tipe PHWR-CANDU, Yogyakarta (2005).

[2] Kamajaya K., The Current Status of Bandung TRIGA Mark II Reactor-Indonesia, Center fo Research and Development of Nuclear Techniques, National Nuclear [6] of Technology, Austria (2007).

Energy Agency, Bandung, Indonesia (2001).

[3] Kaminaga M., Preliminary Reactivity Insertion Accidents Analysis of The Multi-purpose Research Reactor RSG-GA. Siwabessy Using EUREKA-2 Code, Japan (1991).

[4] Ravnik M., TRIGA Reactor Power Upgrading Analysis, 2nd Regional Meeting; Nuclear Energy in Central Europe, Slovenia (1995).

[5] Villa M., The TRIGA Mark-II Reactor, Vienna University

Tanya Jawab

1. Azis

Bagaimana cara perhitungan perpindahanpanas untuk modifikasi ini ?

Jawab: Perhitungan perpindahanp panas dengan software yang dibuat dengan Pascal. Referensi dari Duederstadt (1976) dan El-wakil (1966)

2. Dedi sunaryadi

Apakah dari aspek netronik reaktor bisa kritis ?

Jawaban: Bisa kritis dengan tingkat muat $5,2 \text{ gr/cm}^3$, tanpa centra irradiation position (CIP)

3. Djarwanti

Apakah UMO sudah biasa mengisi bahan bakar ?

Jawaban: Belum, karena bahan bakar dengan komposisi UMO masih dalam tahap penelitian

KAJIAN BAHAYA TSUNAMI DALAM EVALUASI TAPAK PLTN SESUAI DENGAN DS 417

Akhmad Khusyairi

Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir
BAPETEN

ABSTRAK

KAJIAN BAHAYA TSUNAMI DALAM EVALUASI TAPAK PLTN SESUAI DENGAN DS 417. Dalam tahap evaluasi tapak PLTN, harus dilakukan evaluasi bahaya tsunami. Perubahan iklim global, khususnya fenomena meteorologi dan hidrologi ekstrim, berdampak pada struktur, sistem dan komponen penting yang terkait dengan keselamatan. Oleh karena itu IAEA melakukan upaya untuk merevisi IAEA safety standard series NS-G 3.4, Meteorological Events in Site Evaluation for Nuclear Power Plants dan IAEA safety standard series NS-G 3.5 Flood Hazard For Nuclear Power Plants On Coastal And River Sites, guna memberikan perlindungan terhadap keselamatan masyarakat dan lingkungan akibat pengoperasian PLTN. Metode yang digunakan dalam melakukan evaluasi bahaya tsunami yaitu metode probabilistic dan metode deterministik. Dalam evaluasi bahaya tsunami, harus diperoleh beberapa informasi dan data yang diperlukan guna menentukan dasar desain tsunami untuk desain PLTN, khususnya yang terkait dengan desain sistem pendingin..Disamping itu juga harus dilakukan evaluasi terjadinya kejadian fenomena meteorologi yang bersamaan ataupun simultan dengan kejadian tsunami sehingga memberikan efek terparah pada tapak. Dengan demikian maka dapat direncanakan upaya perlindungan tapak tsunami ekstrim yang mungkin terjadi.

Kata kunci : tsunami, PLTN, tapak, evaluasi

ABSTRACT

TSUNAMI HAZARD ASSESSMENT ON NUCLEAR POWER PLANT SITE EVALUATION ACCORDANCE ON DS 417. Nuclear power plant site evaluation should conduct the hazard evaluation on tsunami. Global climate changes and particularly extreme meteorology and hydrology phenomena have an impact on the structure, systems and important components related to safety. Therefore, IAEA makes efforts to revise the IAEA Safety Standard Series NS-G 3.4, Meteorological Events in Site Evaluation for Nuclear Power Plants and IAEA safety standard series NS-G 3.5 Flood Hazard For Nuclear Power Plants On Coastal And River Sites, in order to provide protection against the public and the environment safety due to operation of nuclear power plants. There are two methods used in assessing tsunami hazard, probabilistic and deterministic methods. In the tsunami hazard assessment, some necessary information and data should be obtained to determine the basic design of tsunami hazard during designing nuclear power plants, especially the cooling system design. Flooding caused tsunami must be evaluated to determine the site protection system. Furthermore, There must be an evaluation on either coincident event or meteorological simultaneously tsunami event that caused the worst effect on the site. Therefore, the protection of the site from extreme tsunami can be planned.

Keyword: tsunami, NPP, site, evaluation

1. Pendahuluan

1.1 Latar Belakang

Tsunami merupakan salah satu fenomena alam yang mempunyai dampak signifikan terhadap keselamatan pengoperasian PLTN. Tsunami dapat terjadi akibat dari terjadinya perubahan dasar laut secara tiba-tiba yang diakibatkan oleh seismic maupun aktivitas vulkanik. Disamping itu beberapa kondisi meteorology seperti badai tropis, dapat menyebabkan gelombang badai yang disebut sebagai meteotsunami yang ketinggiannya beberapa meter di atas gelombang laut normal. Ketika badai ini mencapai daratan, bentuknya bisa menyerupai tsunami, meski sebenarnya bukan tsunami. Gelombangnya bisa menggenangi daratan. Gelombang badai ini pernah menggenangi Burma (Myanmar) pada Mei 2008.

IAEA yang merupakan organisasi internasional yang banyak membidani berbagai standar keselamatan pengoperasian instalasi nuklir, mencoba melakukan revisi terhadap NS-G 3.4 yang dianggap sudah tidak relevan lagi digunakan saat ini. *IAEA Safety Guide NS-G 3.4* tidak mempertimbangkan fenomena meteorology ekstrim dalam kajian evaluasi tapak instalasi nuklir dan dampaknya pada keselamatan

(IAEA, 2003). Dalam rencana revisi ini telah memperhitungkan efek penurunan level air, sebelum terjadi tsunami, pada sistem pendingin PLTN.

1.2 Masalah

Pada *Safety Guide NS-G 3.4* dan *NS-G 3.5*, telah diatur tentang beberapa fenomena meteorology ekstrim, salah satu diantanya adalah tsunami akibat fenomena meteorology, namun tidak dipertimbangkan pengaruhnya terhadap sistem pendingin PLTN. Keselamatan sistem pendingin dalam sebuah instalasi nuklir memegang peranan penting dalam keselamatan pengoperasian PLTN secara keseluruhan. Untuk memberikan perlindungan terhadap masyarakat akibat potensi dampak radiologi yang mungkin terjadi akibat pengoperasian PLTN, maka diperlukan parameter-parameter fenomena meteorology yang harus dipertimbangkan dalam evaluasi tapak PLTN terkait dengan fenomena meteorology.

1.3 Tujuan

Memberikan panduan dalam melakukan kajian bahaya tsunami yang berpengaruh pada keselamatan pengoperasian instalasi nuklir, menentukan dasar desain, serta

menentukan upaya perlindungan tapak (IAEA, 2009).

1.4 Lingkup Masalah

Memberikan panduan dalam melakukan kajian bahaya tsunami yang berpengaruh pada keselamatan pengoperasian instalasi nuklir, menentukan dasar desain, serta menentukan upaya perlindungan tapak.

2. Bahan Kajian

2.1 Bahaya-Bahaya Meteorologi

Berbahaya

Beberapa parameter meteorology berpengaruh dalam keselamatan pengoperasian instalasi nuklir, khususnya PLTN, oleh karena itu pada tahap evaluasi tapak PLTN harus dikaji parameter-parameter meteorology yang berpengaruh pada PLTN. Parameter meteorologi yang harus dikaji dalam evaluasi tapak PLTN diantaranya adalah suhu udara, kecepatan angin, curah hujan, dan salju. Sedangkan fenomena meteorologi berbahaya yang harus dipertimbangkan dalam evaluasi tapak adalah; petir, siklon/badai tropis, typhoon dan hurricane, topan dan tornado, serta waterspouts. Sedangkan potensi fenomena lain yang mungkin terjadi yang harus diperhitungkan adalah; badai debu dan badai pasir, *hail*, serta badai es/salju.

Instalasi nuklir mempunyai masa operasi yang cukup panjang, untuk PLTN diasumsikan hingga 100 tahun, oleh karena itu diperlukan kajian terhadap perubahan bahaya seiring dengan berjalannya waktu sepanjang operasi instalasi nuklir. Perubahan fenomena bahaya ini seiring dengan terjadinya perubahan iklim global. Secara signifikan, perubahan iklim global berpengaruh pada keselamatan pengoperasian instalasi nuklir.

2.2 Banjir Tsunami

2.2.1 Diskripsi Umum Fenomena

Tsunami¹ adalah rangkaian gelombang berjalan yang memiliki panjang gelombang dan periode yang panjang, umumnya tsunami bisa memiliki panjang gelombang hingga ratusan km dan periode hingga puluhan menit atau jam. Tsunami dapat dihasilkan dari gempa bumi, tanah longsor bawah laut, batu jatuh atau kegagalan tebing, bahkan jatuhnya meteor besar². Rambatan tsunami bergerak ke segala arah. Selama proses propagasi,

¹ Dalam bahasa Jepang “nami” adalah gelombang, sedangkan “tsu” adalah pelabuhan

² Untuk meteor yang mengakibatkan tsunami, kajian yang dilakukan hingga saat ini tidak membuktikan bahwa frekwensi terjadinya kejadian ini melebihi level screening yang biasanya diadopsi.

kecepatan dan tinggi gelombang tsunami dipengaruhi oleh topografi bawah laut. Sedangkan propagasi gelombang dipengaruhi oleh refraksi, difraksi dan refleksi bukit laut.

Ketika tsunami mencapai wilayah pesisir, kecepatan dan panjang gelombang berkurang namun tinggi gelombang mengalami kenaikan. Kenaikan tinggi gelombang dipengaruhi oleh berapa factor, diataranya adalah topografi dan batimetri lokal, adanya pelabuhan, muara, teluk atau saluran laguna. Tsunami bisa membawa air dalam jumlah yang besar dan mengakibatkan genangan air didaratan yang dilaluinya.

Tsunami dapat menghasilkan efek arus besar pada pelabuhan dan teluk, saluran sungai, estuaria dan laguna. Disamping itu tsunami dapat menghasilkan efek sedimentasi akibat adanya gaya geser pada dasar laut.

Umumnya tsunami diakibatkan oleh adanya gempa bumi yang menyebabkan terjadinya deformasi dasar laut dengan kedalaman <50 km dan magnitudo $M>6,5$. Disamping itu tsunami juga dapat dihasilkan dari fenomena vulkanik yang mengakibatkan adanya tanah longsor, aliran piroklastik, atau

puing-puing longsor maupun letusan gunung api bawah laut.

Tsunami dapat diklasifikasikan menjadi dua, yaitu tsunami local dan tsunami jauh. Tsunami local merupakan tsunami yang hanya berpengaruh pada daerah disekitar sumbernya. Semetara itu tsunami jauh merupakan tsunami yang berpotensi memberikan dampak yang lebih luas setelah mengalami perjalanan di samudera ataupun lautan.

2.3 Rekomendasi Umum

2.3.1 Kajian Awal

Perlu dilakukan penyederhanaan kriteria *screening* (lihat Gambar 1.), jika pada tapak tersebut menunjukkan tidak ada bukti terjadinya tsunami di masa lalu, terletak lebih dari 10 km dari garis pantai, atau terletak lebih dari 1 km dari garis pantai danau atau *fjord*, atau lebih dari 50 m elevasi dari tingkat rata-rata air, maka tidak lagi diperlukan penyelidikan lebih lanjut untuk menganalisis bahaya tsunami pada tapak.

Jika terdapat potensi tsunami pada suatu tapak, maka harus diperhitungkan keamanan pasokan air pendingin untuk beberapa jam kedepan, karena tsunami umumnya didahului dengan kejadian air

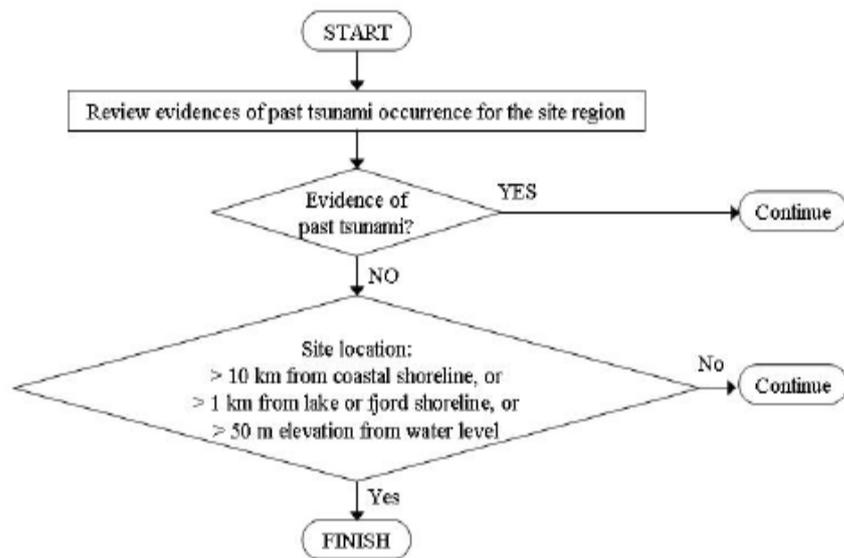
surut (*draw down*) selama beberapa jam.

2.3.2 Detail Kajian

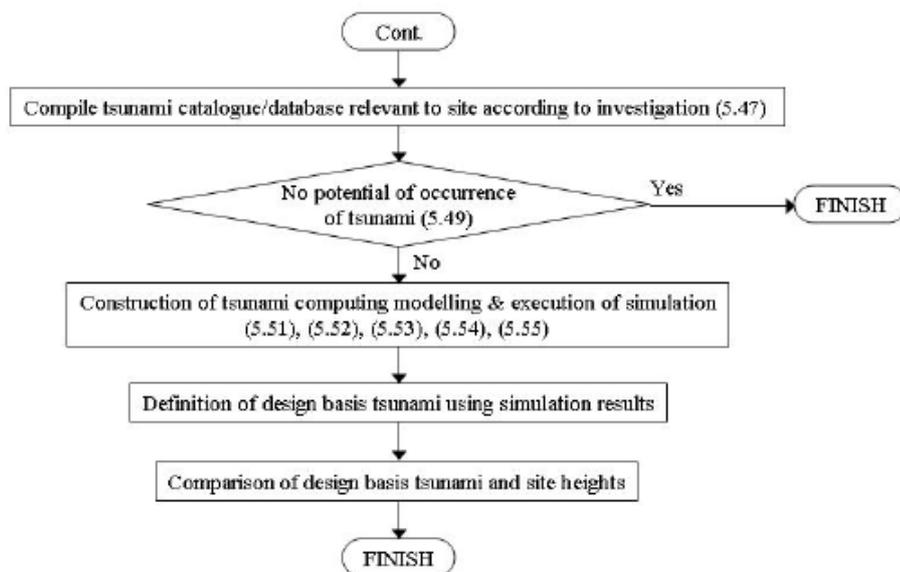
Langkah pertama yang harus dilakukan dalam kajian secara rinci adalah

mengkompilasi sebuah catalog/database tsunami spesifik untuk menentukan kejadian tsunami dimasa lalu ada atau tidak, jika memang ada maka diperlukan karakterisasi tsunami (lihat Gambar 1).

Initial Assessment Stage: Consideration of Publicly Available Information (5.44)



Detailed Assessment Stage: Consideration of Design Basis Tsunami



Gambar 1. Kajian awal dan kajian secara detail terhadap bahaya tsunami

Dalam penyelidikan awal, harus diselidiki baik potensi tsunami local maupun tsunami jauh. Keberadaan aktivitas vulkano pada jarak kurang dari 1000 km merupakan indikasi kemungkinan terjadinya tsunami local. Sedangkan potensi tsunami jauh dapat diselidiki dengan mengevaluasi semua sumber seismogenik yang ada pada dan sekitar laut tertentu dimana tapak berada. Jika hasil studi dan investigasi menunjukkan tidak ada potensi terjadinya tsunami, maka tidak lagi diperlukan kajian lebih lanjut. Namun sebaliknya, jika terdapat potensi terjadinya tsunami maka harus dilakukan analisis bahaya tsunami untuk menentukan dasar desain tsunami. Dalam melakukan simulasi numerik, harus dilakukan mulai dari tahap pembangkitan, propagasi dan proses pantai dengan memprhitungkan kondisi dan batas awal serta data batimetri dan topografi. Model elastik sumber gempa digunakan untuk memberikan deformasi dasar laut akibat gempa yang kemudian digunakan sebagai bidang awal air-gelombang. Sedangkan untuk sumber tsunami tanah longsor dan fenomena vulkanik mempunyai durasi lebih lama dan harus diperhitungkan dinamika sumber/interaksi air-gelombang.

Gesekan non-linier dan friksi dasar laut dapat diabaikan pada air dalam (lebih dari 100 m). sedangkan untuk sumber skala kecil atau propagasi jarak jauh, harus dipertimbangkan frekwensi gelombang efek dispersi.

Hasil perhitungan dipengaruhi oleh resolusi dan akurasi data batimetri dan topografi dekat pantai. Ukuran grid spasial, tahapan atau langkah-langkah, batas penghubung antar ukuran mesh harus didefinisikan untuk memberikan stabilitas perhitungan numeric, selain itu harus diperhitungkan pula level air pasang surut.

3. Kajian Bahaya

3.1 Metode Kajian Bahaya Tsunami Akibat Gempa

Dalam kajian ini, kajian dilakukan dengan menggunakan analisis bahaya deterministic, atau analisis bahaya probabilistik maupun penggunaan keduanya. Pemilihan penggunaan metode bergantung pada sejumlah faktor dan juga harus ditentukan estimasi kuantitatif dari ketidakpastian hasil kajian.

Ketidakpastian terbagi menjadi dua kelompok yaitu ketidakpastian yang tidak disengaja dan ketidakpastian epistemis. Ketidakpastian muncul

sebagai akibat dari perbedaan penafsiran informasi oleh para ahli. Pendapat ahli tidak boleh digunakan sebagai pengganti untuk memperoleh data baru. Pengumpulan data tapak spesifik cenderung untuk mengurangi ketidakpastian.

3.2 Metode Deterministik

Simulasi numerik yang menggunakan pendekatan deterministik³ dilakukan dengan langkah sebagai berikut;

1. menyusun dan memvalidasi model berdasarkan catatan sejarah, yang diawali dengan pemilihan sejarah tsunami terbesar pada dan disekitar tapak, identifikasi dan validasi *run up*, identifikasi patahan, menyusun dan menjalankan model, membandingkan hasil simulasi dengan sejarah ketinggian *run up* kemudian penyesuaian model.
2. menggunakan model numerik guna memperkirakan tsunami seismogenik yang diawali dengan pemilihan sumber tsunami local dan jauh,

identifikasi parameter patahan, melakukan perhitungan numerik. Dalam analisis dengan menggunakan metode deterministik, ketidakpastian harus diperhitungkan, oleh karena itu perlu dilakukan estimasi terhadap ketidakpastian sumber tsunami, ketidakpastian dalam perhitungan numerik, dan ketidakpastian di bawah laut dan topografi pesisir. Dalam rangka mengambil ketidakpastian sebagai bahan pertimbangan, diperlukan studi parametric terhadap factor dominan. Sebagai langkah akhir harus dilakukan verifikasi ketinggian *run up* maksimum dan minimum dibandingkan dengan sejarah potensi tsunami.

3.3 Pendekatan Probabilistik

PTHA (Probabilistic Tsunami Hazards Analysis) dan PSHA (Probabilistic Seismic Hazards Analysis), di beberapa Negara anggota saat ini sudah tidak digunakan lagi untuk mengkaji bahaya tsunami. Namun saat ini menggunakan pendekatan probabilistik meskipun saat ini prosedur standarnya belum dikembangkan. Hasil PTHA biasanya disajikan dalam bentuk frekwensi rata-rata tahunan atau median terlampauinya nilai tinggi *run up* dengan menggunakan logika pohon.

³ Pada lampiran 2, tercantum juga praktek yang digunakan pada beberapa Negara saat ini.

3.4 Metode Kajian Bahaya Tsunami Akibat Tanah Longsor

Sumber kejadian tanah longsor dapat dikarakterisasi dengan menggunakan parameter volume maksimum yang ditentukan dari pemetaan geologi dasar laut maupun penanggalan umur geologi sejarah tanah longsor, sedangkan untuk mengkaji kapasitas pembangkitan tsunami potensial harus dilakukan analisis kestabilan lereng. Untuk beberapa wilayah dimana data tidak memadai, maka dilakukan kajian dengan menggunakan metode deterministic. Dalam pemodelan numeric ini harus dipasngkan tanah longsor dengan gerakan air yang dihasilkan. Jika dibandingkan dengan ukuran sumber tsunami akibat gempa, maka dampak

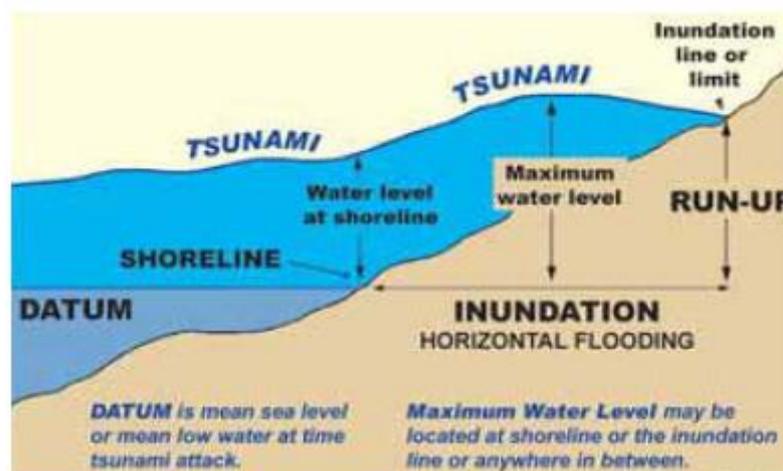
tsunami jenis ini biasanya terbatas disekitar sumber dan tidak teramati pada jarak puluhan kilometer dari sumber.

3.5 Metode Kajian Bahaya Tsunami Akibat Fenomena Gunung Api

Metode pemodelan tsunami akibat fenomena vulkanologi telah diusulkan, namun prosedur standar evaluasi belum dikembangkan.

3.6 Parameter Hasil Kajian Bahaya

Hasil kajian bahaya ini harus memperoleh data diantaranya level air maksimum pada garis pantai, tinggi *run up*, genangan horizontal banjir, level air maksimum pada tapak, level air minimum pada garis pantai serta durasi *draw down* dibawah pipa masuk pendingin.



Gambar 2. Parameter dari kajian bahaya tsunami

3.7 Sistem Pemantauan Meteorologi

Jika tapak instalasi nuklir masuk dalam jangkauan sistem pemantauan dan peringatan nasional, maka administrasi komunikasi data yang andal dan tepat waktu harus diatur secara jelas. Namun jika tidak, maka harus dipertimbangkan untuk mendirikan stasiun pemantau dan peringatan. Sistem maupun stasiun pemantau harus berjarak kurang dari 100 km dari lokasi tapak dengan frekwensi pengamatan tidak kurang dari 2 kali sehari.

Jalur komunikasi serupa juga dapat dibuat dengan Badan Meteorologi dan Hidrologi Nasional untuk memperoleh data hasil pengamatan dan peringatan terhadap kemungkinan terjadinya cuaca buruk. Ketersediaan data dari radar cuaca dan citra satelit secara teratur dapat memberikan informasi terkait tapak yang kemudian bisa digunakan dalam memberikan peringatan sedini mungkin terkait dengan potensi bahaya.

4. Pembahasan

Hingga kini, ilmu tentang tsunami sudah cukup berkembang, meskipun proses terjadinya tsunami masih banyak yang belum diketahui dengan

pasti. Episenter dari sebuah gempa bawah laut dan kemungkinan kejadian tsunami dapat cepat dihitung. Pemodelan tsunami yang baik telah berhasil memperkirakan seberapa besar tinggi gelombang tsunami di daerah sumber, kecepatan penjararannya dan waktu sampai di pantai, berapa ketinggian tsunami di pantai dan seberapa jauh rendaman yang mungkin terjadi di daratan. Walaupun begitu, karena faktor alamiah, seperti kompleksitas topografi dan batimetri sekitar pantai dan adanya corak ragam tutupan lahan (baik tumbuhan, bangunan, dll), perkiraan waktu kedatangan tsunami, ketinggian dan jarak rendaman tsunami masih belum bisa dimodelkan secara akurat (Wikipedia).

Jika terbukti terdapat potensi tsunami signifikan pada dan disekitar tapak, maka komunikasi dengan pusat pengamatan/peringatan tsunami. Pihak instalasi nuklir harus menetapkan prosedur operasi standar dengan mengingat perkiraan waktu kedatangan dan tinggi tsunami, dan setelah pembatalan lokal/peringatan tsunami nasional.

Jika pada dan di sekitar tapak tidak terdapat sistem peringatan tsunami lokal, nasional maupun regional, maka

pihak organisasi pengoperasi instalasi nuklir harus dapat memastikan bisa menerima “pesan” dari pusat pemantauan nasional, regional ataupun seismic global.

Terkait dengan level air laut disepanjang pantai, pihak organisasi pengoperasi instalasi nuklir harus membuat kerjasama dengan pihak yang bertanggungjawab terhadap sistem pemantau level air laut sehingga bisa menerima sata *real time* dari semua sistem pemantau level air laut disepanjang pantai. Jika instalasi nuklir terletak disepanjang sungai maka harus dipasang stasiun pemantau di muara.

Terkait dengan kegunungapian, beberapa observatorium telah melakukan studi khusus dan pemantauan tsunami akibat dari aktivitas vulkanik. Jika tapak terletak didekat gunung berapi, maka harus dibangun kerjasama guna mendapatkan informasi akurat status sistem pemantauan dan peringatan yang telah terpasang.

Efek yang dihasilkan dari kejadian tsunami dapat berupa efek langsung maupun tidak langsung, terlebih lagi berpengaruh pada pasokan air sistem pendingin dan power supply *off-site*. Dalam *safety guide draft* (DS

417) ini memberikan panduan mulai dari perencanaan pelaksanaan evaluasi tapak hingga pemantauan parameter meteorology pada tahap operasi. Pada tahap perencanaan harus direncanakan secara detail parameter yang perlu dikaji, apakah cukup pada wilayah tapak, disekitar tapak maupun regional. Data yang diperoleh diolah dengan menggunakan metode deterministic, probabilistic maupun keduanya. Kondisi *draw down* merupakan salah satu parameter yang berpengaruh terhadap keselamatan pengoperasian PLTN, khususnya PLTN yang menggunakan sistem pendingin dari air laut. Desain sistem pendingin harus mempertimbangkan kondisi *draw down* terendah yang yang mungkin terjadi sehingga PLTN tidak mengalami masalah pendinginan ketika terjadi tsunami.

Dalam mempelajari parameter-parameter meteorologi berdasarkan model-model computer menggunakan prinsip-prinsip dasar dinamika fluida, transfer radiasi, dan proses-proses lainnya, dengan beberapa penyederhanaan, hal ini disebabkan karena adanya keterbatasan kemampuan komputer.

Dari hasil pengolahan data dengan menggunakan model-model, maka diperoleh nilai parameter

meteorology. Tahap selanjutnya yaitu menggunakan nilai parameter meteorology yang dihasilkan dari kajian dengan menambahkan maupun melebihi nilai yang didapat sebagai nilai dasar desain parameter meteorology. Nilai dasar desain parameter meteorologi digunakan dalam desain instalasi dan upaya desain perlindungan tapak.

Pada tahap konstruksi hingga tahap operasi instalasi nuklir, khususnya PLTN, pemantauan parameter meteorologi harus tetap dilakukan untuk digunakan dalam kajian ulang berkala parameter meteorology dan parameter dasar desain guna mengantisipasi dampak fenomena meteorology ekstrim yang mungkin terjadi.

5. Kesimpulan

Tsunami mempunyai dampak yang sangat signifikan pada instalasi nuklir, khususnya PLTN, oleh karena itu diperlukan kajian secara detail terhadap bahaya tsunami untuk keselamatan pengoperasian PLTN, yang kemudian data yang dihasilkan digunakan sebagai dasar desain tsunami yang harus diperhitungkan dalam desain PLTN. Umumnya sebelum terjadinya tsunami, diawali dengan kejadian *draw down* untuk periode waktu tertentu, hal

ini berpengaruh pada pasokan air sistem pendingin PLTN. Oleh karena *draw down* harus masuk dalam perhitungan desain PLTN.

Pasokan sistem pendingin setelah terjadinya tsunami mutlak diperlukan PLTN meskipun status PLTN telah *shut down*, oleh karenanya desain sistem pendingin dan SSK (struktur, sistem dan komponen) penting yang terkait dengan keselamatan harus mempertimbangkan banjir akibat tsunami. Hasil dari kajian ini akan digunakan dalam penentuan tinggi tsunami dasar desain yang kemudian digunakan dalam menentukan desain instalasi nuklir serta upaya perlindungan tapak terhadap bahaya tsunami.

Dalam evaluasi tapak PLTN, kajian bahaya tsunami harus mengasumsikan bahwa operasi PLTN hingga 100 tahun, oleh karenanya perubahan iklim hingga 100 tahun kedepan yang berpotensi menimbulkan tsunami harus diprediksikan dampaknya. Dalam tahap konstruksi hingga operasi PLTN, pemantauan tetap dilakukan untuk digunakan dalam melakukan kajian ulang berkala nilai parameter dasar desain.

6. Daftar Pustaka

- [1] IAEA. (2009). *Draft of Meteorological and Hydrological Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installation*. Viena: IAEA.
- [2] IAEA. (2003). *Meteorological Events in Site Evaluation for Nuclear Power Plants* . Vienna: IAEA.
- [3] *Wikipedia*. (n.d.). Retrieved May 18, 2011, from <http://id.wikipedia.org/wiki/Tsunami>

KAJIAN SISTEM KEDARURATAN PADA PLTN MILLSTONE

Akhmad Khusyairi

Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir
BAPETEN

ABSTRAK

KAJIAN SISTEM KEDARURATAN PADA PLTN MILLSTONE. US NRC telah menetapkan bahwa PLTN harus mempunyai organisasi tanggap darurat baik pada maupun diluar tapak PLTN. PLTN Millstone memiliki 3 reaktor daya dan 2 di antaranya masih beroperasi. Reaktor unit 1 dengan type BWR telah permanent shut down pada tahun 1998, sementara itu 2 reaktor yang lain yaitu unit 2 dan 3 mendapatkan perpanjangan izin operasi masing-masing hingga 2035 dan 2045. Sebagai instalasi nuklir yang mempunyai potensi dampak radiologi tinggi, PLTN Millstone harus membentuk organisasi tanggap darurat baik yang berada pada maupun diluar tapak PLTN. Organisasi tanggap darurat yang dibentuk harus melibatkan beberapa lembaga Negara, baik lembaga Negara bagian maupun dari Pemerintah Kota. Mereka memiliki tugas dan fungsi yang spesifik dalam kondisi kedaruratan, sehingga upaya perlindungan masyarakat dapat dilakukan sesuai dengan yang telah direncanakan. Sementara itu NRC melakukan sendiri kajian independen terhadap situasi darurat PLTN.

Kata kunci : PLTN, kedaruratan, Millstone

ABSTRACT

MILLSTONE NUCLEAR POWER PLANT EMERGENCY SYSTEM ASSESSMENT. U.S. NRC determined an obligation to build a nuclear power plant emergency response organization for both on-site and off-site. Millstone Nuclear Power Plants have 3 nuclear reactors and 2 of 3 still in commercial operation. Reactor unit 1, BWR type has been permanently shut down in 1998, while the two others, units 2 and 3 obtain the extended operating license respectively until 2035 and 2045. As a nuclear installation has the high potential radiological impact, Millstone nuclear power plant emergency response organization must establish both on-site or off-site. Emergency response organization that is formed must involve several state agencies, both state agencies and municipality. They have specific duties and functions in a state of emergency, so that protective measures can be undertaken in accordance with the community that has been planned. Meanwhile, NRC conduct their own independent assessment of nuclear power plant emergencies.

Keyword: NPP, emergency, Milestone

3. Pendahuluan

Tapak PLTN Millstone yang terletak di Negara bagian Connecticut USA, memiliki 3 reaktor pembangkit listrik tenaga nuklir. PLTN Millstone merupakan satu-satunya komplek PLTN yang dimiliki Negara bagian Connecticut. Komplek PLTN Millstone

menempati area seluas 2 km² dengan air pendingin yang berasal dari pantai Niantic. Hingga saat ini 2 dari reaktor nuklir yang dimiliki PLTN ini masih beroperasi.

PLTN Millstone memiliki 3 unit reaktor, unit 1 bertipe BWR sedangkan unit 2 dan 3 masing-masing mempunyai

type PWR. Pada tahun 1995, reaktor unit 1 mengalami shut down dan pada tahun 1998 dinyatakan shut down permanent. Reaktor unit 2 yang dibangun pada tahun 1970an hingga kini masih beroperasi dan menghasilkan daya elektrik sebesar 870 MWe, sedangkan reaktor unit 3 yang dibangun pada tahun 1986 mempunyai daya elektrik sebesar 1150 MWe dan pada tahun 2008 dinaikkan 7,006 % dayanya menjadi 1230 MWe.

1.1 Latar Belakang

Pada tahun 2010, populasi penduduk pada radius 16 km dari tapak PLTN Millstone adalah 123.482, dimana terjadi peningkatan dalam 1 dekade sebesar 29.5%. Nuclear Regulatory Commission (NRC) menetapkan 2 zona rencana kedaruratan disekitar tapak PLTN, yaitu plume exposure pathway zone dan ingestion pathway zone.

1.2. Masalah

Dalam sistem kedaruratan nuklir, diperlukan kerjasama antar lembaga yang berkompeten dalam menangani dan upaya kedaruratan. berdasarkan estimasi NRC, reaktor nuklir unit 2 mempunyai resiko terjadinya pelelehan teras akibat seismik sebesar 1:90909 pertahun dan untuk

reaktor unit 3 mempunyai resiko sebesar 1 : 66.667 (*Millstone Nuclear Power Plant*).

Diperlukan sistem antar muka antar lembaga yang berkompeten dalam kedaruratan nuklir yang mungkin terjadi pada PLTN Millstone.

1.3 Tujuan

Megetahui metode yang digunakan dalam memenuhi standar kesiapsiagaan kedaruratan nuklir yang telah ditetapkan oleh US Nuclear Regulatory Commission (US NRC).

1.4 Lingkup Masalah

Kajian ini hanya akan mengkaji bagaimana sistem antarmuka lembaga yang terkait dalam kedaruratan nuklir pada PLTN Milstone sesuai dengan yang dipersyaratkan oleh US NRC.

2. Bahan Kajian

2.1. PLTN Millstone

PLTN Millstone merupakan satu-satunya tapak PLTN yang berada di Negara bagian Connecticut USA. Terdapat tiga reaktor daya pada komplek PLTN Millstone, satu diantaranya telah *permanent shut down* sedangkan dua diantaranya masih beroperasi hingga kini. Komplek PLTN

ini mampu memasok daya listrik sebesar 2020 MWe.

PLTN Millstone mendapatkan penghargaan terbaik keselamatan tempat kerja dari OSHA pada 14 Oktober 2004. Pada tanggal 28 November 2005, PLTN Millstone, setelah 22 bulan melakukan proses evaluasi ulang, PLTN Millstone mendapatkan perpanjangan izin hingga 20 tahun baik untuk reaktor unit 2 maupun unit 3 dari NRC.

Reaktor Unit 1

PLTN Millstone unit 1 atau disebut juga dengan Millstone 1 merupakan reaktor jenis Boiling Water Reaktor yang dibangun oleh General Electric dengan daya electric sebesar 660 MWe. Millstone 1 mendapatkan izin konstruksi pada 19 Mei 1966, kemudian Laporan Analisis Keselamatan Akhir, LAK Akhir, dilengkapi pada 1 November 1968, pada tanggal 7 Oktober 1970 mendapatkan izin operasi sementara, dan pada tanggal 31 Oktober 1986 mendapatkan izin operasi penuh yang kemudian mencapai kritis pada 26 Oktober 1986. Sementara itu pada bulan November 1970 telah masuk kedalam jaringan listrik nasional, dan operasi komersial mulai 28 Desember 1970.

Pada tanggal 20 Februari 1996 diketahui telah terjadi kebocoran pada katub yang kemudian memaksa reaktor harus di-*shut down* dan juga ditemukan kegagalan beberapa peralatan. Dan pada tanggal 21 July 1998 diputuskan untuk di *permanent shut down* (Millstone Nuclear Power Plant).

Reaktor Unit 2

PLTN Millstone unit 2, atau disebut juga dengan Millstone 2, dibangun oleh Combustion Engineering Inc. pada tahun 1970an dengan daya maksimum 2700 MWth, 884 MWe. Millstone 2 merupakan reaktor daya type PWR yang memiliki 2 pembangkit uap dan memiliki 4 pompa pendingin (RCP, *Reactor Cooling Pump*).

Millstone 2 mendapatkan izin konstruksi pada tanggal 11 Desember 1970, kemudian melengkapi Laporan Analisis Keselamatan Akhir (LAK Akhir) pada tanggal 15 Agustus 1972. Kemudian pada operasi full term pada tanggal 26 September 1975 dan mendapatkan izin operasi penuh pada tanggal 26 september 1975 menyusul mencapai kritis pada tanggal 17 Oktober 1975. Izin operasi *full term* diberikan hingga 11 Desember 2010 yang kemudian pada tanggal 12 Januari 1988 mendapatkan perpanjangan ijin operasi hingga 31 Juli 2035.

Reaktor Unit 3

PLTN Millstone unit 3, atau disebut juga dengan Millstone 3 merupakan reaktor daya type PWR Westinghouse yang mempunyai daya thermal 3411 MW dengan daya elektrik sebesar 1227 MWe (Millstone Power Station, 2010).

Millstone 3 mendapatkan izin konstruksi pada tanggal 9 Agustus 1974 dan pertama kali mencapai kritis pada tanggal 23 Januari 1986 kemudian beroperasi komersial pada tanggal 23 April 1986. Sementara itu izin operasi akan berakhir pada 25 November 2025 yang kemudian mendapatkan perpanjangan izin hingga 25 November 2045.

Demografi

Pada tahun 2010, populasi penduduk pada radius 16 km dari tapak PLTN adalah 123.482 jiwa, hal ini mengalami peningkatan sebesar 29.5% selama 1 dekade. Sedangkan pada radius 80 km populasi penduduk mencapai 2.996.756 jiwa.

Bahaya Seismik

Pada bulan Agustus 2010, Nuclear Regulatory Commission mempublikasikan hasil kajiannya terkait bahaya seismik pada PLTN Millstone. NRC memperkirakan potensi *core*

damage akibat terjadinya gempa untuk Millstone 2 sebesar 1:90.909 pertahun, sedangkan untuk Millstone 3 sebesar 1:66.667 pertahun.

Kesiapsiagaan Kedaruratan Nuklir

PLTN Millstone, Department of Emergency Management and Homeland Security (DEMHS) Negara bagian Connecticut dan komunitas disekitar PLTN Millstone telah membangun rencana secara komprehensif terkait dengan kedaruratan yang mungkin terjadi pada PLTN Millstone. Tujuan dari rencana kedaruratan ini adalah untuk :

- Mengkaji kondisi instalasi
- Mempersiapkan organisasi pendukung dalam rangka mengendalikan instalasi dan melakukan upaya pemulihan
- Mempersiapkan prosedur dan peralatan guna memberikan peringatan bagi petugas local, Pemerintah Negara bagian maupun Federal
- Mempersiapkan prosedur dan peralatan untuk peringatan dan pemberitahuan kepada masyarakat rekomendasi upaya priteksi

Metode Kajian

Metode kajian yang digunakan dalam kajian ini adalah study literature terhadap beberapa sumber.

3. Pembahasan

3.1. Kecelakaan

PLTN dilengkapi dengan sistem yang akan memberikan proteksi terhadap masyarakat umum akibat dari beberapa kondisi kecelakaan. Dalam tahap desain PLTN, beberapa skenario kecelakaan yang dipostulasikan dianalisis. Disamping itu PLTN dilengkapi dengan sistem keselamatan redundan guna mencegah terjadinya kerusakan teras yang signifikan dan pelepasan zat radioaktif dalam jumlah besar pada kondisi kecelakaan.

PLTN Millstone memiliki potensi terjadinya kegagalan teras akibat terjadinya kehilangan air pendingin yang disebabkan oleh pipa pendingin pecah (LOCA), dengan probabilitas 10^{-4} per reaktor per tahun. Kondisi kecelakaan ini merupakan kondisi terparah yang mempunyai multiple efek. Kecelakaan ini dapat mengakibatkan kerusakan mulai dari terjadinya kegagalan *cladding* bahan bakar hingga terjadinya pelelehan teras reaktor.

3.2. EPZ (*Emergency Planning Zone*)

Penduduk yang berada pada wilayah radius 16 km dari tapak PLTN, mempunyai potensi menerima paparan radiasi secara langsung, karena wilayah ini masuk pada EPZ (*Exposure Pathway Zone*). Dalam pertimbangan US NRC, EPZ merupakan wilayah yang menerima dampak paparan radiasi secara langsung melalui pernafasan akibat kecelakaan serius yang terjadi pada PLTN. Sedangkan penduduk yang berada pada wilayah radius 80 km mempunyai potensi mendapatkan paparan dari jalur makanan yang mereka konsumsi dari makanan atau air yang terkontaminasi.

3.3. Level

Klasifikasi Insiden

Pihak operator PLTN akan mengklasifikasikan sebuah insiden menurut suatu panduan khusus yang berdasarkan pada kondisi instalasi dan potensi konsekwensi diluar tapak. Panduan ini dikenal sebagai *Emergency Action Level* yang spesifik pada masing-masing unit reaktor dan memberikan informasi yang diperlukan untuk menentukan level klasifikasi kedaruratan yang tepat.

Klasifikasi level kedaruratan ditentukan bersama antara NRC, Department of Homeland Security dan

Environmental Protection Agency, yang dibagi menjadi 4, di antaranya adalah:

- **Kejadian Tidak Biasa**

Kejadian tidak biasa merupakan klasifikasi level kejadian terendah yang merupakan masalah minor yang terjadi pada instalasi dan mempunyai dampak pelepasan radiologi kecil. Tidak diperlukan pengaktifan organisasi tanggap darurat operator PLTN, organisasi pemerintah daerah maupun pemerintah Negara bagian serta tidak diperlukan juga upaya perlindungan bagi masyarakat umum.

- **Peringatan**

Peringatan merupakan level kedua terendah dari 4 level klasifikasi yang ditetapkan oleh NRC. Pada level ini dapat terjadi pelepasan zat radioaktif dalam jumlah yang kecil, organisasi tanggap darurat nuklir organisasi pengoperasi PLTN harus diaktifkan. Sementara itu organisasi dalam koordinasi Pemerintah Negara Bagian dan Pemerintah Kota akan memantau situasi secara intensif dan personil kunci harus diaktifkan atau dalam kondisi *standby*. Dalam level ini belum diperlukan tindakan protektif.

- **Kedaruratan Wilayah Tapak**

Kedaruratan wilayah tapak merupakan kecelakaan pada instalasi dengan level kedua tertinggi pada

klasifikasi level kedaruratan yang ditetapkan oleh NRC. Pada level ini ada kemungkinan terjadinya terjadinya pelepasan zat radioaktif dalam jumlah kecil. Dalam level ini organisasi kedaruratan harus diaktifkan, baik organisasi operator PLTN, Pemerintah Negara Bagian maupun Pemerintah Kota. Kemungkinan diperlukan tindakan pencegahan misalnya dengan melakukan pemantauan terhadap makanan, air susu dan area peternakan sapi yang menghasilkan susu dan lahan yang digunakan dalam memasok kebutuhan ternak.

- **Kedaruratan Umum**

Kedaruratan umum merupakan kondisi level paling serius dalam 4 level kedaruratan yang ditetapkan oleh NRC. Pada level ini terjadi kerusakan yang serius pada sistem keselamatan PLTN dan dapat mengakibatkan terjadinya pelepasan material radioaktif keluar batas wilayah tapak PLTN. Pada level ini diperlukan upaya protektif untuk masyarakat umum.

Tabel 1. Klasifikasi Level Kejadian yang ditetapkan oleh NRC (Millstone Power Station, 2010)

Incident Classification Levels

Federal Incident Classification	CT Posture Code	Protective Action Decisions (PAD) Guidelines for Radiological Incidents Millstone Power Station 10-Mile Emergency Planning Zone
Notification Of Unusual Event	Delta 1	Unusual occurrence. No unplanned release of radioactivity. No public protective actions required.
	Delta 2	Unusual occurrence with unplanned release of minute amounts of radioactivity. No public protective actions required. Possible standby for key staff.
Alert	Charlie 1	Actual or potential release of minute amounts of radioactivity. <i>State and Locals:</i> Place key staff on standby. If appropriate, activate EOC. <i>State:</i> Bring EAS to standby status. Consider monitoring food, water, and milk pathways. Activate Transportation Staging Area (TSA). Place Host Communities on standby, as necessary.
Site Area Emergency	Charlie 2	Actual or potential release of limited amounts of radioactivity. <i>State and Locals:</i> Activate EOC. Coordinate activation of public alerting siren system and EAS. Coordinate precautionary transfer of school children. <i>State:</i> Monitor food, water, and milk pathways. Place milk animals on stored feed, if necessary. If not done, activate Transportation Staging Area (TSA) and Host Communities. Close State parks.
General Emergency	Bravo	Events with potential delayed release of relatively large amounts of radioactivity such as station blackout or loss of control room security. <i>State and Locals:</i> Coordinate activation of public alerting siren system and EAS. Possible protective actions: EVACUATE Zone A and SHELTER Zones B, C, D, E and F. <i>State:</i> Control food, water and milk. Consider potassium iodide (KI)* recommendations for the public and emergency workers.*
	Alpha	Actual or potential release of large amounts of radioactivity. Actual or potential breach in containment. <i>State and Locals:</i> Coordinate activation of public alerting siren system and EAS. Possible protective actions: EVACUATE Zone A and B. Take SHELTER in Zones C, D, E and F. (Assess the need to EVACUATE Zones C, D, E, and/or F.) <i>State:</i> Control food, water and milk. Consider potassium iodide (KI)* recommendations for the public and emergency workers.*

3.4 Sistem Pemberitahuan

Dalam 15 menit setelah dilakukan klasifikasi kejadian, PLTN Millstone harus mengirimkan pemberitahuan kepada Petugas Pemerintah Negara Bagian Connecticut yang kemudian diteruskan ke pejabat Negara bagian New York dan Pemerintah Kota yang masuk dalam

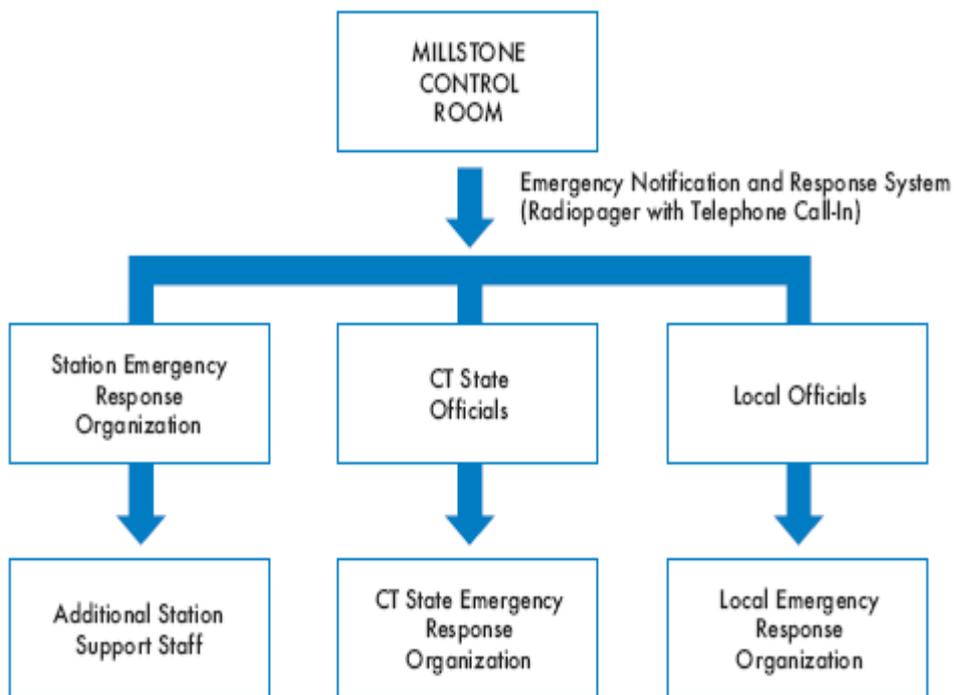
radius 16 km dari tapak PLTN Millstone.dengan menggunakan sistem *pager* dan kemudian diikuti dengan komunikasi menggunakan telephone dan secara detail melalui faximile. Selama pelaksanaan klasifikasi kejadian, harus dilaksanakan pemberitahuan kepada tim tanggap darurat PLTN Millstone, Pemerintah

Negara bagian dan Pemerintah Kota. Anggota organisasi (tim) tanggap darurat Millstone (SERO, Station Emergency Respond Organizations) mendapatkan pemberitahuan dari sistem *pager* yang sama dengan yang digunakan oleh kontak pejabat resmi Negara bagian dan Pemerintah Kota.

Jika suatu kedaruratan diklasifikasikan sebagai Kejadian Tidak Biasa, maka yang harus melakukan tindakan adalah personel *on site* dan melibatkan semua sumber daya yang terkait. Oleh karena itu tidak diperlukan

tindakan pengatifan organisasi kedaruratan PLTN, Pemerintah Kota dan Pemerintah Negara Bagian.

Namun jika terjadi kecelakaan dengan level Peringatan (ALERT), SERO PLTN harus dikativkan namun tidak diperlukan pengatifan SERO Pemerintah Negara bagian dan Pemerintah Kota. Sedangkan untuk klasifikasi level kecelakaan Kedaruratan Area Tapak (Site Area Emergency) dan Kedaruratan Umum (GENERAL EMERGENCY), maka semua anggota SERO harus diaktifkan.



Gambar 1. Connecticut notification (Millstone Power Station, 2010)

3.5 Public Alerting System

Sistem peringatan ini menggunakan sirine melalui *Emergency Alert System* (EAS) stasiun radio dan televisi local untuk menginformasikan ataupun menginstruksikan guna persiapan yang perlu dilakukan oleh masyarakat dalam upaya protektif.

3.6 Emergency Alert System(EAS)

Sistem peringatan ini dioperasikan oleh masing-masing kantor manajemen kedaruratan Negara bagian dengan stasiun radio dan televisi yang telah ditentukan.

3.7 Emergency Information

- **Media Emergency Information**

Dalam kondisi kedaruratan, media massa merupakan salah satu metode penting yang dapat memberikan informasi dan instruksi kepada masyarakat umum. Sebuah Media Center yang merupakan gabungan antara pihak Millstone dan Pemerintah Negara bagian akan dibentuk untuk memberikan informasi berkala, akurat dan terkoordinasi untuk mengakomodasi kebutuhan media.

- **Public Emergency Information**

Informasi dan petunjuk yang terkait dengan kedaruratan PLTN tersedia

secara berkesinambungan. Pada halaman kuning buku telephone untuk penduduk yang berada pada area EPZ (16 km) terdapat petunjuk tentang kedaruratan dan jalur peta evakuasi yang dapat digunakan baik oleh penduduk tetap maupun penduduk tidak tetap.

3.8 Public Protective Actions

Setelah aktivasi organisasi tanggap darurat kemudian akan dikeluarkan petunjuk umum tindakan protektif. Namun hal ini akan tergantung pada sifat dari insiden tersebut, yang meliputi:

- Tindakan penutupan sekolah, pantai, dan fasilitas rekreasi lainnya
- Mempersiapkan penampungan
- Pengendalian jalan masuk
- Evakuasi
- Pengendalian makanan, air, susu dan pakan ternak
- Penelanan Kalium Iodide

Dalam hal keadaan darurat yang masuk dalam kategori ALERT dan SITE AREA EMERGENCY, pada radius 16 km dari tapak PLTN, dapat dilakukan tindakan pencegahan dengan jalan penutupan sekolah, pantai, taman dan hutan.

Dalam hal kedaruratan yang masuk dalam klasifikasi DARURAT UMUM (GENERAL EMERGENCY), tindakan protektif akan difokuskan pada masyarakat di daerah yang berpotensi terkena dampak langsung. Upaya pelindung dapat mencakup evakuasi dan / atau melindungi masyarakat dalam suatu wilayah perencanaan yang telah ditetapkan dalam radius sekitar 1.6 km, 8 km, atau 16 km. Upaya yang telah direncanakan dalam pengendalian makanan air, susu dan pakan ternak pelindung dalam zona IPZ, 60 km.

3.9 Emergency Response Facilities

- **Millstone Control Rooms**

Setiap reaktor nuklir memiliki ruang kendali, dalam ruang kendali ini kondisi PLTN dipantau dan dikendalikan dan juga dilakukan upaya korektif untuk mengembalikan PLTN dalam kondisi aman dan stabil dalam situasi darurat. Ruang kendali juga merupakan titik kunci komunikasi baik menuju maupun dari personel dan fasilitas tanggap darurat baik pada maupun diluar tapak PLTN.

- **Millstone Emergency Operation Facility (EOF)**

EOF PLTN merupakan pusat utama manajemen tanggap

darurat PLTN, koordinasi kajian radiologi dan lingkungan serta pusat pertukaran informasi antar organisasi kedaruratan. EOF terdiri dari link komunikasi data pada tapak dan organisasi diluar tapak. EOF Millstone berlokasi sekitar 1,6 km utara tapak PLTN, EOF Millstone memiliki perisai dan sistem ventilasi yang terkendali.

- **Millstone Technical Support Center (TSC)**

TSC Millstone merupakan pusat operasi kedaruratan yang secara teknis ditunjuk dimana personel teknis dapat menganalisis kondisi instalasi untuk memprediksikan trend dan merancang tindakan korektif yang tepat. Fasilitas TSC menyediakan data untuk mengevaluasi kondisi instalasi sehingga upaya korektif dapat disusun untuk memitigasi kejadian. TSC menempati gedung dekat gedung turbin unit 3.

- **Millstone Operational Support center(OSC)**

OSC Millstone merupakan kumpulan personil pendukung yang melakukan kajian tapak,

perbaikan, dan tugas-tugas pencarian dan penyelamatan dalam kondisi kedaruratan. OSC juga melakukan pemetaan bagi pekerja yang bekerja didalam tapak PLTN. OSC terletak pada gedung TSC.

- ***State Emergency Operation Center (SEOC)***

SEOC menyediakan tempat bagi organisasi tanggap darurat diluar tapak PLTN. SEOC memiliki staf yang terdiri dari Negara bagian, Pemerintah Kota dan Badan lain yang diperlukan dalam kedaruratan radiologi. Semua koordinasi dilakukan oleh pejabat manajemen kedaruratan Negara bagian. Ketika Gubernur Negara bagian mendeklarasikan kondisi kedaruratan, maka Gubernur mengarahkan dan bertanggungjawab terhadap upaya tanggap darurat.

- ***Local Community Emergency Operation Centers***

Setiap komunitas yang berada pada wilayah EPZ (16 km) mempunyai pusat operasi kedaruratan yang terkoneksi komunitas lain dan Pemerintah Negara bagian Connecticut.

Masing-masing pemimpin pemerintah kota bekerja bersama dengan petugas yang ditunjuk dari Pemerintah Negara bagian dan petugas kedaruratan regional. Masing-masing kepala pemerintahan kota dapat mengarahkan upaya protektif untuk komunitasnya.

- ***Joint Media Center***

Negara bagian Connecticut dan Dominion berkomitmen untuk menyediakan informasi secara berkala dan akurat, maka dibentuk Media Center Millstone yang akan aktif jika terjadi kedaruratan potensial yang signifikan pada PLTN Millstone. Media Center merupakan titik koordinasi pusat yang mengeluarkan informasi terkait dengan kedaruratan dan tanggap darurat selama terjadi kedaruratan radiologi.

- ***Millstone Station Emergency Response Organization (SERO)***

Organisasi tanggap darurat Millstone dirancang untuk mendukung dan melengkapi organisasi yang bekerja pada PLTN. Selain itu, SERO merupakan antarmuka antara

pejabat Negara bagian dan federal yang menyediakan informasi pada media.

Direktur kedaruratan SERO mempunyai tanggung jawab pada pengarahannya operasi kedaruratan instalasi yang terkena dampak, termasuk didalamnya klasifikasi, mitigasi insiden dan komunikasi perusahaan. Pada PLTN Millstone, direktur kedaruratan SERO dikenal juga dengan istilah Director of the Station Emergency Organization (DSEO).

- ***State Emergency Response Organization***

Gubernur Connecticut bertanggungjawab terhadap pengarahannya tindakan semua lembaga Negara bagian. DEMHS menjalankan EOC Negara bagian, mengarahkan lembaga Negara bagian yang terlibat dalam kedaruratan dan melakukan koordinasi, materi dan dukungan pada pemerintah kota untuk memastikan implementasi upaya protektif. DEMHS bertanggungjawab dalam menginisiasi terbitnya

informasi EAS pada stasiun radio dan televisi.

- ***Local Emergency Response Organizations***

Chief yang dipilih ataupun pejabat yang ditunjuk bertanggungjawab untuk memastikan keselamatan dan kesejahteraan masyarakat yang berada pada wilayah yuridiksinya. Manajemen kedaruratan meliputi persiapan dan pelatihan tentang tanggap darurat yang efektif dan merupakan tanggung jawab inti dari pemimpin local. Direktur manajemen kedaruratan local bekerja sama dengan SEO, menunjuk pejabat dan *first responder* untuk memastikan bahwa hanya ada satu tujuan terkait dengan aktivitas dan rencana kedaruratan kota. EMD Pemerintah Kota dibantu para pekerja dari departemen dan lembaga yang menjalankan fungsi manajemen kedaruratan.

- ***Federal Support Agencies***

Lembaga swasta dan lembaga pemerintah kota, Negara bagian dan federal dapat

menyediakan dukungan dalam kejadian kedaruratan PLTN. US NRC memantau PLTN, melakukan kajian independen terhadap situasi darurat dan menawarkan panduan regulasi. Department of Homeland Security menyediakan dukungan pada lembaga manajemen kedaruratan Negara bagian, bersama dengan US NRC, melakukan koordinasi aktivitas semua lembaga federal yang terkait dengan *Federal Radiological Emergency Response Plan (FRERP)*.

4. Kesimpulan

United State Nuclear Regulatory Commission, US NRC, menetapkan bahwa harus terdapat organisasi tanggap darurat baik pada maupun diluar tapak PLTN. Organisasi pengoperasi PLTN Millstone memiliki 3 reaktor daya dan 2 diantaranya masih beroperasi. Reaktor unit 1 dengan type BWR telah *permanent shut down* pada tahun 1998, sementara itu 2 reaktor yang lain yaitu unit 2 dan 3 merupakan reaktor daya jenis PWR dan telah mendapatkan perpanjangan izin operasi masing-masing hingga 2035 dan 2045.

Sebagai instalasi nuklir yang mempunyai potensi dampak radiologi

tinggi, PLTN Millstone harus membentuk satuan tanggap darurat baik yang berada pada maupun diluar tapak PLTN. Organisasi tanggap darurat telah dibentuk dan melibatkan beberapa lembaga Negara, baik lembaga Negara bagian maupun dari Pemerintah Kota. Mereka memiliki tugas dan fungsi yang spesifik dalam kondisi kedaruratan, sehingga upaya perlindungan masyarakat dapat dilakukan sesuai dengan yang telah direncanakan.

Sementara itu NCR melakukan sendiri kajian independen terhadap situasi darurat PLTN serta menawarkan panduan yang diperlukan dalam upaya tanggap darurat.

5. Daftar Pustaka

- [1] *Millstone Nuclear Power Plant*. (n.d.). Retrieved May 19, 2011, from Wikipedia: http://en.wikipedia.org/wiki/Millstone_Nuclear_Power_Plant
- [2] Millstone Power Station. (2010). *Millstone Media Manual*. Waterford: Information on Millstone Power Station.

Tanya Jawab

1. Iwan

Dimana PLTN akan dibangun di Indonesia?

Jawaban: Terdapat dua calon lokasi tapak PLTN di Indonesia yaitu Jepara dan Bangka Belitung

2. Dewi

Dimana lokasi PLTN Millstone?
Kompleks PLTN millstone terletak dinegara bagian Connecticut USA

KAJIAN BAHAN SUMBER (U DAN Th) PADA EKSPLORASI, PENAMBANGAN, PEMROSESAN PASIR ZIRKON DI KALTENG

Dedi Hermawan, Pandu Dewanto dan Sudarto

Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir

ABSTRAK.

KAJIAN BAHAN SUMBER (U DAN Th) PADA EKSPLORASI, PENAMBANGAN, PEMROSESAN PASIR ZIRKON DI KALTENG. Dari tahun 2004 sampai tahun 2008, menurut data yang dikeluarkan oleh Departemen Perdagangan, volume ekspor pasir zirkon dan konsentrasinya mengalami peningkatan yang sangat tinggi. Salah satu lokasi yang banyak terdapat pasir zirkon di Indonesia adalah Pulau Kalimantan. Sebagai contoh, Provinsi Kalimantan Tengah pada tahun 2007 sampai dengan 2008 mengeksport pasir zirkon sekitar 51.000 ton sampai dengan 79.000 ton setiap tahunnya. Konsentrasi bahan sumber di dalam pasir zirkon menjadi penting untuk diketahui karena keberadaan radioaktif alam U dan Th di dalam pasir zirkon memiliki potensi bahaya radiasi. Oleh sebab itu perlu dilakukan suatu kajian terkait potensi cadangan bahan sumber yang terdapat dalam pasir zirkon beserta keselamatan radiasi yang diterapkan dalam proses penambangan ataupun pengolahan pasir zirkon. Pada makalah ini lokasi penambangan dan pengolahan pasir zirkon dibatasi pada provinsi Kalimantan Tengah saja. Dari hasil kajian diperoleh hasil bahwa bahan sumber yang ikut terbawa dalam ekspor pasir zirkon propinsi Kalteng berpotensi melebihi batas yang ditetapkan oleh Peraturan Kepala Bapeten No.9 tahun 2006 Tentang Pelaksanaan Protokol Tambahan Pada Sistem Pertanggungjawaban dan Pengendalian Bahan Nuklir. Dalam hal pemenuhan keselamatan radiasi, diperlukan peningkatan pengawasan K3 selama penambangan, proses/pengolahan oleh pekerja, pengawas/pembina pusat dan daerah, manajemen perusahaan untuk dapat mempermudah pencapaian pemenuhan terhadap ketentuan pengelolaan bahan sumber dan keselamatan radiasi berdasarkan regulasi nasional (BAPETEN) dan internasional.

Kata Kunci : Zirkon, Bahan sumber, Ekspor

ABSTRACT.

ASSESSMENT OF SOURCE MATERIAL (U AND Th) IN EXPLORATION, MINING, PROCESSING OF ZIRCON SAND IN CENTRAL KALIMANTAN. From 2004 to 2008, according to data released by the Commerce Department, the volume of zircon sand and concentrates exports has increased highly. One of many locations in Indonesia that widely available zircon sand is Kalimantan island. For example, Central Kalimantan Province in 2007 to 2008 exports about 51,000 tones up to 79,000 tones of zircon sand annually. The concentration of source material in the zircon sand is important to be known because the presence of natural radioactive U and Th in zircon sand has the potential radiation hazard. Therefore it is necessary to conduct an assessment the potential reserves related to the source material contained in the zircon sand and radiation safety that are applied in the process of mining or processing of zircon sand. In this paper the location of mining and processing of zircon sand is restricted to the province of Central Kalimantan. From the assessment obtained that source material which is carried by zircon sand export form the province of Central Kalimantan have the potential to exceed the limits set by the BAPETEN Chairman Decree No.9 of 2006 About the Implementation of the Additional Protocol to the Accountability System and

Control of Nuclear Materials. In terms of compliance with radiation safety, required increased surveillance of K3 during mining, process / processing by the worker, supervisor / supervisors and regional management company to be able the achievement of compliance with the provisions of the management of materials and the safety of radiation sources based on national regulations (BAPETEN) and international.

Keywords : Zircon, Source Material, Export

1. Pendahuluan

Dari tahun 2004 sampai tahun 2008, menurut data yang dikeluarkan oleh Departemen Perdagangan, volume ekspor pasir zirkon dan konsentrasinya mengalami peningkatan yang sangat tinggi. Puncak volume ekspor terjadi pada tahun 2008 yaitu lebih dari 800.000 ton. Pertambangan pasir zirkon ini sejak tahap penambangan menghasilkan konsentrat mineral berat (berkadar zirkon rendah) yang mengandung bahan sumber berupa uranium dan thorium yang cukup signifikan dan bervariasi, diperkirakan 500 ppm atau bahkan lebih. Kemudian pada tahap pengolahan dan pemurnian, pasir zirkon tersebut dipisahkan dari pengotornya menghasilkan konsentrat mineral berat (dengan kadar zirkonium yang lebih tinggi) yang siap diangkut untuk diekspor.

Salah satu lokasi yang banyak terdapat pasir zirkon di Indonesia adalah Pulau Kalimantan. Sebagai contoh, Provinsi Kalimantan Tengah

pada tahun 2007 sampai dengan 2008 mengekspor pasir zirkon sekitar 51.000 ton sampai dengan 79.000 ton setiap tahunnya. Seperti di sebutkan sebelumnya, bahan sumber terdapat dalam penambangan dan pengolahan pasir zirkon sehingga berpotensi untuk membahayakan keselamatan pekerja, masyarakat dan lingkungan.

Konsentrasi unsur radioaktif alam di dalam pasir zirkon menjadi penting untuk diketahui karena keberadaan radioaktif alam U dan Th di dalam pasir zirkon memiliki potensi bahaya radiasi. Bahaya tersebut berupa bahaya radiasi eksternal dan internal yaitu terhirupnya debu pasir pada proses penambangan, pengolahan maupun pengangkutan.

Oleh sebab itu perlu dilakukan suatu kajian terkait potensi cadangan bahan sumber yang terdapat dalam pasir zirkon beserta keselamatan radiasi yang diterapkan dalam proses penambangan ataupun pengolahan pasir zirkon. Pada makalah ini lokasi penambangan dan

pengolahan pasir zirkon dibatasi pada provinsi Kalimantan Tengah saja.

2. Tata Kerja

Tata kerja yang digunakan dalam kajian ini adalah sebagai berikut :

1. Studi literatur terhadap peraturan yang terkait, data cadangan hipotetik zirkon di Kalimantan tengah.
2. Pengambilan dan analisis sampel pasir zirkon pada beberapa perusahaan penambangan pasir zirkon di Kalimantan Tengah. Hal ini dilakukan dengan tujuan untuk mengetahui kandungan bahan sumber dalam pasir zirkon dan meninjau kondisi bekerja pada perusahaan pengolahan pasir zirkon.

3. Teori

Bahan sumber yang berupa uranium dan thorium, yang dihasilkan dari setiap pertambangan pasir zirkon, merupakan obyek pengawasan nasional oleh BAPETEN dan internasional oleh IAEA dalam rangka memenuhi perjanjian safeguards yang diatur dengan UU No. 8 tahun 1978 tentang “Traktat Pembatasan Senjata Nuklir” dan secara khusus diatur dalam Peraturan Kepala BAPETEN No. 09

tahun 2006 tentang Pelaksanaan Protokol Tambahan pada Sistem Pertanggungjawaban dan Pengendalian Bahan Nuklir. Pada ketentuan umum dalam PerKa BAPETEN No. 09 tahun 2006 ini ditetapkan bahwa bahan sumber adalah:

- a. uranium yang mengandung campuran isotop yang terjadi di alam;
- b. uranium deplesi yang mengandung isotop 235;
- c. thorium;
- d. uranium atau thorium seperti tersebut pada huruf a, b, dan c dalam bentuk logam, paduan logam, senyawa kimia atau konsentrat;
- e. **bahan-bahan lain yang mengandung satu atau lebih dari bahan sebagaimana dimaksud dalam huruf a, b, c, dan d dalam konsentrasi yang ditetapkan oleh BAPETEN; dan/atau**
- f. bahan selain yang dimaksud pada huruf a, b, c, d, dan e yang ditetapkan oleh Kepala BAPETEN.

Dalam peraturan tersebut telah ditetapkan bahwa Pengusaha Instalasi Nuklir dan Pengusaha Instalasi Non Nuklir, dalam hal ini termasuk Pengusaha Bidang Pertambangan Pasir Zirkon wajib menyampaikan deklarasi mengenai bahan nuklir yang belum

mencapai komposisi dan kemurnian yang sesuai untuk fabrikasi bahan bakar atau pengayaan isotop, maka dipakai ketentuan sebagai berikut:

1. Jumlah, komposisi kimia, penggunaan bahan sumber untuk kegiatan nuklir atau non nuklir, untuk setiap lokasi dengan jumlah bahan nuklir melebihi 1 (satu) ton uranium dan thorium
2. Jumlah, komposisi kimia dan negara tujuan untuk setiap ekspor bahan sumber khususnya untuk maksud penggunaan non nuklir dalam jumlah melebihi:
 - a. 10 (sepuluh) ton uranium atau dalam hal ekspor uranium secara berturut-turut kenegara yang sama, masing-masing kurang dari 10 (sepuluh) ton, tetapi melebihi jumlah seluruhnya 10 (sepuluh) ton untuk setahun;
 - b. 20 (dua puluh) ton thorium atau dalam hal ekspor thorium secara berturut-turut ke negara yang sama, masing-masing kurang dari 20 (dua puluh) ton thorium, tetapi melebihi jumlah seluruhnya 20 (dua puluh) ton untuk setahun.

Selain itu dalam Undang-undang no. 4 tahun 2009 tentang Pertambangan Mineral dan Batubara, pada pasal 50 disebutkan bahwa WUP mineral radioaktif ditetapkan oleh Pemerintah dan pengusahaannya dilaksanakan sesuai dengan ketentuan peraturan perundang-undangan. Dari Undang-undang ini dapat diambil pemahaman bahwa tambang mineral radioaktif, wewenang pengawasannya ditentukan oleh peraturan perundang-undangan bidang ketenaganukliran, termasuk Undang-undang No. 10 tahun 1997 dan peraturan pelaksanaannya.

Dari beberapa pertimbangan di atas, maka dapat diambil suatu kesimpulan bahwa kegiatan pertambangan mineral yang mengandung bahan sumber merupakan objek pengawasan dari BAPETEN.

4. Hasil dan Pembahasan

4.1. Sumber daya hipotetik zirkon di Kalteng

Dari data yang dikeluarkan oleh distemben Kalteng, diperoleh data-data sumber daya hipotetik zirkon di Kalteng seperti pada tabel 1 berikut.

Tabel 1. Sumber Daya Hipotetik Zirkon di DAS Kalimantan Tengah

No	Lokasi	Volume Endapan (m ³)	Jumlah Konsentrat (ton)	Sumberdaya ZrSO ₄ (ton)
1	DASS Sekonyer	88,500,000	513,300	384,975
2	DASS Seruyan	11,820,000	68,556	44,561
3	DASS Mentaya	102,140,000	592,412	385,068
5	DAS S Katingan & s. Cempaga	235,400,000	1,318,240	777,762
6	DAS S Rungan	21,900,000	122,640	74,810
7	DAS S Kahayan	553,251,000	3,098,206	526,695
8	DASS Muroi	22,560,000	126,336	63,168
9	Das S Kapuas	35,800,000	200,480	100,240
10	Lain2	103,292,000	516,460	258,230
	JUMLAH	1,174,663,000	6,556,630	2,615,509

Perhitungan cadangan bahan sumber Kalimantan Tengah dilakukan dengan menggunakan data hasil analisis terhadap pasir zirkon (produk perusahaan siap ekspor) di Kabupaten Katingan dari beberapa perusahaan berikut ini (nama perusahaan disamarkan) :

1. PT. A

2. PT. B

Dari hasil analisa yang dilakukan di Australia oleh salah satu perusahaan pengolahan pasir zirkon Katingan yaitu PT. A terhadap konsentrat zirkon siap ekspor diperoleh hasil sebagaimana terlihat pada tabel-2 berikut ini.

Tabel 2. Hasil Analisa XRF Pasir Zirkon Siap Ekspor Oleh PT. A Katingan di Australia

Sample UNITS	SiO ₂ %	Al ₂ O ₃ %	Fe ₂ O ₃ %	ZrO ₂ +HfO ₂ :TiO ₂ %	P ₂ O ₅ %	CaO %	U XRF ppm	Th ppm	CeO ₂ %	
PL0050 AMTI ZR 1-5 16/4/09	33.2	0.33	0.02	65.9	0.1	0.094	0.05	261	140	-0.01
PL0051 AMTI ZR 6-10 16/4/09	33.3	0.34	0.03	65.9	0.13	0.096	0.05	268	143	0.01
PL0052 AMTI ZR 11-15 16/4/C	33.2	0.34	0.02	66	0.13	0.095	0.05	267	132	-0.01
PL0053 AMTI ZR 16-20 16/4/C	33.5	0.35	0.02	65.8	0.1	0.093	0.04	257	128	-0.01
PL0054 AMTI ZR 20-24 16/4/C	33.4	0.3	0.02	65.8	0.08	0.092	0.05	275	142	-0.01
PL0054 AMTI ZR 20-24 16/4/C	33.5	0.32	0.02	65.7	0.09	0.093	0.05	277	146	-0.01

Sample Preparation

The samples have been sorted and dried. The whole sample has been pulverised in a vibrating pulveriser equipped with a Zirconia bowl. A barren flush has been pulverised between each sample.

Analytical Methods

The samples have been cast using a Norish flux to form a glass bead which has been analysed by XRF.

SiO₂, Al₂O₃, Fe₂O₃, ZrO₂+HfO₂, TiO₂, P₂O₅, CaO, U XRF, Th, CeO₂ have been determined by X-Ray Fluorescence Spectrometry

Dari hasil analisa tersebut dapat diperoleh hasil bahwa pasir yang diekspor memiliki kadar zirkon (ZrO_2) sekitar 65%. Dari hasil analisis ini dapat dilihat bahwa konsentrat pasir zirkon yang diekspor memiliki kandungan bahan sumber yang bervariasi antara 385 ppm sampai 423 ppm

Apabila kita menganggap bahwa kadar rata-rata bahan sumber adalah sebesar 406 ppm maka PT A ini telah

mengekspor bahan sumber sebanyak 2.078,314 kg atau ± 2 ton . Menurut klasifikasi eksportir uranium (dunia), nilai kadar 406 terletak jauh diatas *very low-grade ore* (100 ppm) misal Namibia.

Sebagai perbandingan, jumlah produksi/ekspor seluruh propinsi Kalimantan Tengah pada tahun 2008 dan 2009, dengan asumsi kadar bahan sumber 406 ppm adalah sebagai berikut.

Tabel 3. Perkiraan Ekspor Bahan Sumber Propinsi Kalimantan Tengah

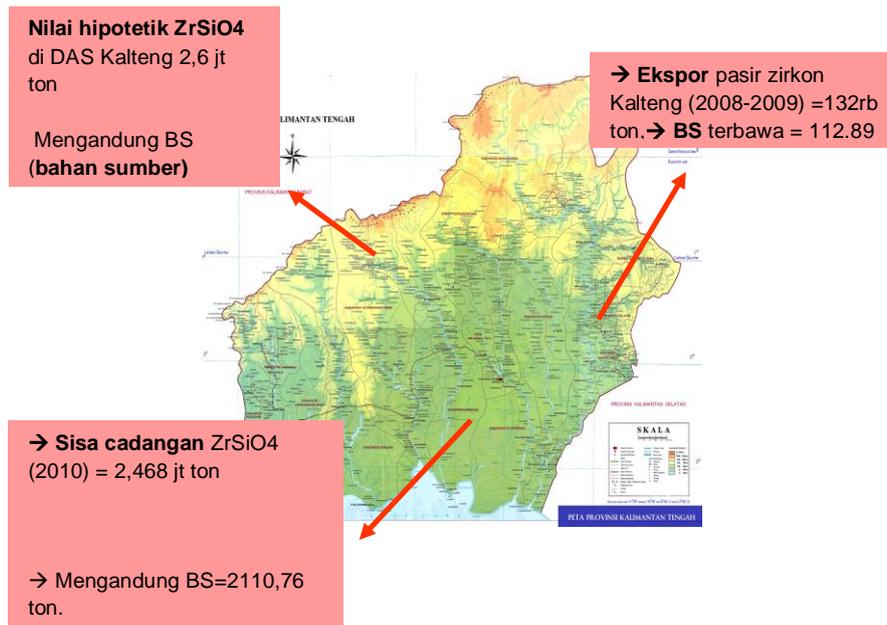
Tahun	ton	kg	406 ppm (U +Th) kg
2008	79848	79848000	32418.288
2009	52828	52828000	21448.168
Jumlah	132676	132676000	53866.456

Dengan asumsi yang didasarkan pada kandungan bahan sumber dalam konsentrat pasir zirkon yang diekspor PT. A (Katingan) yaitu 406 ppm, maka diperoleh hasil bahwa selama eksport konsentrat pasir zirkon dari tahun 2008 dan 2009 asal propinsi Kalimantan Tengah, telah terbawa atau diekspor juga bahan sumber sebanyak 53 ton.

Tabel 4. Perkiraan Ekspor Bahan Sumber Provinsi Kalteng dihitung berdasarkan kadar U+Th sebesar 855.25 ppm (PT. B)

Tahun	Jumlah Ekspor (Ton)	Bahan Sumber (U +Th) (ton)
2008	79848	68.29
2009	52828	45.18
Jumlah	132676	113.47

Kadar U+Th terbesar diperoleh dari PT. B yaitu sebesar 855.25 ppm, sehingga perkiraan Ekspor Bahan Sumber Propinsi Kalimantan Tengah yang terbawa/hilang dalam Ekspor selama 2 tahun dari Propinsi Kalimantan Tengah diperkirakan sebesar ~ 113,47 ton seperti terlihat pada tabel-4.



Gambar 1. Perkiraan nilai cadangan bahan sumber DAS Kalteng dihitung berdasarkan hasil analisis pasir zirkon siap ekspor (PT. B) dengan konsentrasi 855.25 ppm

Dari ilustrasi di atas, dapat diambil kesimpulan bahwa cadangan pasir zirkon dan Bahan Sumber ternyata sangat berlimpah. Dengan asumsi ekspor pasir zirkon sebanyak 60 ton setiap tahun, maka cadangan hipotetik pasir zirkon di Kalimantan Tengah akan habis setelah 41 tahun. Dalam pasir zirkon tersebut, masih terdapat sekitar 1001,2 ton bahan sumber (uranium dan thorium) yang akan sangat disayangkan

Terkait dengan hal ini, Pengusaha bidang pertambangan zirkon mempunyai kewajiban untuk menyampaikan deklarasi mengenai

apabila ikut terekspor atau terbawa lagi “dengan percuma” ke luar negeri.

Perlu juga diketahui bahwa, asumsi yang digunakan dalam analisis diatas adalah dengan menggunakan sumberdaya hipotetik. Sumber daya hipotetik ini adalah sumberdaya dengan asumsi minimal karena masih banyak wilayah yang telah diketahui terdapat endapan zirkon, tetapi masih belum masuk dalam perhitungan ini.

bahan nuklir/sumber yang terkandung dalam ekspor mereka sesuai dengan Peraturan Kepala BAPETEN No. 09 tahun 2006. Hal ini juga sesuai dengan

kewajiban deklarasi unsur-unsur yang diekspor secara lengkap sesuai persyaratan yang ditetapkan dalam Peraturan Menteri Perdagangan No. 14/M-DAG/PER/5/2008 tentang Verifikasi Teknis terhadap Ekspor Produk Pertambangan Tertentu.

4.2. Keselamatan Kerja Dalam Pengolahan Pasir Zirkon



Gambar 2. Pekerja Sedang Mengawasi Proses Pengepakan Pasir Zirkon Siap Ekspor



Dari hasil kunjungan ke instalasi pengolahan pasir zirkon di Kalimantan, para pekerja melakukan pekerjaan tanpa alat perlindungan diri yang memadai. Para pekerja tidak menggunakan alat proteksi pernapasan ataupun pengontrolan debu yang memadai seperti terlihat pada gambar di bawah ini.

Gambar 3. Manajer Operasi Sedang Melakukan Sampling Pasir Zirkon

Dari kedua gambar di atas dapat diambil kesimpulan bahwa perlindungan terhadap bahaya radiasi sangatlah kurang. Bahkan keselamatan kerja umum yang berlaku di industri, yang seharusnya diperhatikan dan dilakukan, belum menjadi perhatian bagi pengusaha pertambangan zirkon. Padahal hal ini mutlak diperlukan dalam rangka perlindungan bagi pekerja, masyarakat dan lingkungan.

Selain itu, paparan radiasi dalam pekerjaan pengolahan pasir zirkon harus ditekan serendah mungkin. Paparan radiasi yang ditimbulkan pasir zirkon (terutama dalam bentuk tumpukan) meskipun kecil, tetapi akan terkumulasi dan dapat melewati ambang batas paparan yang ditetapkan oleh BAPETEN. Sebagai contoh pada

karung pasir zirkon siap ekspor 1000 kg, diperoleh hasil pengukuran laju

dosis permukaan terukur sebesar 1.82 $\mu\text{Sv/h}$.



Gambar 4. Data Pengukuran Pasir Zirkon di PT. A Katingan

Selain itu, hal yang cukup penting adalah bahaya radiasi interna yang berpotensi besar terjadi karena hal yang ditangani berbentuk serbuk sehingga sangat mudah terhirup oleh para pekerja.

Paparan radiasi pada tumpukan pasir zirkon yang diukur di tempat pengolahan dan penyimpanan adalah bervariasi, tergantung pada jenis pengolahan dan asal pasir zirkon.

5. Kesimpulan

Berdasarkan hasil perhitungan sebelumnya maka bahan sumber yang ikut terbawa dalam ekspor pasir zirkon propinsi Kalteng pada tahun 2008 dan 2009 adalah sebesar 113,47 ton. Dengan demikian volume bahan sumber yang

diekspor berpotensi melebihi batas yang ditetapkan oleh Peraturan Kepala Bapeten No.9 tahun 2006 Tentang Pelaksanaan Protokol Tambahan Pada Sistem Pertanggungjawaban dan Pengendalian Bahan Nuklir.

Terkait dengan hal ini, maka kewajiban untuk mencantumkan kandungan bahan sumber (U dan Th) dalam dokumen pra ekspor perlu untuk dipatuhi oleh eksportir pasir zirkon, dengan tujuan untuk memudahkan pengendalian bahan sumber dalam pertambangan pasir zirkon.

Dalam hal pemenuhan keselamatan radiasi, diperlukan peningkatan pengawasan K3 (sebagai syarat minimal) selama penambangan, proses/pengolahan dan pengangkutan oleh pekerja, pengawas/pembina pusat

dan daerah, manajemen perusahaan untuk dapat mempermudah pencapaian pemenuhan terhadap ketentuan pengelolaan bahan sumber dan keselamatan radiasi berdasarkan regulasi nasional (BAPETEN) dan internasional.

Selain itu diperlukan peningkatan pengawasan terhadap pengelolaan bahan sumber oleh pemerintahan pusat dan daerah untuk mengurangi kerugian negara misalnya dengan melalui pengenaan wajib pajak terhadap bahan sumber yang ikut terbawa dalam ekspor pasir zirkon.

6. Daftar Pustaka

- [1]. IAEA Safety Report Series No.51, Radiation Protection and NORM Residu Management in the Zircon and Zirconia Industries, IAEA, July 2007
- [2]. Sudarto, Dyah Kalista, Kajian Teknis Aspek Pengawasan Bahan Nuklir Dalam Pasir Zirkon, Prosiding Seminar Sains dan Teknologi Nasional- UNILA, Lampung, 2007.
- [3]. Sutoto Abadi, Pertambangan Zirkon Di Kalimantan Tengah, Presentasi Rapat Koordinasi 29 Maret 2010, BAPETEN, Jakarta, 2010.
- [4]. Undang-undang No.10 tahun 1997 tentang Ketenaganukliran, Jakarta, 1997
- [5]. Peraturan Pemerintah No. 27 Tahun 2002 tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif, Jakarta, 2002
- [6]. Peraturan Pemerintah No. 33 Tahun 2007 tentang Keselamatan dan Keamanan Sumber Radiasi Pening, Jakarta, 2007
- [7]. Peraturan Kepala Bapeten No.9 tahun 2006 Tentang Pelaksanaan Protokol Tambahan Pada Sistem Pertanggungjawaban Dan Pengendalian Bahan Nuklir, Jakarta, 2006
- [8]. Peraturan Kepala Bapeten No.9 tahun 2009 Intervensi Terhadap Paparan Yang Berasal Dari Technologically Enhanced Naturally Occurring Radioactive Material, Jakarta, 2009

Tanya Jawab

1. Wahyu B.K (Badan Geologi/ ESDM)

Kandungan U & Th dalam Zirkon?

Jawaban: Kandungan U & Th dalam zircon bervariasi di setiap lokasi karena terkait dengan struktur geologi masing-masing daerah. Dari hasil survey yang telah dilakukan rentang kandungan U & Th adalah antara 200 ppm – 855 ppm.

2. M. Najib (PPGN/ BATAN)

Apakah kegunaan Zr dalam dunia industry?

Jawaban: Di dunia industri zircon banyak digunakan sebagai pewarna keramik, bahan refraktori dan abrasif, tabung sinar katoda, dan bahkan sebagai campuran kelongsong bahan bakar nuklir

KAJIAN INFRASTRUKTUR PENGAWASAN PEMBANGUNAN DAN PENGOPERASIAN PLTN DI INDONESIA

Liliana Yetta Pandi¹ dan Heryudo Kusumo²

¹Pusat Pengkajian Sistem dan Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir – Bapeten

²Direktorat Perizinan Instalasi dan Bahan Nuklir – Bapeten

ABSTRAK

KAJIAN INFRASTRUKTUR PENGAWASAN PEMBANGUNAN DAN PENGOPERASIAN PLTN DI INDONESIA. Apabila Pemerintah akan memutuskan tingkat partisipasi nasional dalam program tenaga nuklir dan sumber daya perlu dialokasikan untuk mengembangkan infrastruktur keselamatan nuklir. Dalam melakukan pembangunan dan pengoperasian PLTN diperlukan infrastruktur pengawasan PLTN. Infrastruktur pengawasan pembangunan dan pengoperasian PLTN terdiri dari badan pengawas, sistem pengawasan dan sumber daya manusia. Dalam makalah ini dibahas tentang badan pengawas, sistem pengawasan (yang terdiri dari legislasi, peraturan, perizinan dan inspeksi) dan sumber daya manusia. Saat ini Indonesia telah mempunyai Infrastruktur pengawasan pembangunan PLTN yaitu berupa badan pengawas, sistem pengawasan dan sumber daya manusia.

Kata kunci: badan pengawas, legislasi, pengaturan, perizinan, inspeksi, sumber daya manusia

ABSTRACT

REGULATORY INFRASTRUCTURE ASSESSMENT OF NPP CONSTRUCTION AND OPERATION. If the Government will decide the level of national participation in nuclear power programs and resources should be allocated to develop a nuclear safety infrastructure. In performing NPP construction and operation is required NPP regulatory infrastructure. The regulatory infrastructure of the construction and operation of nuclear power consist of a regulatory body, regulatory system (consisting of legislation, regulation, licensing and inspection) and human resources. Currently, Indonesia has had regulatory infrastructure of NPP construction and operation that is regulatory body, regulation system and human resources.

Keyword: regulatory body, legislation, regulation, licensing, inspection, human resource

1. Pendahuluan

Apabila Pemerintah akan memutuskan tingkat partisipasi nasional dalam program tenaga nuklir dan sumber daya, maka perlu dialokasikan untuk mengembangkan infrastruktur keselamatan nuklir. Untuk pengembangan nasional dengan kompetensi tenaga kerja dibutuhkan

program yang berkelanjutan untuk mengelola teknologi nuklir dan kegiatan nuklir dengan selamat.

Oleh karena itu, dalam pembangunan dan pengoperasian PLTN diperlukan infrastruktur pengawasan. Infrastruktur yang dibahas dalam makalah ini yaitu infrastruktur dari segi pengawasan pembangunan dan

pengoperasian PLTN. Infrastruktur pengawasan PLTN tersebut meliputi: badan pengawas, sistem pengawasan dan sumber daya manusia.

Dalam makalah ini yang dibahas infrastruktur pengawasan untuk pembangunan dan pengoperasian PLTN. Infrastruktur pengawasan PLTN meliputi: legislasi, pengaturan, perizinan, badan pengawas dan sumber daya manusia.

2. Metodologi

Kajian infrastruktur pengawasan pembangunan dan pengoperasian PLTN di Indonesia ini dilakukan dengan metode deskriptif melalui studi pustaka dengan tahapan langkah meliputi: pengumpulan literatur standar dan peraturan perundang-undangan yang terkait, dan pengumpulan informasi pendukung.

3. Hasil Dan Pembahasan

Pada Saat pemerintah memutuskan untuk merencanakan, membangun dan mengoperasikan PLTN, maka dibutuhkan infrastruktur. Infrastruktur tersebut di antaranya terdiri dari: perjanjian internasional dan seifgard, sumber dana, perundangan nuklir,

program pelatihan, konsultasi publik, sumber daya manusia, pengawasan, standar, dan lain-lain.

Pengawasan terhadap pembangunan dan pengoperasian PLTN bertujuan untuk menetapkan persyaratan, baik teknis maupun administratif, yang akan diberlakukan terhadap perorangan, kegiatan, dan institusi yang terlibat dalam program PLTN. Untuk mencapai tujuan tersebut, suatu negara biasanya mempunyai sistem pengawasan yang terdiri dari legislasi, pengaturan, perizinan dan inspeksi.

3.1 Legislasi [1]

Legislasi pada umumnya berbentuk undang-undang, yang digunakan sebagai dasar hukum pembentukan badan pengawas dan mengatur proses/prosedur perizinan. Legislasi diperlukan untuk memberikan dasar bagi pembentukan sistem pengawasan di suatu negara, mencakup kegiatan pengaturan, perizinan, dan inspeksi PLTN. Legislasi juga merupakan prasyarat bagi penetapan peraturan, pedoman, dan standar yang akan diberlakukan terhadap pembangunan dan pengoperasian PLTN.

Pada dasarnya, tujuan utama legislasi adalah:

- a Memberikan landasan bagi pembentukan badan pengawas.
- b Memberikan landasan hukum untuk menjamin agar pembangunan dan pengoperasian PLTN tidak membahayakan kesehatan dan keselamatan personil, masyarakat dan lingkungan hidup.
- c Memberikan jaminan ganti rugi terhadap pihak ketiga yang menderita kerugian akibat kecelakaan nuklir.
- d Menetapkan persyaratan dan kondisi yang harus dipenuhi oleh pemohon izin PLTN.

3.2 Pengaturan

Pengaturan biasanya hanya mencakup persyaratan keselamatan yang penting dan bersifat umum, sedangkan persyaratan yang bersifat khusus/spesifik dan rinci pada umumnya dicantumkan sebagai kondisi izin. Pengaturan dilakukan oleh pemerintah atau badan pengawas atas nama pemerintah terhadap pembangunan dan pengoperasian PLTN, biasanya dalam bentuk Peraturan Pemerintah (PP) sebagai pelaksanaan undang-undang. PP biasanya berisi prosedur perizinan dan persyaratan yang dianggap penting untuk menjamin kesehatan dan

keselamatan personil, masyarakat dan lingkungan hidup, baik selama tahap pemilihan tapak, desain, konstruksi, komisioning, operasi, maupun dekomisioning PLTN.

Persyaratan keselamatan yang terdapat dalam PP biasanya berlaku untuk semua jenis PLTN. Persyaratan lebih rinci dan teknis untuk jenis PLTN tertentu terdapat dalam peraturan yang diterbitkan oleh badan pengawas atau dalam kondisi izin. Dalam membuat peraturan, suatu negara dapat mengadopsi peraturan yang diterbitkan oleh IAEA, maupun dari negara maju yang telah membangun dan mengoperasikan PLTN dengan selamat dan aman.

3.3 Perizinan

Izin hanya berlaku untuk kegiatan tertentu seperti konstruksi, komisioning, operasi, dan lain-lain. Izin dapat dipandang sebagai persetujuan untuk melaksanakan kegiatan tersebut. Perizinan merupakan pengendalian yang dilakukan oleh badan pengawas terhadap kegiatan pemilihan/evaluasi tapak, konstruksi, komisioning, operasi, dan dekomisioning PLTN, biasanya dalam bentuk izin atau persetujuan untuk melaksanakan kegiatan tersebut.

Izin diberikan dengan memuat kondisi izin yang harus dipatuhi oleh pemegang izin, izin diberikan secara bertahap, dimulai dari izin tapak, izin konstruksi, izin komisioning, izin operasi, sampai dengan izin dekomisioning. Permohonan izin diajukan kepada badan pengawas dengan menyampaikan semua dokumen yang disyaratkan, seperti LAK (Laporan Analisis Keselamatan), AMDAL (Analisis Mengenai Dampak Lingkungan), PSA (*probabilistic safety assessment*) dan lain-lain.

Evaluasi dilakukan oleh badan pengawas, dan setelah dianggap memenuhi syarat maka izin dapat diterbitkan. Izin dapat diubah atau dibekukan atas pertimbangan keselamatan, misalnya sebagai akibat dari pengalaman operasi PLTN, kemajuan teknologi, litbang dalam bidang keselamatan nuklir, maupun akibat dari terjadinya suatu peristiwa yang dpt membahayakan keselamatan dan kesehatan personil, masyarakat, dan lingkungan hidup.

Selama pembangunan dan pengoperasian PLTN, pemegang izin dapat melakukan modifikasi SSK (struktur, sistem dan komponen) PLTN dalam rangka meningkatkan unjuk kerja

maupun keselamatan PLTN. Modifikasi terhadap SSK terkait keselamatan memerlukan persetujuan badan pengawas, karena modifikasi tersebut sangat signifikan sehingga kondisi izin perlu diubah/direvisi (misalnya menaikkan daya reaktor nuklir atau mengubah batasan dan kondisi operasi), sehingga badan pengawas menerbitkan izin baru, dan izin yang lama dinyatakan tidak berlaku..

3.4 Inspeksi

Sesuai dengan Pasal 20 UU No. 10/1997 tentang Ketenaganukliran[2]:

- (1).Inspeksi terhadap instalasi nuklir (termasuk PLTN) dan instalasi yang memanfaatkan radiasi pengion dilaksanakan oleh Badan Pengawas dalam rangka pengawasan terhadap ditaatinya syarat-syarat dalam perizinan dan peraturan perundang-undangan di bidang keselamatan nuklir;
- (2).Inspeksi sebagaimana dimaksud pada ayat (1) dilaksanakan oleh inspektur yang diangkat dan diberhentikan oleh Badan Pengawas;
- (3).Inspeksi sebagaimana dimaksud pada ayat (1) dilaksanakan secara berkala dan sewaktu-waktu.

3.5 Badan Pengawas

Fungsi utama badan pengawas seperti yang dialokasikan dalam legislasi, termasuk fungsi berikut di bawah ini:[3]

- persiapan peraturan dan pedoman.
- Otorisasi/hak fasilitas dan kegiatan.
- Telaah dan menilai informasi terkait keselamatan.
- Inspeksi di fasilitas dan kegiatan.
- Penegakkan kepatuhan terhadap peraturan dan standar.

Karena PLTN mengandung potensi bahaya radiasi yang dapat membahayakan keselamatan dan kesehatan pekerja, masyarakat dan lingkungan hidup, maka diperlukan pengawasan yang ketat selama pembangunan dan pengoperasian PLTN, sehingga pembangunan dan pengoperasian PLTN harus dilakukan pengawasan oleh badan pengawas. Untuk dapat melakukan pengawasan secara memadai terhadap pembangunan dan pengoperasian PLTN, badan pengawas harus memenuhi beberapa persyaratan tertentu. Persyaratan tersebut antara lain [1]:

- a) kemandirian badan pengawas.
- b) efektivitas badan pengawas.

a. Kemandirian Badan Pengawas

Kemandirian merupakan syarat mutlak yang harus dipenuhi oleh badan pengawas agar dapat menjalankan fungsinya dengan baik, kemandirian tersebut terkait dengan legalitas pendirian badan pengawas (*regulatory body*) dan hubungannya dengan badan pelaksana (*executing body*). Kemandirian diperlukan untuk memastikan agar keputusan pengawasan dan penegakan hukum dapat dilakukan oleh badan pengawas tanpa adanya tekanan dari pihak tertentu/lain yang berkepentingan.

Syarat kemandirian badan pengawas meliputi aspek berikut[1]:

1. Aspek legal.
2. Aspek politik.
3. Aspek keuangan.
4. Aspek kompetensi.
5. Aspek informasi publik.
6. Aspek internasional.

1. Aspek Legal

- a. Badan pengawas harus mempunyai legalitas yang kuat untuk menjalankan fungsinya.

- b. Dalam hal ini pendirian badan pengawas harus didukung dengan dasar hukum yang memadai, seperti UU, PP atau KepPres.

2. Aspek Politik

- a. Badan pengawas harus tidak menjadi obyek politik dan juga tidak terpengaruh oleh perubahan politik dalam rangka pengambilan keputusan pengawasan.
- b. Namun demikian, badan pengawas harus akuntabel (tanggung gugat) dalam memenuhi misinya untuk melindungi pekerja, masyarakat dan lingkungan hidup.
- c. Untuk memastikan akuntabilitas ini, badan pengawas bertanggung jawab langsung kepada Presiden, untuk menghindari pengaruh dari pihak yang berkepentingan dengan promosi atau pengembangan tenaga nuklir.

3. Aspek Keuangan

- a. Agar dapat melaksanakan fungsinya dengan baik, badan pengawas harus dilengkapi dengan keuangan yang memadai. Untuk itu pengaturan anggaran badan pengawas harus terpisah dengan lembaga pemerintah lain, misal

badan yang mempromosikan pemanfaatan tenaga nuklir.

- b. Tidak dapat dipungkiri bahwa badan pengawas juga menjadi obyek pengawasan keuangan dari lembaga lain seperti BPKP dan BPK dalam hal pertanggungjawaban dari segi penggunaan anggaran yang disediakan.

4. Aspek Kompetensi

- a. Badan Pengawas harus mempunyai kepakaran teknis secara independen di bidang-bidang yang relevan dengan tanggung jawabnya terhadap keselamatan.
- b. Manajemen badan pengawas mempunyai tanggung jawab dan wewenang untuk pengadaan staf dengan keahlian dan kepakaran yang diperlukan dalam rangka memenuhi misinya.
- c. Selain itu, badan pengawas harus mempertahankan dan meningkatkan kompetensi staf pengawas sesuai dengan kebutuhan pengawas-an dan antisipasi terhadap perkembangan teknologi keselamatan.
- d. Dalam hal terdapat kekurangan pemenuhan syarat kompetensi

lembaga, badan pengawas harus diberikan wewenang untuk melakukan kerjasama dengan lembaga kompeten lain yang independen terhadap lembaga promosi tenaga nuklir, seperti universitas.

5. Aspek Informasi Publik

- a. Badan pengawas harus mempunyai kewenangan mandiri untuk mengkomunikasikan ketentuan, persyaratan, keputusan dan opini pengawasan kepada masyarakat.
- b. Komunikasi dan publikasi informasi tentang pengawasan harus tidak dipengaruhi oleh lembaga atau otoritas yang lain.
- c. Masyarakat akan percaya, bahwa pemanfaatan tenaga nuklir tersebut aman dan selamat, bila proses pengawasan dan pengambilan keputusan tentang pengawasan dilakukan secara transparan.

6. Aspek Internasional

- a. Badan pengawas harus mempunyai kewenangan untuk melakukan hubungan dengan

badan internasional atau badan pengawas di luar negeri dalam rangka kerjasama dan tukar-informasi.

- b. Hubungan ini dimaksudkan untuk mendapatkan informasi tentang perkembangan terkini mengenai teknologi keselamatan dan pengawasan tenaga nuklir, serta status terkini mengenai pemanfaatan tenaga nuklir di negara-negara lain.
- c. Selain itu hubungan internasional juga dimaksudkan untuk memperkuat kapasitas lembaga melalui tukar-menukar pengetahuan dan pengalaman, dan pembinaan staf melalui pendidikan dan pelatihan bersama atau tukar-menukar pakar dalam bidang tertentu.

b. Efektivitas Badan Pengawas [1]

Umum

Efektifitas badan pengawas secara umum harus mempunyai hal berikut:

- Legislasi nuklir.
Dasar hukum untuk melakukan kegiatan pengawasan meliputi pengaturan, perizinan, inspeksi,

penilaian dan pengkajian, serta penegakan hukum.

- Mandiri.
Tidak terlibat dalam kegiatan promosi dan/atau pemanfaatan tenaga nuklir.
- Visi dan misi yang jelas.
Tidak membingungkan personil maupun masyarakat.
- Sumber daya yang cukup.
SDM profesional dengan jumlah memadai, dana yang cukup untuk melakukan kegiatan pengawasan, dan lain-lain.
- Tanggung jawab yang jelas.
Tidak tumpang tindih dengan instansi lain.
- Transparan.
Kebijakan pengawasan yang jelas dan terbuka untuk diketahui masyarakat.

Khusus

- Selain hal umum, badan pengawas harus mempunyai hal khusus yang terdiri dari kebijakan, tujuan/sasaran dan strategi yang jelas.
- Struktur organisasi dan tupoksi yang mantap.
- Pembagian tugas dan wewenang antar unit kerja yang jelas/tidak tumpang tindih.
- Peraturan, pedoman dan standar yang lengkap.
- Staf yang kompeten dengan pengetahuan, pengalaman, pelatihan dan motivasi yang tinggi.
- Mempunyai Komisi Ahli/Penasehat yang dapat diandalkan/mumpuni.
- Mempunyai dan menerapkan sistem jaminan kualitas/mutu intern yang mantap.
- Sistem kesiapsiagaan nuklir yang mapan (rencana/program, SDM terlatih, peralatan, pelatihan, uji-coba, dan lain-lain).
- Mampu mendanai dan mengelola/melaksanakan kegiatan pengkajian/penelitian keselamatan nuklir dalam rangka menunjang pengawasan (peraturan, perizinan, inspeksi).
- Kerjasama yang erat dengan instansi sejenis dalam negeri (Depnaker, Depkes, BSN, dan lain-lain termasuk BATAN dan Perguruan Tinggi).
- Kerjasama yang erat dengan badan pengawas negara lain dan organisasi internasional (NRC-

USA, MEXT/ MITI-Japan, IAEA, ICRP, dan lain-lain).

- Mempunyai sistem jaringan komunikasi yang mantap dengan masyarakat khususnya stakeholder (untuk keperluan penyuluhan, sosialisasi, pemasyarakatan, dan lain-lain).

3.6 Sumber Daya Manusia[3]

Pengembangan sumber daya manusia merupakan tugas yang menuntut dan kompleks dalam hal sumber daya (baik waktu dan uang) dan harus benar-benar diperhatikan. Penilaian pendidikan dan pelatihan harus dilakukan. Kerjasama dengan negara lain dan organisasi internasional harus dikejar untuk memberikan wawasan ke dalam kompetensi dan sumber daya manusia yang diperlukan untuk melaksanakan program tenaga nuklir.

Proses penilaian untuk pendidikan dan pelatihan harus mencakup pembangunan dari daftar bidang keahlian yang diperlukan untuk mendukung pengembangan kerangka hukum dan peraturan, evaluasi tapak, penilaian desain, konstruksi dan pengawasan peraturan, bersama dengan perkiraan jumlah individu diperlukan di bidang fungsional. Dalam tahap

selanjutnya keahlian yang harus tersedia untuk komisioning, operasi, perawatan dan pengelolaan limbah radioaktif.

Proses penilaian juga harus mencakup pemeriksaan kemampuan fasilitas akademik dan pusat-pusat penelitian dan pengembangan serta lembaga-lembaga pelatihan teknis yang ada saat ini untuk memberikan pelatihan di bidang keahlian teknis tertentu yang akan diperlukan untuk operasi, lisensi dan pengawasan PLTN . Penilaian harus mengarah pada kesimpulan pada kecukupan kemampuan saat ini untuk memenuhi kebutuhan yang teridentifikasi pada bidang-bidang seperti fisika reaktor, termal hidrolik, kimia, proteksi radiasi, ilmu material, analisis kekuatan, kehandalan teknologi, teknik mesin, teknik sipil, ilmu bumi, dampak lingkungan radiologi, teknik instrumentasi, listrik dan teknik kontrol, ilmu perilaku manusia, pengujian bahan, manajemen proyek dan manajemen organisasi.

Berdasarkan penilaian pendidikan dan pelatihan, rencana komprehensif untuk meningkatkan baik lembaga-lembaga pelatihan yang ada maupun lembaga-lembaga pelatihan baru dibangun harus dikembangkan. Kemungkinan untuk berkolaborasi dalam pengembangan sumber daya

manusia dengan potensi vendor Amerika dan Negara lain di mana pembangkit listrik tenaga nuklir dioperasikan harus dieksplorasi pada tahap awal.

Pengalaman menunjukkan bahwa, sebelum kurikulum pendidikan dan pelatihan diletakkan di tempat, bisa berguna untuk memanfaatkan kesempatan bagi pendidikan di lembaga-lembaga di negara lain, untuk mengirim *trainee* nuklir di luar negeri dan untuk menyewa spesialis dari negara lain untuk menyediakan pendidikan akademik dan praktis dan pelatihan, sehingga mulai mengembangkan sumber daya manusia dari tahap awal. Juga mempertimbangan untuk mempekerjakan staf dari industri lainnya.

Pengamanan sumber daya manusia harus dipertimbangkan, karena kehilangan modal manusia yang terlatih dapat membahayakan pelaksanaan dan keberlanjutan infrastruktur keselamatan. Strategi untuk menarik dan mempertahankan staf berkualitas tinggi harus dikembangkan. Strategi ini dapat mencakup langkah-langkah seperti pengaturan kembali yang memadai bagi *trainee* dikirim ke negara lain, gaji yang memadai, kondisi kerja yang baik dan posisi karir. Selain itu, semua organisasi

nasional dengan fungsi keselamatan terkait, terutama badan pengawas, harus dilengkapi dengan sarana yang diperlukan untuk menarik dan mempertahankan staf yang berkualitas tinggi, dalam kompetisi yang potensial dengan organisasi operasi dan organisasi industri.

Badan pengawas harus secara bertahap merekrut dan mengembangkan keahlian yang diperlukan. Tujuannya adalah untuk memiliki staf badan pengawas yang mampu menentukan dan memahami persyaratan keselamatan. Persyaratan keselamatan untuk digunakan oleh organisasi yang beroperasi di proses penawaran dan untuk digunakan sendiri dalam evaluasi tapak dan permohonan untuk izin pembangunan. Staf juga harus mampu membuat keputusan keselamatan lain yang terkait pada waktu ketika keputusan tersebut diperlukan. Kebutuhan khusus untuk kompetensi dan pelatihan terutama untuk staf yang akan harus melakukan inspeksi selama konstruksi, serta menilai kepatuhan dan pencapaian tujuan keselamatan.

3.7 Infrastruktur Pengawasan PLTN di Indonesia

Dalam rangka menghadapi pembangunan dan pengoperasian PLTN, pemerintah telah menerbitkan Undang Undang (UU) No. 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran, yang merupakan dasar hukum bagi pembentukan badan pengawas (dalam hal ini BAPETEN) dan badan pelaksana (dalam hal ini BATAN). Di samping itu, UU No.10/1997 tersebut juga mengatur tentang persyaratan perizinan bagi instalasi nuklir, termasuk reaktor nuklir, baik reaktor daya maupun reaktor non-daya, dan sebagai peraturan pelaksanaan dari UU No.10/1997, pemerintah menerbitkan berbagai peraturan perundang-undangan, baik dalam bentuk Peraturan Pemerintah (PP), maupun peraturan Kepala (Perka) BAPETEN.

Dalam rangka pengawasan terhadap pembangunan dan pengoperasian PLTN telah diterbitkan beberapa PP, yakni:

- a. PP No.43/2006 tentang Perizinan Reaktor Nuklir.
- b. PP No.33/2007 tentang Keselamatan Radiasi Pening dan Keamanan Sumber Radioaktif.
- c. PP No. 26/2002 tentang Keselamatan Pengangkutan Zat Radioaktif.

- d. PP No. 27/2002 tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif.

Beberapa PP lain yang mengatur tentang keselamatan dan keamanan instalasi dan bahan nuklir, kesiapsiagaan nuklir, dan lain-lain saat ini sedang dalam proses penyusunan.

Sebagai peraturan pelaksanaan dari PP No.43/2006, khususnya dalam Ketenaganukliran dalam rangka pengawasan PLTN, BAPETEN akan menerbitkan serangkaian peraturan dalam bentuk Perka, baik yang berisi ketentuan, maupun pedoman, di antaranya adalah:

- a. Perka tentang Ketentuan Keselamatan Desain PLTN.
- b. Perka tentang Ketentuan Keselamatan Operasi PLTN.

Perlu diketahui bahwa, pembangunan dan pengoperasian PLTN di Indonesia tidak dapat dilakukan dengan hanya mengandalkan peraturan dan pedoman yang diterbitkan oleh pemerintah/BAPETEN saja. Pada umumnya pembangunan dan pengoperasian PLTN memerlukan peraturan teknis yang lebih rinci (dalam bentuk "*codes & standards*"). "*Codes & standards*" tersebut (mis. ASME, ASTM, ANSI, JIS, DIN, CSA, BS,

KTA, dan lain-lain) hanya dapat diperoleh dari negara maju yang telah membangun dan mengoperasikan PLTN dengan aman.

Dewasa ini BATAN telah mempunyai program penyusunan standar, yang nantinya akan diterbitkan dalam bentuk SNI (Standar Nasional Indonesia). Perumusan standar tersebut di BATAN dilakukan oleh Panitia Teknis Perumusan Standar, berdasarkan penunjukan oleh BSN. Pada saat pembangunan PLTN mulai dilaksanakan, diharapkan telah banyak dihasilkan SNI keselamatan nuklir, khususnya untuk PLTN, yang dapat diterapkan pada PLTN tersebut, namun apabila SNI untuk keperluan tersebut belum tersedia, maka BAPETEN dapat memberlakukan *codes and standards* yang berasal dari negara pemasok PLTN.

Indonesia telah mempunyai infrastruktur pengawasan PLTN yang meliputi badan pengawas (BAPETEN), sumber daya manusia dan sistem pengawasan PLTN yang cukup memadai mencakup: legislasi, peraturan, perizinan, inspeksi.. Ditinjau dari segi kemandirian badan pengawas, BAPETEN telah memenuhi berbagai aspek kemandirian seperti aspek legal,

politik, keuangan, kompetensi, informasi publik, dan aspek internasional, dan ditinjau dari segi efektivitas badan pengawas, BAPETEN belum sepenuhnya memenuhi persyaratan, di antaranya Pembagian tugas dan wewenang antar unit kerja yang jelas/tidak tumpang tindih.

Mengenai sumber daya manusia, badan pengawas/Bapeten telah menyusun program pendidikan dan pelatihan untuk personil/staf BAPETEN dalam menyongsong pembangunan dan pengoperasian PLTN.

4. Kesimpulan

Dari uraian di atas maka dapat disimpulkan bahwa:

- a. Indonesia telah mempunyai sistem pengawasan PLTN yang cukup memadai mencakup: legislasi, peraturan, perizinan, inspeksi, dan badan pengawas/ BAPETEN.
- b. Ditinjau dari segi kemandirian badan pengawas, BAPETEN telah memenuhi berbagai aspek kemandirian seperti aspek legal, politik, keuangan, kompetensi, informasi publik, dan aspek internasional.
- c. Ditinjau dari segi efektivitas badan pengawas, BAPETEN belum

sepenuhnya memenuhi persyaratan dimaksud sehingga masih banyak upaya yang perlu dilakukan untuk meningkatkannya.

5. Daftar Pustaka

- [1] Kusumo, H, Pengawasan Pembangunan dan pembangunan PLTN, Jakarta, 2010
- [2] Undang-undang No. 10 Tahun 1997, Ketenaganukliran, Jakarta, 1997.
- [3] IAEA, *Establishing the Safety Infrastructure for a Nuclear Power Programme*, DS424 Draft Version 4, Wina, 2010.

Tanya Jawab

1. Endiah PS

- a. PP apa saja yg diperlukan dan harus disiapkan dalam rangka memenuhi insfrastruktur PLTN ?

- b. Apakah PP No. 43 2006 dan PP No. 33 2007 sama dengan untuk RR?

Jawaban:

- 1. PP tentang pengelolaan limbah radioaktif. PP tentang pengangkutan bahan nuklir.
- 2. PP No. 43 2006 dan PP 33 2007 sama dengan RR

2. Nur Syamsi S

Sejauh mana aspek keuangan mempengaruhi independensi BAPETEN dalam melaksanakan pengawasan?

Jawaban:

Aspek keuangan belum independen , karena BAPETEN masih tergantung dengan APBN

PEMBELAJARAN JUSTIFIKASI PEMBANGUNAN PLTN BARU DI INGGRIS

Agus Waluyo, Liliana Yetta Pandi

Pusat Pengkajian Sistem Teknologi Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir
Badan Pengawas Tenaga Nuklir

ABSTRAK

PEMBELAJARAN JUSTIFIKASI PEMBANGUNAN PLTN BARU DI INGGRIS. Di dalam konteks industri nuklir, pembangkitan tenaga nuklir merupakan hal yang sangat umum, luas atau jenis prakteknya. Bagaimanapun juga, manfaat dan kerugian yang muncul dari operasi berbagai macam tipe PLTN akan berbeda-neda secara substansial dan tidak mungkin justifikasi tunggal dapat dibuat begitu luas. Dalam melakukan proses justifikasi reaktor dibagi menjadi 4 kategori dan dalam proses justifikasi harus memperhatikan 8 (delapan) kriteria kunci. Dalam proses justifikasi, asumsi-asumsi yang diambil antara lain: 1) tidak mempertimbangkan *Reprocessing*, semua bahan bakar bekas dianggap tidak didaur ulang, 2) tidak dipertimbangkan penggunaan bahan bakar MOX. Dari proses justifikasi yang dilakukan di Inggris didapat hasil bahwa reaktor jenis PWR dan BWR merupakan jenis reaktor yang mempunyai kelebihan dibandingkan jenis reaktor lainnya.

Kata kunci: Justifikasi, kriteria kunci

ABSTRAK

LEARNING ON NEW NPP DEVELOPMENT JUSTIFICATION IN ENGLAND. *In the context of the nuclear industry, nuclear power is very general, broad or type of practice. However, the benefits and detriment that arise from the operation of various types of nuclear power plants will vary substantially, and not a single justification can be made possible so vast. In the process of justification of the reactor is divided into 4 categories and in the process of justification must consider the 8 (eight) key criteria. In the process of justification, the assumptions made are: 1) No consideration *Reprocessing*, All spent fuel is not considered recycled, 2) is not considered the use of MOX fuel. From the process of justifying performed in English the result that the PWR and BWR reactor type is the type of reactor that has more advantages over the other reactor types.*

Key word : justification, key criteria

1. Pendahuluan

Di dalam konteks industri nuklir, pembangkitan tenaga nuklir merupakan hal yang sangat umum, luas atau jenis prakteknya. Bagaimanapun juga, manfaat dan kerugian yang muncul dari operasi berbagai macam tipe PLTN akan berbeda-neda secara substansial dan tidak mungkin

justifikasi tunggal dapat dibuat begitu luas. Oleh karena itu, proposal untuk pembangkit listrik tenaga nuklir yang baru secara signifikan berbeda dengan yang saat ini beroperasi dan akan membutuhkan keputusan justifikasi baru. Indonesia salah satu negara yang akan membangun PLTN perlu melakukan justifikasi mengenai jenis PLTN baru yang nanti akan dibangun.

Pembelajaran justifikasi pembangunan PLTN dapat diperoleh dari Inggris. PLTN baru yang akan dibangun di Inggris harus dijustifikasi dan diajukan ke *Justification Authority* sebelum diberi izin.

2. Proses Justifikasi di Inggris

Dalam menjustifikasi reaktor baru yang akan dibangun di Inggris, reaktor dibagi 4 kategori reaktor sesuai teknologi reaktor yaitu:

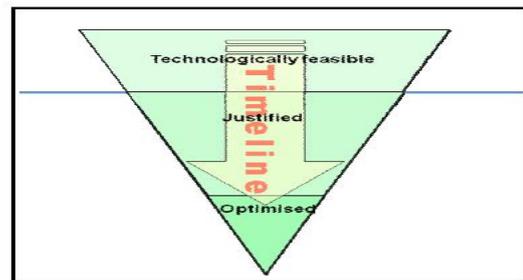
1. Fisi vs Fusi nuklir
2. Termal vs Cepat
3. Tipe reaktor termal atau reaktor cepat
4. Tipe reaktor berpendingin air ringan

Selain dari aspek teknologi, dalam menjustifikasi harus memperhatikan kriteria kunci sebagai berikut:

- a. Bahaya terhadap kesehatan
- b. Limbah dan dekomisioning
- c. keamanan fisik pasokan listrik
- d. Pengurangan karbon
- e. Keamanan pasokan
- f. keuntungan dan kerusakan lingkungan lainnya

- g. Masyarakat, manfaat dan kerugian ekonomi
- h. Setiap manfaat dan kerusakan/kerugian lain

Bagan proses justifikasi PLTN baru yang akan dibangun di Inggris diperlihatkan pada Gambar 1.



Gambar 1. Proses Justifikasi

Pembangunan PLTN baru di Inggris

Hal pertama yang harus diperhatikan dalam pembangunan PLTN baru adalah kelayakan teknologi, justifikasi dan yang terakhir adalah optimasi (lihat Gambar 1). Justifikasi harus menjadi pemeriksaan utama yang bertindak sebagai ujian pertama bagi jenis desain reaktor baru yang akan dibangun. Sedangkan optimasi merupakan suatu proses dimana desain reaktor baru harus sesuai dengan standar keselamatan dan juga keamanan dan perlindungan terhadap lingkungan.

3. Asumsi yang Digunakan dalam

Justifikasi

Asumsi yang digunakan dalam analisis yang digunakan untuk justifikasi adalah:

1. Tidak mempertimbangkan *Reprocessing*, Semua bahan bakar bekas dianggap tidak didaur ulang.
2. Tidak dipertimbangkan penggunaan bahan bakar MOX.

4. Hasil dan Pembahasan

Kajian Persamaan dan Perbedaan antara Kategori-Kategori Reaktor

1. Fisi Nuklir vs Fusi Nuklir
2. Reaktor fisi dan fusi mempunyai sedikit persamaan, secara fisik sangat berbeda, kandungan

isotop radioaktif juga berbeda. Reaktor fusi secara material berbeda dan tidak bisa dimasukkan pada 8 kriteria kunci di atas, oleh sebab itu reaktor fusi di luar definisi kelas atau jenis praktik untuk pembangunan PLTN baru

3. Reaktor termal vs reaktor cepat

Perbedaan dan persamaan antara reaktor termal dan reaktor cepat dapat dilihat pada Tabel.1 berikut ini berdasarkan kriteria-kriteria kunci.

Tabel 1. Perbandingan Reaktor Termal dan Reaktor Cepat

Kriteria Kunci	Hasil Kajian
Keamanan Pasokan	Reaktor cepat secara komersial tidak tersedia sehingga tidak menawarkan jaminan pasokan
Limbah dan dekomisioning	Justifikasi reaktor cepat akan terkait dengan instalasi daur bahan bakar yang terkait, sehingga memberikan perbedaan yang signifikan dengan reaktor thermal. Tahap awal pembangunan akan mengarah ketidakpastian teknis yang besar
Keamanan fisik dari pasokan listrik	Penggunaan bahan bakar plutonium, <i>reprocessing</i> , teknik yang sangat berbeda pada reaktor cepat merupakan perbedaan besar dalam mengambil langkah-langkah yang diperlukan untuk menjamin keamanan dari pasokan
Pengurangan karbon dioksida	reaktor cepat akan memberikan keuntungan dalam rangka mengurangi gas karbon dari persyaratan pengurangan

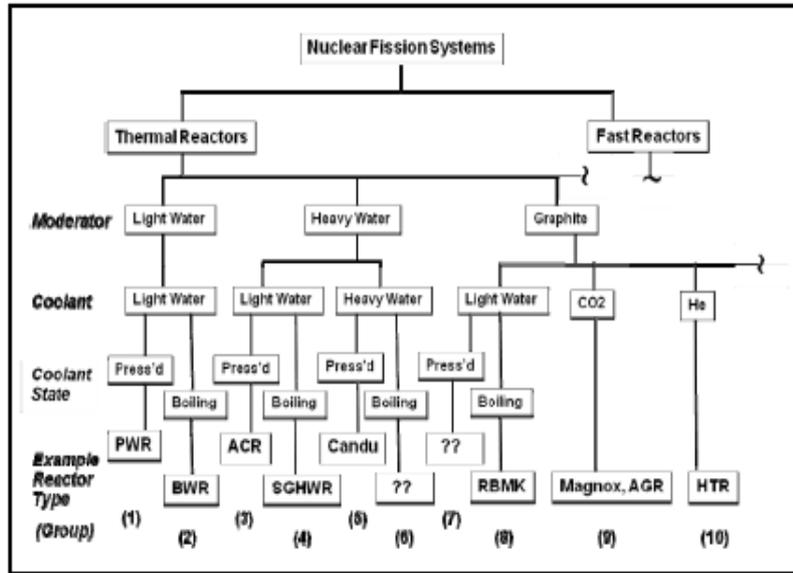
	uranium, tetapi kurangnya ketersediaan komersial membatasi tingkat dari kuantifikasi dari beberapa penilaian.
Bahaya terhadap kesehatan	reaktor cepat perlu untuk konfirmasi dengan rezim peraturan yang sama seperti reaktor termal; tetapi kurangnya ketersediaan secara komersial membatasi kemampuan untuk menilai kerugian secara rinci
Keuntungan dan kerugian terhadap lingkungan lainnya	
Keuntungan dan kerugian terhadap sosial ekonomi	
Beberapa keuntungan dan kerugian lainnya	
	Kurangnya ketersediaan komersial membatasi kemampuan untuk menilai keuntungan dan kerugian secara rinci

Dari delapan kriteria di atas, reaktor cepat tidak dapat memenuhi kriteria di atas, oleh karena itu reaktor cepat di luar justifikasi untuk pembangunan PLTN baru saat ini.

4. Tipe reaktor termal

Dalam membedakan jenis dan desain reaktor untuk tujuan mendefinisikan CTP (*class or Type*

Practise) reaktor termal bisa diklasifikasikan lagi menjadi beberapa kategori lagi. Antara lain berdasarkan jenis moderatornya, jenis pendingin, keadaan pendinginan. Untuk lebih jelasnya Gambar 2. berikut ini menunjukkan klasifikasi dari -tipe reaktor termal dan Tabel 2 menunjukkan karekteristik teknis dari tipe reaktor Termal.



Gambar 2. Klasifikasi Reaktor Termal

Tabel 2. . Karakteristik Teknis Tipe Reaktor Termal

Moderator	Coolant	Coolant State	Example Reactor Type(s)	Reactor Group.
Light Water	Light Water	Pressurised	PWR	1
		Boiling	BWR	2
Heavy Water	Light Water	Pressurised	ACR	3
		Boiling	SGHWR, Fugen, Gentilly 1	4
	Heavy Water	Pressurised	Candu	5
		Boiling	Not developed	6
Graphite	Light Water	Pressurised	Not developed	7
		Boiling	RBMK	8
	Carbon Dioxide	Gas	Magnox, AGR	9
	Helium	Gas	HTR	10

Dari Gambar 2 dan tabel 2 terlihat bahwa Group reaktor 6 dan 7 belum dikembangkan ke tahap operasi prototipe atau desain prototipe yang layak. Reaktor Temperatur tinggi (HTR/reaktor Group 10) dianggap memiliki tingkat teknis kesiapan terlalu rendah untuk dimasukkan dalam

definisi kelas atau tipe praktik untuk pembangunan PLTN baru.

Reaktor Grup 4 telah dikembangkan tapi hanya sampai sebatas prototipe, seperti SGHWR (100Mwe) di Inggris, Gentilly (350 Mwe) di Kanada dan Fugen (148 MWe)

di Jepang. Tidak ada satupun dari PLTN tersebut dalam kondisi operasi, oleh karena Reaktor group 4 tidak diuji lebih lanjut dalam studi ini.

Sedangkan kelompok reaktor 1,2,3,5,8 dan 9 perlu dikaji lebih lanjut. Untuk justifikasi dari kelompok reaktor di atas perlu diketahui atribut teknik

yang melekat pada masing-masing kelompok reaktor tersebut. Selain itu perlu dikaji kriteria-kriteria kunci untuk masing-masing kelompok reaktor tersebut. Tabel 3 dan 4 berikut ini menunjukkan atribut teknik yang melekat pada masing-masing kelompok dan kajian kriteria kunci untuk masing-masing kelompok reaktor di atas.

Tabel 3. Atribut teknik yang melekat pada masing-masing kelompok reaktor

Reactor Group	Reactor Type	Basic Technical Attribute			
		Fuel	Cladding	Moderator	Coolant
1	PWR (includes EPR, AP1000)	Low enriched uranium dioxide	Zircalloy (Zirconium alloy)	Light Water (H ₂ O)	Light Water (H ₂ O)
2	BWR (includes ESBWR)	Low enriched uranium dioxide	Zircalloy (Zirconium alloy)	Light Water (H ₂ O)	Light Water (H ₂ O)
3	ACR	Low enriched uranium dioxide	Zircalloy (Zirconium alloy)	Heavy Water (D ₂ O)	Light Water (H ₂ O)
5	Candu	Natural uranium dioxide	Zircalloy (Zirconium alloy)	Heavy Water (D ₂ O)	Heavy Water (D ₂ O)
8	RBMK	Low enriched uranium dioxide	Zircalloy (Zirconium alloy)	Graphite	Light Water (H ₂ O)
9	Magnox	Natural uranium metal	Magnox (Magnesium alloy)	Graphite	Carbon dioxide
	AGR	Low enriched uranium dioxide	Stainless steel	Graphite	Carbon dioxide

Tabel 4 Kajian kriteria kunci untuk tipe-tipe reaktor termal

Key Criterion	Reactor Group							Comments
	1	2	3	5	8	9	9	
	PWR	BWR	ACR	Candu	RBMK	Magnox	AGR	
Health Detriments								Magnox relies on reprocessing with discharge impacts. Higher airborne emissions for CO2 cooled reactors RBMK has perceived safety concerns
Waste + Decommissioning								AGR, Magnox much bigger core, Magnox high ILW volume, Magnox<AGR<<LWR fuel corrosion resistance.
Physical security								External heat exchangers on early reactors
Carbon reduction								Per GWh broadly similar impacts
Security of supply								Magnox shutdown announced, HTR not commercially available, AGR lifetime uncertainty
Other environmental benefits + detriments								Exemplified by thermal efficiency – HTR high, AGR next, all the rest very similar
Societal and economic benefits and detriments								Overall power generation economics improves with reactor output from Magnox→AGR→current reactors
Any other benefits and detriments								UK plant and fuel cycle jobs

 No real difference

 Large negative difference
 Small negative difference

 Large positive difference
 Small positive difference

Dari Tabel 4 dapat diketahui bahwa untuk reaktor bertipe AGR, Magnox dan RBMK mempunyai dampak yang kurang baik terhadap kesehatan dibanding jenis reaktor lainnya. Hal ini disebabkan karena Magnox dan AGR memiliki debit keluaran lebih tinggi ke atmosfer dibanding tipe reaktor lain, hal ini disebabkan karena interaksi pendingin yang digunakan dengan material yang digunakan di Magnox dan AGR .

Sedangkan dari segi limbah dan dekomisssioning tipe reaktor AGR dan

Magnox mempunyai dampak negatif lebih besar dibandingkan dengan tipe reaktor lainnya. Hal ini disebabkan karena AGR dan Magnox mempunyai volume teras lebih banyak dibandingkan dengan tipe reaktor lainnya dan juga dilihat dari segi ketahanan korosi, magnox mempunyai ketahanan korosi lebih kecil dibandingkan dengan AGR, dan AGR mempunyai ketahan korosi lebih kecil dibandingkan LWR lainnya.

Dari segi ketahan pasokan , AGR dan Magnox kurang dapat

menjamin ketahanan pasokan dibandingkan tipe reaktor lainnya. Hal ini disebabkan Magnox telah diumumkan untuk dilakukan shutdown, sedangkan AGR umur hidup belum menentu.

Dari tabel 4 dapat disimpulkan bahwa berdasarkan hasil kajian

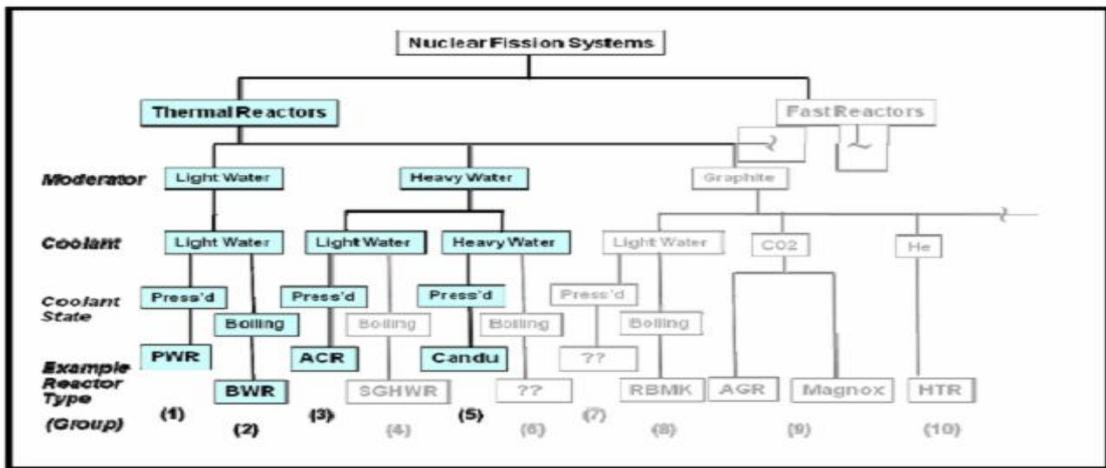
justifikasi, maka reaktor tipe RBMK, Magnox dan AGR tidak layak untuk dibangun di Inggris.

Dari 10 tipe reaktor, hanya tersisa 4 tipe reaktor yang perlu justifikasi lebih lanjut yaitu CANDU, ACR, BWR dan PWR seperti ditunjukkan pada Gambar .3

Gambar. 3 Tipe Reaktor Termal setelah Melalui Proses Justifikasi

Untuk mengkaji lebih lanjut justifikasi dari tipe reaktor PWR,BWR, ACR dan CANDU perlu adanya review lebih lanjut kriteria kunci terhadap keempat jenis reaktor tersebut. Tabel 4 berikut menunjukkan review kriteria kunci terhadap keempat jenis reaktor tersebut.

BWR. Hal ini disebabkan karena ACR dan CANDU memiliki *burn up* bahan bakar lebih rendah dari reaktor lain, dan mempengaruhi jumlah bahan bakar yang harus difabrikasi dan diangkut ke reaktor ataupun dari reaktor ke tempat penyimpanan bahan bakar bekas. Jumlah bahan bakar bekas meningkat



Dari tabel 4 dapat dilihat bahwa ACR maupun CANDU mempunyai efek yang lebih negatif pada kriteria Limbah dan dekomisioning dibandingkan dengan PWR maupun

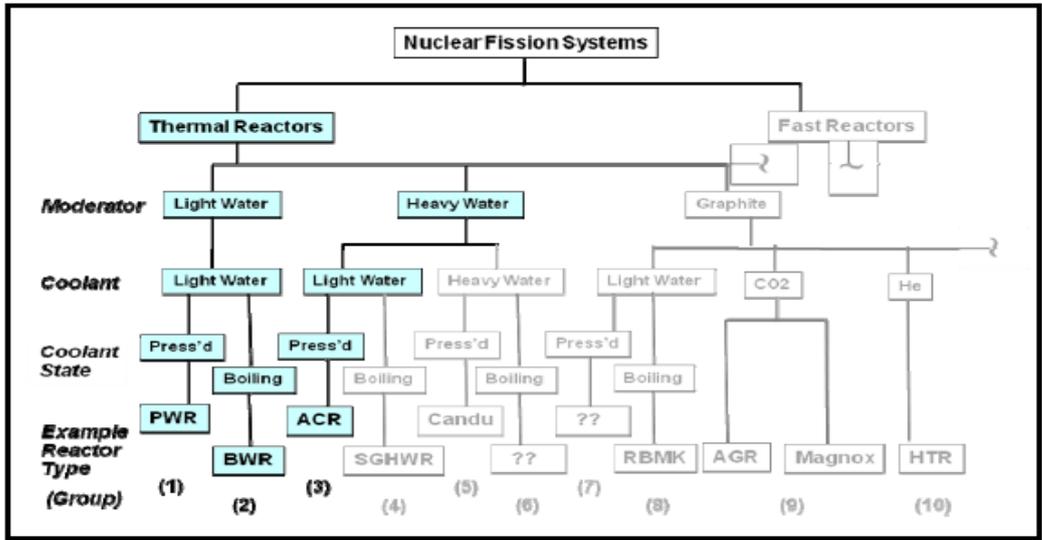
mungkin memiliki efek terhadap volume tempat penyimpanan yang diperlukan untuk pembuangan bahan bakar.

Tabel 4. Review kriteria kunci terhadap klasifikasi reaktor termal berpendingin dan bermoderator air ringan dan berat

Key Criterion	Reactor Group				Comments
	1	2	3	5	
	PWR	BWR	ACR1000	Candu	
Health Detriments					Broadly similar detriments – and already undergoing first stages of optimisation in GDA process
Waste + Decommissioning					Ratio of indicative fuel volumes – BUT radiotoxicity of fuel per TWh very similar.
Physical security					Broadly similar
Carbon reduction					Broadly similar – grade of U ore is more significant than reactor technology.
Security of supply					All uranium usages similar per TWh – minor heavy water differentiator for Candu, much less for ACR.
Other environmental benefits + detriments					Thermal efficiencies similar, so cooling water needs similar.
Societal and economic benefits and detriments					All compete in the same marketplace – so power costs produced likely to be similar.
Any other benefits and detriments					No real differentiation on UK employment proved.

Pada justifikasi lebih lanjut, CANDU perlu dipertimbangkan lebih lanjut dibandingkan dengan ACR karena penggunaan D₂O yang digunakan sebagai pendingin maupun moderator. Selain itu ACR mempunyai resiko lebih kecil dalam hal limbah dan dekomisioning karena ACR mempunyai *burn up* lebih tinggi dibandingkan CANDU dan hanya menggunakan D₂O untuk moderator.

Dari hasil tinjauan diatas dapat diambil kesimpulan bahwa reaktor CANDU lebih banyak mempunyai efek negatif dibandingkan dengan tipe reaktor lainnya dilihat dari segi limbah dan proses dekomisioning. Dari hasil justifikasi diatas diperoleh 3 jenis reaktor untuk dapat dikaji lebih seperti ditunjukkan pada Gambar 4



Gambar 4. Klasifikasi reaktor bermoderator air berat dan ringan dan pendingin air ringan.

Kajian lebih lanjut adalah justifikasi tipe reaktor ACR, PWR dan BWR. Tabel 5 berikut menunjukkan penilaian kriteria kunci antara ACR versus (PWR dan BWR) dan PWR versus BWR. Dari Tabel 5 dapat dilihat perbandingan antara ACR dengan (PWR dan BWR). Dari segi bahan bakar, ACR menghasilkan banyak bahan

bakar bekas karena mempunyai burn up yang rendah dibandingkan (PWR dan BWR) dan juga dalam sistem *refueling* secara on line. Secara pasar CANDU/ACR masih jarang digunakan. Dari kriteria kunci diatas dapat disimpulkan reaktor tipe (PWR dan BWR) lebih unggul dibandingkan ACR.

Tabel 5. perbandingan ACR vs (PWR dan BWR) dan PWR vs BWR

ACR versus (PWR dan BWR)	PWR versus BWR
<ul style="list-style-type: none"> Moderator D₂O dengan H₂O Burn Up 20 GWd/te versus 50 GWd/te,hal ini berhubungan dengan volume bahan bakar, transport, dan lain-lain. <i>Refueling</i> secara <i>on line</i> versus <i>batch</i> <i>Bundle</i> bahan bakar yang kecil vs elemen bahan bakar, tetapi dibutuhkan lebih banyak <i>bundle</i> bahan bakar 	<ul style="list-style-type: none"> H₂O versus H₂O/ pendingin uap- moderasai static versus moderasi yang dikendalikan secara dinamik. Pengkayaan/konfigurasi bahan bakar yang sedikit versus pengkayaan/konfigurasi bahan baker banyak. Tekanan oprasi PWR dua kali tekanan operasi BWT.

<ul style="list-style-type: none"> • Candu/ACR mempunyai persaingan pasar yang lebih sedikit dibandingkan PWR/BWR 	<ul style="list-style-type: none"> • Siklus secara tidak langsung versus siklus langsung • Level daya dikendalikan dengan batang kendali versus level daya yang diekndalikan dengan operasi daya yang kompleks seperti di BWR yaitu dengan menggunakan aliran pendingin, gelembung dan posisi batang kendali.
--	---

5. Justifikasi PLTN di Indonesia

Sebelum melakukan pembangunan dan pengopersian PLTN di Indonesia, pemohon izin harus melakukan laporan evalusai tapak sesuai dengan Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 5 tahun 2007 tentang Ketentuan Keselamatan Evaluasi Tapak Reaktor Nuklir, Peraturan Kepala BAPETEN No. 1 Tahun 2008 Tentang Evaluasi Tapak Reaktor Daya Untuk Aspek

Kegempaan, Peraturan Kepala BAPETEN No. 2 Tahun 2008 Tentang Evaluasi Tapak Reaktor Daya Untuk Aspek Kegunungapian, 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, Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 4 Tahun 2008 Tentang Evaluasi Tapak Reaktor Daya Untuk Aspek Geoteknik Dan

Pondasi Reaktor, Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 5 Tahun 2008 Tentang Evaluasi Tapak Reaktor Daya Untuk Aspek Meteorologi dan Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 6 Tahun 2008 Tentang Evaluasi Tapak Reaktor Daya Untuk Aspek Kejadian Eksternal Akibat Ulah Manusia, karena dari laporan evaluasi tapak diperoleh bahwa pemilihan tapak memperhitungkan hasil investigasi faktor lokal yang kurang baik yang mempengaruhi keselamatan instalasi. Faktor lokal meliputi faktor alam dan bahaya akibat ulah manusia.

Tapak diinvestigasi dari sudut pandang dampak radiologi instalasi dalam operasi normal dan dalam kondisi kecelakaan. Udara, rantai suplai makanan dan air menyediakan pola untuk kemungkinan pemindahan zat radioaktif ke manusia. Karakteristik tapak yang diinvesitgasi adalah karaktersitik yang dapat mempengaruhi pola: karakteristik fisik seperti

topografi, meteorologi dan hidrologi, karakteristik lingkungan seperti kehidupan instalasi dan hewan; tata guna lahan dan sumberdaya air; distribusi penduduk skitar tapak. Hasil dari investigasi ini digunakan untuk memperhitungkan dampak radiologi terhadap masyarakat dan lingkungan sehingga tujuan keselamatan telah dipenuhi, dalam operasi normal dengan batas yang tepat pada pelepasan efluen, dan untuk zat radioaktif yang terlepas secara kebetulan untuk penanggulangan luar tapak harus diperhitungkan.

Tapak PLTN yang terpilih harus mempunyai keandalan untuk pembuangan panas sisa jangka panjang yang dapat memindahkan energi yang dihasilkan didalam instalasi setelah reaktor padam (shutdown), baik secara segera setelah shutdown dan jangka panjang.

Pada beberapa kasus, kondisi ekstrem dalam kejadian eksternal seperti, gempa bumi dan banjir dapat mengancam ketersediaan pembuangan panas akhir kecuali tindakan pencegahan desain yang memadai diambil. Pilihan atmosfer sebagai *ultimate heat sink* (pembuangan panas akhir) dapat diterima, asalkan desain

memastikan bahwa sistem pemindahan panas akan menahan setiap kejadian ekstrim yang harus diperhitungkan.

Selain tapak, menurut Pasal 4 ayat (2) Peraturan Pemerintah No. 43 tahun 2006 tentang Perizinan Reaktor Nuklir bahwa reaktor daya komersial hanya dibangun berdasarkan teknologi teruji. Dalam hal ini teknologi teruji adalah teknologi yang digunakan dalam suatu desain yang telah terbukti melalui operasi reaktor paling singkat 3 (tiga) tahun secara selamat dengan faktor kapasitas rerata minimal 75%. Pengertian teknologi teruji yang terdapat pada Peraturan Pemerintah No. 43 tahun 2006 berbeda dengan pengertian teknologi teruji yang dimaksud dalam dokumen IAEA. Pengertian teknologi teruji dalam dokumen IAEA adalah teknologi yang dimasukkan ke dalam desain telah dibuktikan oleh pengalaman dan pengujian. fitur signifikan desain baru atau jenis reaktor baru yang diperkenalkan hanya setelah melalui penelitian dan pengujian prototipenya pada level komponen, sistem atau instalasi yang sesuai. Desain sesuai dengan standar nasional atau internasional yang berlaku, khususnya yang dikembangkan secara khusus untuk penggunaan nuklir, yang diterima

oleh profesional teknik dan diakui oleh masyarakat nasional atau lembaga internasional yang sesuai. Dengan perbandingan demikian terkesan bahwa pengertian teknologi teruji menurut PP No. 43 tahun 2006 menonjolkan pada aspek manfaat atau keandalan (minimal 75% faktor kapasitas) dari aspek lainnya. Penjelasan untuk hal ini mungkin dilatarbelakangi oleh tuntutan masyarakat atau pengalaman masa lalu di mana negara berkembang seringkali menjadi tempat yang sesuai untuk penerapan teknologi negara maju dengan berkemungkinan risiko lebih tinggi.

Selain PLTN berteknologi teruji, dalam PP No. 43 tahun 2006 juga mengatur bahwa PLTN yang dibangun harus *land base* bukan terapung, karena untuk PLTN terapung, pengawasan

- a. Masyarakat, manfaat dan kerugian ekonomi
- b. Setiap manfaat dan kerusakan/kerugian lain

Dari proses justifikasi dapat diambil kesimpulan bahwa PWR dan BWR paling banyak memberikan keuntungan apabila dilihat dari 8 (delapan) kriteria kunci di atas.

lebih sulit, karena PLTN dapat berpindah tempat sehingga jika PLTN tersebut terdapat masalah keselamatan dan keamanan, maka PLTN akan berpindah dan disembunyikan, dari aspek keselamatan, PLTN terapung apakah dapat mengantisipasi dengan adanya tsunami.

6. Kesimpulan

Dalam melakukan proses justifikasi reaktor dibagi menjadi 4 (empat) kategori dan harus memperhatikan 8 kriteria kunci yaitu :

- a) Bahaya terhadap kesehatan
- b) Limbah dan dekomisioning
- c) keamanan fisik pasokan listrik
- d) Pengurangan karbon
- e) Keamanan pasokan
- f) keuntungan dan kerusakan lingkungan lainnya

7. Daftar Pustaka

- [1] Butler, G. dan McGlynn, G., *Advice on the influence of Reactor Technology on the Definition of Classes or Types of Practice for New Build Justification Authors: (with input from Andrew Worrall and Kevin Hesketh (National Nuclear Laboratory), Document ref: Effect of Technology on CTP*

– 05.12.08, *Integrated Decision Management*

- [2] Department of Trade and Industry, *Justification Process for New Nuclear Power Plant Station in the UK*, Discussion of the Basis for Considering Together Different Candidate Reactor System, Report of Nexia Solution (07) 8446
- [3] Department of Energy and Climate Change, *the Justification of Practices Involving Ionising radiation Regulation 2004*, Vol 1, 2009, Inggris
- [4] Department of Energy and Climate Change, *the Justification of Practices Involving Ionising radiation Regulation 2004*, Vol 2, 2009, Inggris
- [5] Department of Energy and Climate Change, *the Justification of Practices Involving Ionising radiation Regulation 2004*, Inggris Vol 3, 2009.

Tanya Jawab

1. Ferdinan M.S

Bagaimana kesimpulan kelayakan PLTN di Negara maju seperti Inggris dan kesesuaian kesimpulan tersebut dengan kondisi di Indonesia?

Jawaban:

Dari hasil justifikasi di Inggris, Reaktor jenis PLTN PWR dan BWR ternyata memiliki banyak keuntungan dibandingkan jenis reaktor lain

2. Ahmad Ciptadi

Apakah di Inggris sedang merencanakan membangun PLTN baru dan justifikasi apa yang digunakan mereka untuk menentukan PLTN-nya (BWR atau PWR)?

Jawaban:

Dasar untuk menjustifikasikan Negara Inggris dengan cara 8 kriteria kunci. Dilihat dari beberapa jenis reaktor yang ada dibandingkan untung rugi untuk masing-masing jenis reaktor.

3. Djarwanti:

Apakah kajian tapak juga dilakukan untuk proses justifikasi?

Jawaban:

Kajian tapak wajib dilakukan untuk pembangunan PLTN baru sesuai PP 43

KAJIAN MANAJEMEN PENUAAN DI INNR MENGACU PADA KONSEP MANAJEMEN PENUAAN DI REAKTOR NUKLIR

Diah Hidayanti S., Sulistiyoningsih, Sudarto

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

ABSTRAK

KAJIAN MANAJEMEN PENUAAN DI INNR MENGACU PADA KONSEP MANAJEMEN PENUAAN DI REAKTOR NUKLIR. Penuaan yang terjadi pada struktur, sistem, dan komponen (SSK) di instalasi nuklir non reaktor (INNR) dapat menurunkan tingkat kehandalan dan ketersediaan SSK dan mempengaruhi aspek keselamatan pengoperasian instalasi. Regulasi ketenaganukliran yang mengatur secara spesifik tentang manajemen penuaan di INNR belum dikeluarkan oleh BAPETEN. Oleh karena itu, diperlukan suatu kajian mengenai konsep manajemen penuaan di INNR dalam rangka memberikan dukungan teknis terhadap pembuatan peraturan tentang manajemen penuaan INNR. Secara umum, konsep manajemen penuaan INNR dapat mengacu pada konsep manajemen penuaan di reaktor. Unsur-unsur penting yang sebaiknya ada dalam manajemen penuaan INNR adalah pembentukan organisasi, pengumpulan data dan pemeliharaan rekaman, penapisan SSK, identifikasi penuaan, kajian kondisi, penyusunan program manajemen penuaan, implementasi program manajemen penuaan, dan peningkatan program manajemen penuaan secara berkesinambungan. Bentuk implementasi program manajemen penuaan terdiri dari kegiatan deteksi, minimalisasi, mitigasi, serta pemantauan efek-efek penuaan. Pengetahuan dan pemahaman tentang penyebab, mekanisme, dan efek-efek penuaan merupakan unsur kunci dalam pelaksanaan manajemen penuaan. Pada prinsipnya, konsep manajemen penuaan di INNR harus dirancang sedemikian sehingga pihak pemegang izin dapat meyakinkan badan pengawas bahwa kinerja pengoperasian instalasi dan aspek keselamatannya tetap terjamin selama seluruh siklus hidup instalasi tersebut.

Kata Kunci : Manajemen Penuaan, INNR, SSK.

ABSTRACT

THE ASSESSMENT OF INNR AGEING MANAGEMENT REFERRING TO THE CONCEPT OF NUCLEAR REACTOR AGEING MANAGEMENT. *The ageing of structure, system, and component (SSC) at non reaktor nuclear installation (INNR) may decrease the reliability and availability level of SSC and affect the safety of installation operation. Nuclear regulation regarding to INNR ageing management specifically has not been yet established by BAPETEN. So, an assessment of INNR ageing management concept is needed in order to supply technical support for regulation making process of INNR ageing management. Generally, INNR ageing management concept may refer to the reactor ageing management concept. The important elements that should be available in INNR ageing management are organizational arrangement, data collection and record keeping, screening of SSCs, ageing identification, condition assessment, ageing management program establishment, ageing management program implementation, and sustainable improvement of ageing management program. Implementation types of ageing management program are detection, minimalization, mitigation, and monitoring of ageing effects activities. The knowledge and understanding of ageing causes, mechanisms and effects is a key element of ageing management. Principally, INNR ageing management concept must be designed in a certain way so the regulatory body convinces that the operation performance and safety of installation is secured at all installation life stages.*

Kata Kunci : Ageing Management, INNR, SSC.

1. Pendahuluan

Konsep manajemen penuaan pada mulanya ditujukan untuk reaktor daya (PLTN). Konsep ini disusun dan dikembangkan oleh IAEA dengan dilatarbelakangi kondisi dimana mayoritas PLTN yang sedang beroperasi saat itu mulai memasuki tahap akhir usia pengoperasiannya, yaitu sekitar 40 tahun. Sejumlah pedoman manajemen penuaan telah diterbitkan oleh IAEA, baik untuk reaktor daya maupun untuk reaktor nondaya (reaktor penelitian). Selain itu, konsep manajemen penuaan juga telah dimasukkan ke dalam perangkat regulasi pengawasan ketenaganukliran di sejumlah negara, termasuk Indonesia. Regulasi ketenaganukliran yang mengatur secara spesifik tentang manajemen penuaan yang telah dikeluarkan oleh BAPETEN adalah Perka BAPETEN No. 8 Tahun 2008 tentang Ketentuan Keselamatan Manajemen Penuaan Reaktor NonDaya [1]. Adapun ketentuan manajemen penuaan untuk Instalasi Nuklir Non Reaktor (INNR) belum disusun oleh BAPETEN. Padahal, jika melihat fakta di lapangan, keempat INNR yang ada di Indonesia, yaitu Instalasi Elemen Bakar Eksperimental (IEBE), Instalasi Radiometalurgi (IRM), Instalasi

Produksi Elemen Bakar Reaktor Riset (IPEBRR), serta Kanal Hubung dan Instalasi Penyimpanan Sementara Bahan Bakar Bekas (KHIPSB3), rata-rata telah berusia sekitar 20 tahunan. Dengan usia tersebut, dapat diprediksi telah terjadinya penuaan fisik (*ageing*) pada segenap struktur, sistem, dan komponen (SSK) di instalasi. Penuaan SSK dapat menurunkan tingkat kehandalan dan tingkat ketersediaan SSK yang pada akhirnya akan mempengaruhi keselamatan pengoperasian instalasi. Dalam makalah ini, disajikan hasil kajian tentang konsep manajemen penuaan INNR dalam rangka memberikan dukungan teknis terhadap pembuatan peraturan manajemen penuaan INNR.

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: IAEA NS-G-2.12 tentang *Ageing Management for Nuclear Power Plants* [2], IAEA DS-412 tentang *Ageing Management for Research Reactors* [3], dan Perka BAPETEN No. 8 tahun 2008 tentang Ketentuan Keselamatan Manajemen

Penuaan Reaktor Non Daya. Dalam mengkaji konsep manajemen penuaan untuk INNR, perlu mengacu pada konsep manajemen penuaan untuk reaktor karena penerapan konsep manajemen penuaan pada mulanya memang ditujukan untuk reaktor nuklir. Selain itu, hingga makalah ini disusun, penulis belum memperoleh regulasi negara-negara lain yang mengatur secara spesifik tentang manajemen penuaan INNR yang bisa dijadikan acuan atau referensi.

3. Pembahasan

Pada dasarnya, prinsip dan tujuan manajemen penuaan di reaktor maupun di INNR adalah sama, yaitu memperpanjang umur instalasi. Namun, bentuk penerapan manajemen penuaan dalam praktek di lapangan perlu menyesuaikan dengan karakteristik dan kondisi operasi di masing-masing instalasi. INNR dan reaktor memiliki karakteristik yang berbeda dalam banyak hal, misalnya keberadaan bahan nuklir di reaktor terpusat di satu lokasi, yaitu teras reaktor, sedangkan di INNR, seperti fasilitas pengolahan bahan bakar, bahan nuklir tersebar di beberapa lokasi. Selain itu, di beberapa fasilitas INNR, alat-alat yang digunakan dalam operasi sering sekali mengalami

pembaharuan karena mengikuti perkembangan teknologi di pasaran. Adapun di reaktor, peralatan-peralatan tidak mudah diganti begitu saja, terutama di *nuclear area*, karena harus melalui analisis keselamatan secara rinci; bahkan untuk SSK yang penting bagi keselamatan, organisasi pengoperasi harus mendapatkan persetujuan dari Badan Pengawas apabila akan melakukan perubahan SSK.

Dalam menyusun konsep dasar manajemen penuaan untuk INNR, pengertian dasar tentang penuaan (*ageing*) harus benar-benar dipahami, yaitu sebagai proses perubahan karakteristik SSK secara berangsur-angsur seiring dengan waktu dan/atau penggunaan selama masa operasinya, baik pada kondisi operasi normal maupun pada kejadian operasional terantisipasi (*Anticipated Operational Occurrence*), yang akan menyebabkan terjadinya degradasi material.

Degradasi tersebut menurunkan tingkat kinerja SSK sehingga dapat mengurangi kemampuan SSK untuk berfungsi sesuai dengan kriteria penerimaan yang telah ditentukan. Penuaan dapat disebabkan oleh parameter-parameter kondisi operasi seperti temperatur, tekanan, tegangan

dan/atau regangan, radiasi, kelembaban, zat padat/cair yang aktif secara kimia, pengujian yang berlebihan, desain yang kurang memadai, serta perawatan yang kurang tepat. Adapun bentuk-bentuk degradasi material yang bisa terjadi antara lain korosi, kerapuhan (*embrittlement*) termal, kerapuhan akibat iradiasi, *creep*, kelelahan (*fatigue*), dan *wear*.

Karena penuaan dapat berdampak pada menurunnya kinerja operasi dan margin keselamatan, efek-efek penuaan harus dikelola dengan baik. Pengelolaan efek-efek penuaan tersebut harus dilaksanakan secara berkesinambungan mengingat bahwa fenomena penuaan merupakan fungsi dari waktu. Upaya pengelolaan efek-efek penuaan tersebut 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

memperpanjang umur instalasi. Di INNR, manajemen penuaan harus memberikan kontribusi dalam menjamin terpenuhinya empat fungsi dasar keselamatan, yaitu pencegahan kritikalitas, pengendalian operasi proses secara selamat, terutama proses-proses yang melibatkan temperatur dan tekanan tinggi, pemindahan panas proses, dan pengungkungan zat-zat radioaktif untuk mencegah pelepasan yang tidak direncanakan ke lingkungan.

Berdasarkan NS-G-2.12, unsur-unsur penting yang sebaiknya ada dalam manajemen penuaan INNR adalah:

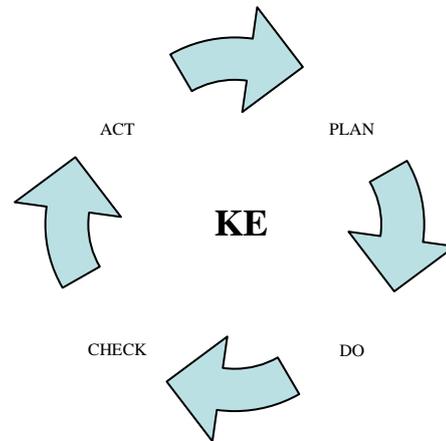
- a. Pembentukan organisasi;
- b. Pengumpulan data dan pemeliharaan rekaman;
- c. Penapisan (*screening*) SSK;
- d. Kajian kondisi (*condition assessment*);
- e. Penyusunan program manajemen penuaan;
- f. Implementasi program manajemen penuaan;
- g. Peningkatan program manajemen penuaan secara berkesinambungan.

Draft Safety Guide DS412 memberikan tambahan unsur-unsur manajemen penuaan, yaitu pemahaman dan identifikasi penuaan, yang meliputi penyebab, mekanisme, dan efek-efek

penuaan. Adapun implementasi program manajemen penuaan lebih diperinci lagi menjadi kegiatan deteksi, minimalisasi, mitigasi, serta pemantauan efek-efek penuaan.

Dari unsur-unsur manajemen penuaan di atas dapat dilihat bahwa ruang lingkup kegiatan manajemen penuaan relatif besar dan kompleks, terutama untuk fasilitas yang kompleks dalam hal operasi beserta SSK yang digunakan. Hal itu berarti bahwa kegiatan/tindakan yang akan dilakukan terkait manajemen penuaan juga cukup banyak, misalnya perawatan, *in-service inspection*, surveilan, operasi dan program pendukung teknis (misalnya, analisis mekanisme penuaan) serta program eksternal seperti litbang. Oleh karena itu, untuk mencapai implementasi manajemen penuaan secara optimal dan efektif, maka diperlukan suatu pendekatan yang sistematis yang dapat memberikan kerangka kerja dalam mengkoordinasikan semua program dan kegiatan yang terkait dengan upaya pemahaman, pengendalian, pemantauan dan mitigasi efek-efek penuaan SSK instalasi. Pendekatan sistematis tersebut dapat diperoleh dengan mengadaptasi siklus Deming (*PLAN-DO-CHECK-ACT*) dalam manajemen

penuaan INNRR seperti terlihat pada Gambar 1.



Gambar 1. Pendekatan sistematis manajemen penuaan INNRR

Siklus pendekatan manajemen penuaan pada Gambar 1 terdiri dari 4 tahap dan 1 unsur kunci sebagai berikut:

- Tahap *PLAN*: menyiapkan, mengkoordinasikan, dan mengintegrasikan semua kegiatan manajemen penuaan dalam rangka mengembangkan, mengoptimalkan, dan meningkatkan pelaksanaan program manajemen penuaan yang efektif. Kegiatan yang termasuk dalam program manajemen penuaan dapat berupa kegiatan yang sudah ada atau sudah berjalan dan dimodifikasi untuk kepentingan manajemen penuaan atau menciptakan kegiatan baru jika

- memang diperlukan. Hal-hal yang dilakukan dalam tahap perencanaan ini, antara lain inventarisasi peraturan, standar, atau pedoman yang terkait, inventarisasi kegiatan-kegiatan yang perlu dimasukkan dalam program manajemen penuaan, menentukan hubungan koordinasi antar kegiatan, serta meningkatkan efektivitas program manajemen penuaan berdasarkan pengetahuan terkini, hasil kajian diri, dan *peer review*.
- Tahap *DO*: mengoperasikan SSK sedemikian dalam rangka meminimalkan degradasi yang diperkirakan terjadi pada SSK dan mengelola efek-efek penuaan pada SSK melalui, misalnya pengoperasian menurut prosedur dan spesifikasi teknis yang sudah ditentukan, pengendalian kimia, pengendalian lingkungan, dan perekaman data riwayat operasi termasuk peristiwa-peristiwa transien.
 - Tahap *CHECK*: melaksanakan kegiatan inspeksi, pemantauan, dan pemeriksaan efek-efek penuaan untuk mendeteksi, menguji, dan menentukan terjadinya degradasi material. Pada tahap ini juga dilakukan pengkajian efek-efek penuaan SSK dalam rangka menentukan waktu dan jenis tindakan perbaikan yang akan dilakukan. Bentuk-bentuk kegiatan yang dilakukan, berupa pengujian dan kalibrasi, *pre-service* dan *in-service inspection*, surveilan, uji kebocoran, pemantauan vibrasi, pengkajian kemampuan fungsional, dan pemeliharaan rekaman.
 - Tahap *ACT*: merupakan tahap perawatan SSK dalam rangka mengelola efek-efek penuaan. Tahap ini bertujuan untuk memitigasi efek-efek penuaan yang terjadi. Perawatan dapat diimplementasikan dalam bentuk perawatan preventif, perawatan korektif, manajemen suku cadang, penggantian, modifikasi desain, dan perekaman data perawatan. Sistem/metode perawatan terkini yang sedang berkembang dan banyak diterapkan oleh industri-industri non nuklir adalah sistem perawatan berbasis kehandalan (*Reliability Centered Maintenance/RCM*).
- Dari keempat tahap di atas, terdapat satu **unsur kunci** yang menjadi landasan bagi terlaksananya keempat tahap yang lain, yaitu pengetahuan dan pemahaman segala sesuatu yang terkait

dengan penuaan, seperti jenis dan karakteristik bahan, metode fabrikasi, faktor-faktor penyebab penuaan, moda dan mekanisme penuaan, efek-efek penuaan dan dampaknya terhadap kegagalan fungsi SSK, hasil-hasil litbang, pengalaman operasi, sejarah inspeksi/pemantauan/perawatan, serta metode-metode deteksi, pencegahan, pemantauan, dan mitigasi efek-efek penuaan. Berdasarkan unsur kunci ini maka program manajemen penuaan dapat berjalan dengan efektif dan optimal serta dapat ditingkatkan secara berkelanjutan dan konsisten.

Selanjutnya, terdapat beberapa hal yang perlu diperhatikan terkait dengan kondisi dan karakteristik instalasi dalam penerapan manajemen penuaan di INNR. Hal-hal tersebut sekaligus juga menjadi pembeda antara penerapan manajemen penuaan di INNR dan di reaktor.

a. Jenis-jenis SSK yang menjadi prioritas dalam program manajemen penuaan

Jenis-jenis SSK yang perlu diperhatikan oleh Pengusaha Instalasi Nuklir (PIN) dalam melaksanakan program manajemen penuaan di INNR, antara lain tangki-tangki proses, tangki-tangki *storage* bahan nuklir dan bahan-bahan kimia, *hot cell*, komponen-

komponen proses lainnya, sistem instrumentasi dan kendali, sistem VAC, serta gedung dan struktur.

b. Penyebab penuaan

Stressor atau faktor-faktor penyebab penuaan untuk INNR cukup luas lingkungannya, terutama bahan kimia di instalasi pengolahan bahan nuklir. Di instalasi semacam itu, bahan kimia tersedia dalam jumlah yang besar dan bermacam-macam jenisnya serta tersebar di banyak lokasi. Oleh karena itu, peranan manajemen penuaan sangat penting dalam mencegah terjadinya kejadian yang tidak diinginkan, baik kejadian operasi terantisipasi maupun kecelakaan yang dapat menyebabkan pelepasan bahan kimia berbahaya dalam jumlah yang signifikan selain tentu saja termasuk pelepasan zat radioaktif sebagaimana halnya di reaktor. Salah satu karakteristik bahan kimia yang berbahaya adalah mudah meledak (eksplosif) dan terbakar di udara, seperti gas H₂. Selain itu, terdapat pula bahan-bahan kimia yang korosif dan reaktif atau memiliki sifat beracun, misalnya HCl dan amoniak. Dengan demikian, parameter-parameter penyebab penuaan yang perlu diperhatikan dalam pelaksanaan program manajemen penuaan di INNR, khususnya untuk fasilitas konversi dan pembuatan bahan

bakar nuklir, adalah parameter-parameter kimia yang bersifat korosif, beracun, reaktif, dan eksplosif. Selain sifat-sifat kimia, kondisi-kondisi kerja spesifik juga dapat menjadi faktor penyebab penuaan, misalnya temperatur, tekanan, kelembaban, radiasi, getaran, putaran, aliran, tegangan, dan regangan.

Dari hasil kajian terhadap kondisi dan karakteristik INNR yang sangat bervariasi mulai dari yang sederhana hingga yang kompleks, maka peraturan dan pedoman manajemen penuaan INNR yang akan disusun sebaiknya bersifat umum dan komprehensif sehingga dapat mencakup semua jenis INNR yang ada. Meski demikian, sifat keumuman tersebut sebaiknya tetap dapat mengakomodir hal-hal spesifik yang memang penting untuk diatur dalam rangka keselamatan. Selain itu, dengan karakteristik dan kondisi INNR yang sangat bervariasi, maka potensi bahaya yang diperkirakan akan timbul juga bervariasi. Oleh karena itu, penerapan manajemen penuaan di INNR dapat menggunakan prinsip pendekatan bertingkat dimana tingkat kompleksitas persyaratan atau ketentuan-ketentuan teknis keselamatan yang digunakan dalam pelaksanaan

manajemen penuaan disesuaikan dengan jenis INNR-nya.

Penerapan manajemen penuaan di INNR harus bersifat **proaktif** dalam arti diterapkan pada seluruh usia instalasi, yakni tahap desain, fabrikasi dan konstruksi, komisioning, operasi (termasuk modifikasi), dan dekomisioning.

Dalam rangka mempermudah PIN dalam menyusun dan melaksanakan program manajemen penuaan, penerapan program manajemen penuaan di INNR memerlukan sebuah format yang jelas. Format tersebut juga akan mempermudah badan pengawas dalam menilai dan mengevaluasi pelaksanaan program manajemen penuaan di instalasi. Format dan isi program manajemen penuaan di INNR dapat mengacu pada format program manajemen penuaan untuk reaktor penelitian sebagaimana tertuang dalam Perka BAPETEN No. 8 Tahun 2008 di bagian lampiran. Kerangka format program manajemen penuaan untuk INNR dapat mencakup beberapa hal sebagai berikut:

1. Pendahuluan yang memuat latar belakang perlunya dilakukan manajemen penuaan, tujuan dan

- ruang lingkup program manajemen penuaan.
2. Organisasi

Keterlibatan (dukungan) dari organisasi pengoperasi merupakan hal yang mutlak diperlukan dalam pelaksanaan manajemen penuaan secara optimal. Untuk itu, harus diberikan uraian mengenai penetapan organisasi dan tanggung jawab manajemen penuaan, yang meliputi:

 - Penetapan kebijakan program manajemen penuaan sebagai pencerminan tekad dan komitmen *top management*;
 - Pengalokasian sumber daya yang diperlukan, baik internal maupun eksternal, seperti manusia, dana, peralatan dan perlengkapan;
 - Program pelatihan operator dan petugas perawatan agar memiliki kualifikasi yang memadai dalam melaksanakan program manajemen penuaan di lapangan;
 - Evaluasi dan kajian efektivitas program manajemen penuaan secara berkala;
 - Pencapaian tujuan program manajemen penuaan; dan
 - Penyusunan laporan kinerja SSK.
 3. Penapisan SSK INNRR yang perlu dikenai program manajemen penuaan. Identifikasi dan pemilihan SSK tersebut dapat didasarkan pada 3 hal, yaitu:
 - a) Tingkat pengaruh SSK terhadap keselamatan;
 - b) Tingkat kerentanan SSK terhadap penuaan; dan
 - c) Tingkat kemudahan SSK untuk diganti atau diperbaiki.
 4. Identifikasi penuaan yang meliputi identifikasi penyebab, mekanisme dan efek-efek penuaan SSK.
 5. Program surveilan yang dilakukan sedini mungkin dan terus menerus selama umur operasi instalasi, antara lain berupa:
 - Inspeksi SSK (*pre-service* dan *in-service inspection*) dan pemeriksaan visual berdasarkan program inspeksi SSK berkala;
 - Pemantauan parameter yang terkait dengan keselamatan operasi secara berkala, misalnya tingkat vibrasi;
 - Pengujian SSK yang efek penuaannya tidak dapat diukur secara langsung; dan
 - Pengujian kinerja SSK.

Penyusunan rencana kegiatan surveilan tersebut mempertimbangkan hasil penapisan SSK, spesifikasi fabrikasi, hasil revidi manajemen penuaan, pengalaman operasi, dan hasil-hasil penelitian dan pengembangan.

6. Pengumpulan data hasil surveilan penuaan

7. Evaluasi Penuaan

Bagian ini menguraikan tentang evaluasi dan analisis terhadap data dan informasi yang telah dikumpulkan, yang mencakup seluruh aspek manajemen penuaan. Kajian penuaan INNR yang harus diuraikan meliputi:

- Kajian penyebab, mekanisme, dan efek-efek penuaan dengan memperhatikan pertimbangan desain, bahan, kondisi operasi, persyaratan kinerja, pengalaman operasi dan hasil penelitian yang relevan;
- Kajian dan evaluasi metode deteksi, minimalisasi, pemantauan, dan mitigasi efek-efek penuaan yang digunakan;
- Kajian terhadap hasil inspeksi SSK, surveilan, pemantauan dan pengujian dengan mempertimbangkan pengalaman operasi yang relevan dan hasil

penelitian untuk menentukan keefektifan pendeteksian proses penuaan secara tepat waktu sebelum kegagalan SSK.

- Kajian kondisi SSK, yang meliputi penentuan kinerja terkini dan kondisi SSK, termasuk kajian umur SSK terkait kegagalan atau indikasi degradasi material yang signifikan serta perkiraan dan justifikasi kinerja, proses penuaan masa datang, dan umur operasi yang tersisa dari komponen.

Kajian penuaan INNR beserta analisis atau evaluasinya tersebut ditujukan terutama terhadap SSK yang menjadi prioritas dalam manajemen penuaan.

8. Dokumentasi dan pemeliharaan data dan rekaman, yang meliputi:

- a. Data dasar, yaitu data desain dan kondisi SSK sebelum digunakan atau difungsikan;
- b. Data riwayat operasi, termasuk data transien yang meliputi kondisi penggunaan SSK pada batas pengoperasian, data kegagalan SSK, dan data hasil pengujian ketersediaan SSK;

- c. Data riwayat perawatan termasuk perbaikan dan penggantian SSK;
- d. Data hasil litbang yang relevan;
- e. Data hasil kajian manajemen penuaan;
- f. Data tentang keefektifan metode pemantauan penuaan SSK; dan
- g. Data lain yang terkait dengan manajemen penuaan.

Selain itu, pada bagian ini juga perlu diuraikan tentang metode pengumpulan data yang digunakan dalam manajemen penuaan. Metode pengumpulan data tersebut dapat berupa:

- a. Penelusuran data dari dokumen fabrikasi dan pengujian SSK sebelum dipasang, serta data pemasangan dan hasil uji fungsi SSK setelah dipasang;
- b. Surveilan dan pengujian tak merusak;
- c. Penelusuran data operasi, perawatan dan perbaikan, dan hasil inspeksi SSK;
- d. Telaah keselamatan berkala; dan/atau
- e. Perhitungan dan prediksi kerusakan SSK.

Selain metode pengumpulan data, metode klasifikasi dan dokumentasi

data dan informasi SSK juga perlu diuraikan.

Program manajemen penuaan harus disusun pada tahap konstruksi dan harus diserahkan kepada badan pengawas beserta LAK Pendahuluan. Adapun pada tahap operasi, PIN harus menyusun laporan pelaksanaan manajemen penuaan yang merupakan rincian hasil pelaksanaan kegiatan dalam program manajemen penuaan.

Dari uraian di atas dapat dipahami bahwa penerapan manajemen penuaan di INNR diperlukan dalam rangka memperpanjang umur INNR serta menjamin keselamatan instalasi dan bahan nuklir serta keselamatan dan kesehatan pekerja, masyarakat dan lingkungan. Itulah sebabnya pertimbangan aspek penuaan dimasukkan sebagai salah satu persyaratan desain umum dalam pembangunan dan pengoperasian INNR [4]. Pada prinsipnya, konsep manajemen penuaan INNR disusun sedemikian sehingga pihak pemegang izin dapat meyakinkan badan pengawas bahwa kinerja pengoperasian instalasi dan aspek keselamatannya tetap terjamin selama siklus hidup instalasi tersebut.

4. Kesimpulan

Dari hasil kajian dapat disimpulkan:

1. Secara umum, konsep dasar manajemen penuaan di INNR dapat mengacu pada konsep manajemen penuaan di reaktor, baik reaktor daya maupun reaktor nondaya.
2. Perbedaan utama manajemen penuaan di reaktor dan INNR terletak pada SSK yang menjadi prioritas dalam manajemen penuaan.
3. Unsur-unsur penting yang sebaiknya ada dalam manajemen penuaan INNR adalah pembentukan organisasi, pengumpulan data dan pemeliharaan rekaman, penapisan SSK, identifikasi penuaan, kajian kondisi, penyusunan, implementasi, dan peningkatan program manajemen penuaan secara berkesinambungan. Bentuk implementasi program manajemen penuaan antara lain adalah kegiatan deteksi, minimalisasi, mitigasi, serta pemantauan efek-efek penuaan. Pengetahuan dan pemahaman tentang penyebab, mekanisme, dan efek-efek penuaan merupakan unsur kunci dalam pelaksanaan manajemen penuaan.

4. Manajemen penuaan di INNR harus dilaksanakan secara proaktif pada seluruh tahap usia instalasi, yakni tahap desain, konstruksi, komisioning, operasi, dan dekomisioning.
5. Format program manajemen penuaan INNR dapat mengacu pada format program manajemen penuaan reaktor riset sebagaimana tertuang dalam lampiran Perka BAPETEN No. 8/2008.

5. Daftar Pustaka

- [1] BAPETEN. *Peraturan Kepala BAPETEN No. 8 Tahun 2008 tentang Ketentuan Keselamatan Manajemen Penuaan Reaktor Non Daya*. BAPETEN. Jakarta, 2008.
- [2] IAEA. *IAEA Safety Standards, Safety Guide-DS412: Ageing Management for Research Reactors*. IAEA. Vienna, 2008.
- [3] IAEA.. *IAEA Safety Standards, Safety Guide No. NS-G-2.12: Ageing Management for Nuclear Power Plants*. IAEA. Vienna, 2009.
- [4] BAPETEN.. *Peraturan Kepala BAPETEN No. 11 Tahun 2007 tentang Ketentuan Keselamatan Instalasi Nuklir Non Reaktor*. BAPETEN. Jakarta.2007.

PENGEMBANGAN PERATURAN TERKAIT DEKOMISIONING INSTALASI NUKLIR NONREAKTOR (INNR)

Agus Yudhi Pristianto, Yudi Pramono

Direktorat Pengaturan Pengawasan Instalasi dan Bahan Nuklir-BAPETEN

ABSTRAK

PENGEMBANGAN PERATURAN TERKAIT DEKOMISIONING INSTALASI NUKLIR NONREAKTOR (INNR), Instalasi Nuklir Nonreaktor (INNR), yaitu instalasi yang digunakan untuk pemurnian, konversi, pengayaan bahan nuklir, fabrikasi bahan bakar nuklir dan/atau pengolahan ulang bahan bakar nuklir bekas, penyimpanan sementara bahan bakar nuklir dan bahan bakar nuklir bekas, dan/atau penyimpanan lestari. Dekomisioning INNR merupakan kegiatan yang harus dilakukan bagi setiap INNR yang dihentikan operasinya secara tetap. Pelaksanaan dekomisioning INNR tersebut harus dapat menjamin keselamatan dan kesehatan pekerja dan anggota masyarakat serta melindungi lingkungan hidup. Saat ini telah berlaku Perka BAPETEN No. 07-P/Ka-Bapeten/I-02 tentang Pedoman Dekomisioning Fasilitas Medis, Industri dan Penelitian serta Instalasi Nuklir Non-Reaktor yang di dalamnya berisi aturan tentang kegiatan dekomisioning. Hal-hal yang diatur dalam perka ini masih bersifat umum dan belum membedakan obyek yang akan didekomisioning baik antara fasilitas medis, industri dan penelitian maupun Instalasi Nuklir Non-Reaktor. Oleh karena itu perlu disusun suatu Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir tentang Dekomisioning Instalasi Nuklir Nonreaktor yang secara khusus mengatur tentang dekomisioning INNR yang berisi ketentuan-ketentuan yang lebih rinci terkait dengan kegiatan dekomisioning INNR. Selanjutnya, Rancangan Peraturan Kepala yang disusun ini merupakan revisi dari Perka BAPETEN No. 07-P/Ka-Bapeten/I-02 tentang Pedoman Dekomisioning Fasilitas Medis, Industri dan Penelitian serta Instalasi Nuklir Non-Reaktor.

Kata Kunci : dekomisioning, Instalasi Nuklir Nonreaktor (INNR), revisi.

ABSTRACTS

DEVELOPING REGULATIONS RELATED TO DECOMMISSIONING OF NON-REACTOR NUCLEAR INSTALLATION, *Non-Reactor Nuclear Installation, which is the installation used for purification, conversion, enrichment of nuclear materials, nuclear fuel fabrication and / or reprocessing of spent fuel, the temporary storage of nuclear fuel and spent fuel, and / or storage management. Decommissioning of Non-Reactor Nuclear Installation is an activity that must be done for every Non-Reactor Nuclear Installation discontinued operations permanently. Implementation of decommissioning of Non-Reactor Nuclear Installation must ensure the safety and health of workers and members of the public and protect the environment. Currently has applies Chairman Decree No. 07-P/Ka-BAPETEN/I-02 on The Decommissioning of Medical Facility, Industrial and Research and Non-Reactor Nuclear Installations that contains the rules regarding decommissioning activities. Things that are arranged in this decree are still a general and not distinguish the decommissioning object to be either between medical facilities, industry and research as well as Non-Reactor Nuclear Installations. Therefore it is necessary to formulate a Chairman Decree on the Decommissioning of Non-Reactor Nuclear Installation that specifically regulates the decommissioning of Non-Reactor Nuclear Installation which contains provisions more detailed of Non-Reactor Nuclear Installation associated with decommissioning activities. Furthermore, the draft of Chairman Decree which prepared is a revision of Chairman Decree No. 07-P/Ka-BAPETEN/I-02 on The Decommissioning of Medical Facility, Industrial and Research and Non-Reactor Nuclear Installations.*

Keywords: decommissioning, Non-Reactor Nuclear Installation, revised.

1. Pendahuluan

Rancangan peraturan Kepala BAPETEN tentang Dekomisioning Instalasi Nuklir Nonreaktor yang selanjutnya disebut rancangan Peraturan Kepala BAPETEN, disusun untuk menjadi ketentuan bagi pemegang izin dalam melaksanakan kegiatan dekomisioning INNR^[3]. Ketentuan tersebut saat ini telah diatur dalam Perka BAPETEN No. 07-P/Ka-Bapeten/I-02 tentang Pedoman Dekomisioning Fasilitas Medis, Industri dan Penelitian serta Instalasi Nuklir Non-Reaktor yang isinya masih bersifat umum dan menggabungkan antara Fasilitas Medis, Industri dan Penelitian serta Instalasi Nuklir Non-Reaktor[1]. Fasilitas-fasilitas ini secara teknis memiliki karakteristik dan tingkat kerumitan yang berbeda, oleh karena itu perlu dilakukan penyempurnaan dengan membedakan obyek yang akan diatur serta pengaturan yang lebih rinci sehingga diharapkan kemampuserapan dari peraturan tersebut akan menjadi lebih baik. Dalam penyusunan Rancangan Peraturan Kepala BAPETEN ini, telah mengakomodasi semua masukan dari para pemangku kepentingan, sekaligus mengadopsi dan mengadaptasi acuan internasional maupun nasional terkait[3].

1.1. Tujuan

Tujuan dari disusunnya Peraturan Kepala BAPETEN ini adalah memberikan ketentuan keselamatan yang harus dipenuhi oleh Pemegang izin dan pihak-pihak lain yang terkait dalam pelaksanaan dekomisioning INNR dalam rangka menjamin keselamatan dan kesehatan pekerja dan anggota masyarakat serta melindungi lingkungan hidup sekaligus merevisi Perka BAPETEN No. 07-P/Ka-Bapeten/I-02 tentang Pedoman Dekomisioning Fasilitas Medis, Industri dan Penelitian serta Instalasi Nuklir Non-Reaktor[3].

Rancangan Peraturan Kepala BAPETEN ini mengatur tentang semua tahapan dalam kegiatan dekomisioning INNR yang dilaksanakan dengan berdasarkan pada pendekatan bertingkat, bergantung pada kerumitan/kompleksitas suatu INNR dan tidak berlaku untuk instalasi penyimpanan lestari[3]. Dekomisioning INNR itu sendiri didefinisikan sebagai suatu kegiatan untuk menghentikan beroperasinya INNR secara tetap, antara lain dilakukan pemindahan bahan nuklir dari INNR, pembongkaran komponen instalasi, dekontaminasi, dan pengamanan akhir[3].

1.2. Permasalahan

Peraturan Kepala BAPETEN No. 07-P/Ka-Bapeten/I-02 tentang Pedoman Dekomisioning Fasilitas Medis, Industri dan Penelitian serta Instalasi Nuklir Non-Reaktor masih bersifat umum dan menggabungkan antara Fasilitas Medis, Industri dan Penelitian serta Instalasi Nuklir Non-Reaktor[1].

INNR memiliki karakteristik serta tingkat kerumitan/kompleksitas yang berbeda-beda sehingga diperlukan pengaturan dekomisioning INNR secara khusus yang lebih rinci, sedangkan pengaturan tentang dekomisioning Fasilitas Medis, Industri dan Penelitian disusun dalam peraturan kepala BAPETEN tersendiri[2].

2. Kerangka Peraturan

Kerangka peraturan dalam Rancangan Peraturan Kepala BAPETEN ini disusun berdasarkan obyek atau hal-hal yang perlu diatur dalam kegiatan dekomisioning INNR[5]. Alur kerangka peraturan ini berbeda dengan kerangka pengaturan yang umumnya dilakukan oleh *International Atomic Energy Agency (IAEA)* yang melakukan pendekatan berdasarkan proses dalam kegiatan pembangunan dan pengoperasian suatu instalasi, yaitu mulai dari tahap desain hingga tahap dekomisioning instalasi[2].

Dengan alur kerangka peraturan yang disusun tersebut, diharapkan pemegang izin dan pihak-pihak lain yang terkait dalam pelaksanaan dekomisioning INNR dapat lebih mudah memahami dan menerapkan ketentuan yang ada di dalamnya mengingat bahwa saat ini seluruh INNR yang ada di Indonesia telah beroperasi lebih dari 20 (dua puluh) tahun, misalnya Instalasi Produksi Elemen Bakar Reaktor Riset yang berada di kawasan Puspipstek – Serpong seperti terlihat pada Gambar 1, sehingga ketentuan yang terkait dengan kegiatan desain hingga komisioning instalasi menjadi kurang relevan[3].



Gambar 1. Instalasi Produksi Elemen Bakar Reaktor Riset

Rancangan Peraturan Kepala BAPETEN ini memuat 16 (enam belas) bab utama, yaitu:

- Ketentuan Umum;
- Tujuan dan Ruang Lingkup;
- Program Dekomisioning INNR;
- Opsi Dekomisioning INNR;
- Organisasi Dekomisioning INNR;
- Analisis Keselamatan;

- Survei Karakterisasi;
- Pembongkaran dan Dekontaminasi;
- Proteksi Radiasi dan Survei Radiologi Akhir;
- Dokumentasi;
- Kesiapsiagaan dan Penanggulangan Kedaruratan Nuklir;
- Proteksi Fisik dan Seifgard;
- Pernyataan Pembebasan;
- Biaya Dekomisioning;
- Ketentuan Peralihan; dan
- Ketentuan Penutup.

Selain itu, rancangan Peraturan Kepala BAPETEN ini juga dilengkapi 5 (lima) buah lampiran, yaitu:

- Format dan Isi Program Dekomisioning INNR;
- Format dan Isi Rencana Survei Karakterisasi;
- Format dan Isi Laporan Survei Karakterisasi;
- Format dan Isi Laporan Survei Radiologi Akhir; dan
- Format dan Isi Laporan Pelaksanaan Kegiatan Dekomisioning INNR.

2.1. Pengaturan Dalam Batang Tubuh

Pasal-pasal di dalam bab Program Dekomisioning INNR mengatur antara lain penetapan Program Dekomisioning INNR dalam laporan analisis keselamatan akhir, muatan isi Program Dekomisioning INNR, ketentuan

tentang kaji ulang (*review*) Program Dekomisioning INNR, serta pelaksanaan Program Dekomisioning INNR yang antara lain terdiri dari kegiatan pembongkaran seperti pada Gambar 2[3].



Gambar 2. Pembongkaran

Bab Opsi Dekomisioning INNR menguraikan antara lain mengenai opsi dekomisioning INNR yang harus ditentukan oleh pemegang izin, hal-hal yang harus dipertimbangkan dalam menentukan opsi dekomisioning, dan opsi yang harus ditentukan oleh pemegang izin dalam kondisi tertentu[3].

Di dalam bab Organisasi Dekomisioning INNR diuraikan tentang keharusan pemegang izin untuk membentuk organisasi dekomisioning INNR yang paling sedikit terdiri atas kelompok proteksi radiasi, spesialis dekomisioning INNR, petugas dekomisioning INNR, dan unit jaminan

mutu berikut tugas, wewenang dan tanggung jawab masing-masing kelompok tersebut. Bab ini juga berisi keharusan pemegang izin untuk membentuk panitia penilai keselamatan yang terpisah dari organisasi dekomisioning INNR. Tugas dari panitia keselamatan juga diuraikan dalam bab ini. Selain itu juga diuraikan bahwa organisasi dekomisioning INNR harus terdiri atas orang-orang yang memiliki pengalaman dan kemampuan khusus sesuai dengan bidang tugasnya^[3].

Pada bab Analisis Keselamatan diuraikan tentang analisis keselamatan yang harus dilakukan oleh pemegang izin berdasarkan opsi dekomisioning INNR yang dipilih^[3].

Bab Survei Karakterisasi antara lain mencakup penyusunan rencana survei karakterisasi untuk dekomisioning INNR sebagai bagian dari program dekomisioning INNR berikut lingkup pelaksanaannya. Lingkup pelaksanaan survei karakterisasi antara lain seperti terlihat pada gambar 3 yaitu kegiatan pengambilan cuplikan. Ketentuan tentang penyerahan laporan hasil survei karakterisasi kepada Kepala BAPETEN juga diatur dalam bab ini. Selain itu juga diuraikan ketentuan tentang pemindahan semua zat radioaktif yang

bukan bahan terkontaminasi termasuk bahan nuklir dari tapak^[3].



Gambar 3. Pengambilan cuplikan

Bab Pembongkaran dan Dekontaminasi antara lain menguraikan ketentuan bahwa pemegang izin harus menetapkan metode, teknik, dan/atau strategi yang efektif dan andal untuk kegiatan pembongkaran dan dekontaminasi berikut faktor-faktor yang harus dipertimbangkan seperti terlihat pada gambar 4. Ketentuan tentang laporan pelaksanaan pembongkaran dan dekontaminasi juga diuraikan^[3].



Gambar 4. Kegiatan dekontaminasi

Dalam bab Proteksi Radiasi dan Survei Radiologi Akhir berisi tentang

keharusan bagi pemegang izin untuk menetapkan dan melaksanakan program proteksi radiasi dalam kegiatan dekomisioning. Dalam bab ini juga menguraikan bahwa pemegang izin harus melaksanakan penanganan limbah radioaktif dan limbah bahan berbahaya nonradiologi yang ditimbulkan dari pelaksanaan dekomisioning INNR untuk memperkecil penyebaran kontaminasi dan pembentukan limbah, serta melaksanakan survei radiologi akhir untuk memastikan bahwa kriteria pembebasan telah dipenuhi dan siap untuk dibebaskan[3]. Dalam pelaksanaan survei radiologi akhir, pemegang izin antara lain diharuskan menyediakan peralatan yang memadai seperti pada Gambar 5.



Gambar 5. Surveymeter

Pada bab Dokumentasi, diatur keharusan bagi pemegang izin untuk membuat, memelihara dan menyimpan dokumen dan rekaman terkait seluruh kinerja dekomisioning INNR. Informasi

yang terkait dengan dekomisioning INNR selama umur INNR dalam bentuk laporan dan dokumentasi dalam rangka mempermudah pelaksanaan dekomisioning INNR juga harus disediakan oleh pemegang izin[3].

Bab Kesiapsiagaan dan Penanggulangan Kedaruratan Nuklir berisi tentang program kesiapsiagaan nuklir untuk mengantisipasi terjadinya kedaruratan akibat kecelakaan radiasi atau kecelakaan konvensional yang harus ditetapkan dan dilaksanakan oleh pemegang izin selama kegiatan dekomisioning INNR termasuk di dalamnya latihan kedaruratan yang harus dilakukan secara periodik seperti terlihat pada Gambar 6. Ketentuan tentang kesiapsiagaan dan penanggulangan kedaruratan nuklir tersebut selanjutnya diatur tersendiri dengan Peraturan Kepala BAPETEN[3].



Latihan Kedaruratan Nuklir di Kawasan Nuklir Serpong, 19 November 2008

Gambar 6. Latihan kedaruratan

Ketentuan tentang sistem proteksi fisik dan seifgard terhadap INNR yang harus dipenuhi oleh pemegang izin, antara

lain seperti terlihat pada Gambar 7, disampaikan dalam bab Proteksi Fisik dan Seifgard[3]. Ketentuan ini selanjutnya juga diatur tersendiri dengan Peraturan Kepala BAPETEN.



Gambar 7. Proteksi fisik

Uraian dalam bab Pernyataan Pembebasan antara lain berisi tentang ketentuan untuk mendapatkan pernyataan pembebasan dari Kepala BAPETEN yang dapat diajukan oleh pemegang izin jika kegiatan dekomisioning INNR telah selesai dilakukan^[3].

Ketentuan tentang perkiraan biaya dekomisioning yang harus dipersiapkan oleh pemegang izin untuk pelaksanaan dekomisioning INNR diuraikan dalam bab Biaya Dekomisioning. Perkiraan biaya ini harus dipersiapkan sejak penyusunan program dekomisioning INNR. Selain itu juga diuraikan ketentuan tentang jaminan finansial untuk melaksanakan dekomisioning INNR yang harus disiapkan oleh

pemegang izin berikut metode yang dapat dipilih. Dana jaminan pelaksanaan dekomisioning tersebut harus ditempatkan oleh pemegang izin pada suatu bank pemerintah[3].

Terdapat juga kewajiban bagi INNR yang sudah beroperasi pada saat Peraturan Kepala BAPETEN ini diterbitkan, yaitu untuk menyesuaikan dengan Peraturan Kepala BAPETEN ini paling lambat 6 (enam) bulan setelah tanggal penetapan Peraturan Kepala BAPETEN ini[3].

3. Kesimpulan

Dengan munculnya perkembangan peraturan terkait dekomisioning baik secara internasional maupun regional serta teknologi dan metode dekomisioning yang terbaru telah dilakukan perbaikan terhadap Peraturan Kepala BAPETEN No. 07-P/Ka-Bapeten/I-02 tentang Pedoman Dekomisioning Fasilitas Medis, Industri dan Penelitian serta Instalasi Nuklir Non-Reaktor, antara lain telah mengakomodasi hal-hal spesifik terkait dengan INNR serta pengaturan yang lebih rinci.

Seluruh ketentuan yang diatur dalam Rancangan Peraturan Kepala BAPETEN ini diharapkan telah mengakomodasi seluruh kegiatan yang

terkait dengan dekomisioning INNR serta mampu diterapkan oleh seluruh pemegang izin dan pihak-pihak lain yang terkait dalam pelaksanaan dekomisioning INNR.

4. Daftar Pustaka

- [1] Keputusan Kepala BAPETEN No. 07-P tahun 2002 tentang *Pedoman Dekomisioning Fasilitas Medis, Industri Dan Penelitian Serta Instalasi Nuklir Non-Reaktor*.
- [2] IAEA SAFETY GUIDE No. WS-G-2.4, *Decommissioning of Nuclear Fuel Cycle Facilities*.
- [3] Notulen rapat koordinasi penyusunan perka BAPETEN tentang dekomisioning INNR.

PENGAWASAN LINGKUNGAN DI INDUSTRI NON-NUKLIR YANG BERPOTENSI MENGHASILKAN TENORM

Veronica Tuka

Direktorat Inspeksi Instalasi dan Bahan Nuklir-Badan Pengawas Tenaga Nuklir

ABSTRAK

PENGAWASAN LINGKUNGAN DI INDUSTRI NON-NUKLIR YANG BERPOTENSI MENGHASILKAN TENORM. Undang-undang Dasar Negara Republik Indonesia Tahun 1945 menyatakan bahwa lingkungan hidup yang baik dan sehat merupakan hak asasi dan hak konstitusional bagi setiap warga Negara Indonesia. Di Indonesia sudah banyak kegiatan industri dan pertambangan yang menghasilkan NORM (*Naturally Occurring Radioactive Materials*) dan TENORM (*Technologically Enhanced Naturally Occurring Radioactive Materials*). TENORM adalah zat radioaktif alam yang dikarenakan kegiatan manusia atau proses teknologi terjadi peningkatan potensi paparan jika dibandingkan dengan keadaan awal dan berpotensi memberikan dampak radiologi baik berupa paparan radiasi eksterna maupun interna. BAPETEN harus memastikan bahwa kegiatan yang dilakukan oleh industri non nuklir, khususnya dalam penanganan limbah radioaktif pada NORM dan TENORM yang dapat menyebabkan paparan kronik, dilaksanakan dengan aman dan selamat, baik bagi pekerja, masyarakat maupun lingkungan hidup.

Kata kunci :Industri non nuklir, Norm,Tenorm

ABSTRACT

INDUSTRIAL ENVIRONMENTAL MONITORING IN NON NUCLEAR INDUSTRY WHICH POTENTIAL TO GENERATE TENORM. Constitution of the Republic of Indonesia Year 1945 states that the environment is good and healthy life is a human rights and constitutional rights of every citizen of Indonesia. In Indonesia has many industrial and mining activities that produce Norm (*Naturally occurring Radioactive Materials*) and TENORM (*technologically Enhanced Naturally occurring Radioactive Materials*). TENORM is a natural radioactive material which due to human activity or process technology increases the potential exposure when compared to the initial state and the potential radiological impact either external or internal radiation exposure. BAPETEN must ensure that the activities undertaken by non-nuclear industry, especially in the handling of radioactive waste at Norm and TENORM which can lead to chronic exposure, dilaksanakan secara aman dan selamat, baik bagi pekerja, masyarakat dan lingkungan.

Keywords :Non Nuclear Industry, Norm, Tenorm

1. Pendahuluan

1.1.Latar Belakang

Di Indonesia terdapat industri non nuklir seperti pertambangan minyak dan gas, pertambangan batubara, pertambangan granit, kegiatan tersebut pada dasarnya merupakan kegiatan penambangan, pengolahan dan pemanfaatan bahan baku yang berasal dari dalam bumi dalam jumlah besar. Selama proses berlangsung, konsentrasi radionuklida alam yang terkandung didalam bahan hasil kegiatan ataupun limbah dapat mencapai nilai signifikan yang perlu diperhatikan dari segi proteksi radiasi. Pada kondisi lain kegiatan manusia dapat memperpendek jarak paparan yang berasal dari radionuklida alam ini. Radionuklida TENORM tersebut terutama adalah U-238 bersama anak luruhnya Ra-226, Rn-222, Pb-210, Po-210 dan Th-232 bersama anak luruhnya Ra-228, Th-228, Ra-224, Rn-220 serta K-40. TENORM yang ditemukan pada industri dan pertambangan dapat berupa bahan baku, produk atau hasil samping, baik berbentuk gas, padat (scale dan slag), lumpur (sludge), maupun cair, yang memerlukan pengawasan karena dapat mencemari daerah kerja atau lingkungan hidup.

Undang-undang Dasar Negara Republik Indonesia Tahun 1945 menyatakan bahwa lingkungan hidup yang baik dan sehat merupakan hak asasi dan hak konstitusional bagi setiap warga Negara Indonesia. Oleh karena itu Negara, Pemerintah, dan seluruh pemangku kepentingan berkewajiban untuk melakukan perlindungan dan pengelolaan lingkungan hidup dalam pelaksanaan pembangunan berkelanjutan agar lingkungan hidup Indonesia dapat tetap menjadi sumber dan penunjang hidup bagi rakyat Indonesia serta makhluk hidup lainnya [1].

Pasal 32, Peraturan Pemerintah Nomor 27 Tahun 2002, mengatur tentang kemungkinan adanya limbah yang berasal dari kegiatan industri non nuklir, sehingga bila pada suatu industri non nuklir dianalisis yang ternyata terdapat adanya limbah radioaktif yang disebabkan oleh kegiatan tersebut maka hasil analisis wajib disampaikan kepada BAPETEN yang selanjutnya akan dilakukan pengaturan sesuai dengan keselamatan radiasi maupun lingkungan hidup [2].

Pengaturan tersebut dilaksanakan dengan diterbitkannya Peraturan Pemerintah Nomor 33 Tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion

dan Keamanan Sumber Radioaktif. Pasal 48 dan 49 Peraturan Pemerintah Nomor 33 Tahun 2007, menyatakan bahwa Intervensi diterapkan dalam situasi Paparan Kronik dan Darurat, situasi Paparan Kronik meliputi paparan yang berasal dari NORM dan TENORM, kemudian disebutkan bahwa intervensi terhadap situasi paparan kronik dilaksanakan melalui tindakan protektif dan remedial [3].

Sebagai pelaksanaan intervensi terhadap paparan kronik, maka diterbitkanlah Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 9 Tahun 2009 tentang Intervensi terhadap Paparan yang berasal dari TENORM [4], Perka ini mengatur tentang pelaksanaan Intervensi terhadap paparan yang berasal dari TENORM dan Tingkat Intervensi. Intervensi ini sendiri adalah setiap tindakan untuk mengurangi atau menghindari paparan atau kemungkinan terjadinya paparan kronik dan paparan darurat. Sedangkan Tingkat Intervensi adalah tingkat dosis yang dapat dihindari dengan melakukan tindakan protektif atau remedial untuk situasi paparan kronik atau paparan darurat.

1.2. Tujuan

Pengawasan lingkungan di industri non nuklir penghasil TENORM bertujuan untuk memperoleh informasi

tentang potensi TENORM dan memastikan bahwa kegiatan yang dilakukan oleh industri non nuklir, khususnya dalam penanganan limbah radioaktif pada NORM dan TENORM yang dapat menyebabkan paparan kronik, dilaksanakan dengan aman dan selamat, baik bagi pekerja, masyarakat maupun lingkungan hidup.

1.3. Masalah

Di Indonesia sudah banyak kegiatan industri dan pertambangan yang menghasilkan NORM (*Naturally Occurring Radioactive Materials*) dan TENORM (*Technologically Enhanced Naturally Occurring Radioactive Materials*), diantaranya adalah tambang minyak dan gas, tambang metal (besi, tembaga, aluminium, timah), PLTU (batubara, dan panas bumi), pabrik papan gypsum (gypsum plaster board), pabrik pulp dan kertas serta pemurnian air minum.

Terbentuknya TENORM pada industri yang menggunakan hasil tambang sebagai bahan bakunya adalah sebagai akibat dari terkonsentrasinya unsur radioaktif alamiah pada waktu proses produksi. Bahan radioaktif dapat terkonsentrasi pada produk dan juga pada limbahnya. TENORM dapat memberikan kontribusi paparan radiasi baik secara eksterna maupun interna

kepada para pekerja dan masyarakat di sekitar daerah kerja serta lingkungan. Oleh karena itu pengolahan terhadap TENORM perlu mendapat perhatian yang serius untuk mengurangi paparan radiasi eksterna dan mencegah terjadinya paparan radiasi interna akibat masuknya radionuklida melalui jalur pencernaan (makanan, minuman) dan jalur pernafasan. Keberadaan TENORM di industri non nuklir perlu diawasi supaya dampak radiologi dari TENORM ini terhadap pekerja, masyarakat dan lingkungan dapat dikendalikan.

2. Metodologi

Makalah disusun melalui beberapa tahapan, yaitu dengan melakukan identifikasi potensi TENORM pada industri non nuklir, pengumpulan data survei lapangan dan analisis sampel yang telah dilakukan oleh BAPETEN serta memberikan saran kepada pengusaha industri untuk menangani TENORM yang dihasilkan.

3. Hasil Dan Pembahasan

Industri yang mengolah sumber daya alam dari dalam kulit bumi sebagai bahan baku dapat menyebabkan radioaktif alam yang terkandung dalam kulit bumi terakumulasi pada limbah, produk samping dan atau produk utama dari industri tersebut. Unsur radioaktif alam yang termobilisasi dan kemudian terakumulasi diakhir proses industri disebut TENORM. Permasalahan tentang TENORM berfokus pada limbah hasil proses industri. Sebagian besar limbah TENORM yang dihasilkannya mempunyai volume yang besar, tetapi dengan aktivitas rendah. Sebagian TENORM menjadi limbah yang terbuang, namun ada pula terikut barang produksi yang digunakan secara komersial.

Di bawah ini beberapa industri non nuklir penghasil TENORM, hasil analisis dan usaha yang telah dilakukan oleh industri tersebut. Pengukuran dilakukan di lokasi yang diduga terdapat TENORM, ditunjukkan baik dalam tabel maupun gambar.

Tabel 1. Hasil Pengukuran di Pertambangan Minyak dan Gas

No.	Lokasi Pengukuran	Laju Paparan(μ R/jam)
1.	Minas Field : CGS-2 Junk – Yard	70 – 100 50
2.	Bekasap Field : Pematang Junk – Yard	10 – 15 50 – 110
3.	Duri Field : CGS 1 : Tangki Primer Tangki Sekunder Brine Tank Junk – Yard : Pipa Ex Zeolit/Resin Karbon aktif/Charcoal	130 – 1110 40 – 120 900 – 2200 270 – 400 50 – 70 30 – 50

Tabel 2. Hasil Analisis Pertambangan Minyak dan Gas

Nama Sampel	Konsentrasi Aktivitas (Bq/kg atau Bq/l)			
	Ra-226	Ra-228	Th-228	K-40
Scale CGS – 1	75376 ± 569	76246 ± 853	48811 ± 319	4664 ± 448
Scale CGS – 2	1491 ± 17	610 ± 16	851 ± 9	< 1,40
Zeolit CGS – 1	265 ± 7	550 ± 15	637 ± 8	62 ± 15
Charcoal CGS – 1	67 ± 3	77 ± 5	63 ± 2	27 ± 10
Lumpur + Scale CGS - 1	4059 ± 24	3178 ± 32	3791 ± 17	139 ± 14
Air CGS - 2	< 0,09	< 0,10	< 0,03	< 1,40
Air CGS – 1 (tunggal)	21 ± 1	39 ± 2	2 ± 0,2	39 ± 4
Air CGS – 1 (campuran)	9 ± 1	21 ± 2	0,6 ± 0,2	11 ± 4

Tabel 3. Pengukuran di Tambang Batubara

No.	Lokasi Pengukuran	Laju Paparan μ R/jam
1.	Lapangan Air Laya B2-C (batubara)	5
2.	Lapangan Air Laya B2-C (tanah antara)	20 – 25
3.	Lapangan Air Laya B1-B2 (tanah antara)	10 – 15
4.	Lapangan Air Laya B1 (batubara)	5
5.	Lapangan Air Laya Overburden	15
6.	Lapangan Air Laya A2 (batubara)	5
7.	Lapangan Suban A1-A2 (tanah antara)	20 – 25
8.	Lapangan Bangko Pit 3 Overburden	15 – 23
9.	Lapangan Bangko Stock Pile	4 – 5
10.	Lapangan Bangko Timbunan	10 – 15
11.	Lapangan Bangko Pit 1	10 – 15
12.	Bukit Tapuan	20 – 30
13.	Timbunan batubara 3	15 – 20
14.	Lapangan MTBS Interburden A1-A2	20
15.	Lapangan MTBU Interburden A1	10 – 15
16.	Lapangan MTBU batubara	5
17.	Jalan C	10 – 30
18.	Lapangan MTBU di atas C	10 – 14
19.	Disposal Spreader	10 – 15

Tabel 4. Hasil analisis sampel Pertambangan batubara

Jenis dan Kode	Hasil Analisis dalam contoh Air Buangan dan Tanah Pirit (Bq/kg)			
	Ra-226	Ra-228	Th-228	K-40
Tanah A-8	69 ± 2	86 ± 3	98 ± 2	133 ± 10
Tanah A-9	55 ± 2	37 ± 3	43 ± 1	337 ± 15
Air A-1 Outlet KPL Tupak	4,1 ± 0,7	ttd	ttd	ttd
Air A-3 outlet KPL ALP	ttd	ttd	ttd	ttd
Air A-6 outlet MTBS	1,1 ± 0,5	ttd	ttd	ttd
Air A-8 outlet KPL galian	5,5 ± 0,7	ttd	ttd	ttd
Air A-10 outlet KPL galian Pit-3	2,1 ± 0,5	ttd	ttd	ttd

Air A-12 outlet KPL galian Pit 1	3,0 ± 0,6	ttd	ttd	ttd
Air A-13 outlet TLS	2,4 ± 0,5	ttd	ttd	ttd

Tabel 5. Pengukuran di Pertambangan Granit

No.	Lokasi Pengukuran	Laju Paparan $\mu\text{R}/\text{jam}$
1.	Di dalam hotel Holiday Karimun	30 – 40
2.	Sepanjang jalan ke PT Karimun Granit	20 – 30
3.	Di dalam kawasan PT. Karimun Granit	50 – 60
4.	Kantor PT. Karimun Granit : di luar di dalam	50 30 – 40
5.	Di daerah tumpukan batuan granit dengan berbagai jenis ukuran: 0 s/d -5MM; +14 s/d -20 MM; 0 s/d 38 MM dan +5 s/d -14 MM	80
6.	Tumpukan batuan lapuk	80 – 120
7.	Sepanjang jalan ke guest house	40
8.	Halaman guest house	40 – 50
9.	Overburden QB ML 30 m	60 – 70
10.	Overburden QA ML 152 m	60 – 70
11.	Daerah dekat kolam ML -88 m	70 – 80



Gambar 2. Timbunan *Slag*, disalah satu industri peleburan Timah



Gambar 3. Limbah hasil buangan proses *sand-blasting* yang berpotensi mengandung TENORM di kemas dalam karung vinyl kapasitas 1 ton, dan ditumpuk didalam ruangan.



Gambar 1. Lokasi Timbunan pipa bekas pengeboran minyak dan gas yang mengandung *Scale*



Gambar 4. Pipa bekas pengeboran minyak dan gas yang mengandung *scale*



Gambar 6. Peralatan Surveymeter



Gambar 5. Kontaminasi TENORM yang menyebar di pelataran lokasi pekerjaan

Contoh peralatan yang digunakan dalam pengukuran di lapangan di perhatikan pada gambar berikut :

Upaya yang dilakukan antara lain :

1. Kontaminasi TENORM yang menyebar di pelataran lokasi pekerjaan:

- Clean-up dgn mengeruk tanah sedalam yg terdeteksi, lalu dikumpul/dilokalisir, atau;
- Dikeruk dan dikarungkan utk disimpan di suatu ruang/gudang. Gudang dapat dibangun di lokasi atau dibuatkan oleh Pemda disuatu tempat tertentu.

2. Menempatkan pipa bekas pengeboran minyak yang mengandung *scale* disuatu lokasi tertentu yang jauh dari pekerja dan masyarakat.

3. Jika ditimbun di lokasi penghasil TENORM sebaiknya diberi pengaman yang memadai, misal menutupnya dengan plastik tebal, sehingga tidak berdampak terhadap pekerja dan jika terjadi hujan tidak terjadi *leaching*.

4. Kesimpulan

Dari pembahasan dapat dibuat beberapa kesimpulan yang harus menjadi perhatian dalam masalah TENORM, antara lain:

1. TENORM mempunyai potensi menyebabkan naiknya paparan radiasi.
2. Publik belum memahami masalah TENORM dan perlu diberi informasi, dengan kegiatan sosialisasi oleh BAPETEN.
3. Industri yang menghasilkan TENORM perlu mendapat petunjuk tambahan untuk membantu mengolah TENORM sehingga dapat melindungi pekerja, masyarakat dan lingkungan hidup.
4. Melakukan koordinasi terpadu antara BAPETEN dengan Lingkungan Hidup dalam hal ini BAPEDALDA untuk memberikan pedoman terhadap penghasil limbah TENORM dalam penyelesaian

limbah yang dihasilkan dari kegiatannya secara terpadu.

Untuk menjamin bahwa industri non nuklir ini bebas dari bahaya radiasi yang tidak diinginkan maka perlu dilakukan pemantauan terhadap limbahnya sebagai produk samping dari industri tersebut.

Hasil pemantauan lingkungan ini selain berguna untuk membuktikan bahwa pelaksanaan pemantauan lingkungan berjalan sesuai dengan yang direncanakan juga merupakan umpan balik penyempurnaan tindakan intervensi jika terjadi paparan kronik.

Pemantauan lingkungan yang dilaksanakan berkelanjutan akan digunakan sebagai bahan masukan bagi pemrakarsa untuk melakukan evaluasi dan pengambilan keputusan yang berhubungan dengan rencana pemantauan dampak lingkungan yang akan timbul dan sebagai alat evaluasi efektivitas berbagai peraturan dan ketentuan yang berhubungan dengan keselamatan radiasi dan lingkungan hidup.

Upaya preventif dalam rangka pengendalian dampak lingkungan hidup perlu dilaksanakan dengan mendayagunakan secara maksimal instrumen pengawasan, yaitu perizinan, inspeksi dan peraturan.

Industri non nuklir dalam hal ini pertambangan yang berpotensi menghasilkan limbah TENORM dan paparan radiasi di tempat kerja lebih dari 2 (dua) kali paparan radiasi latar, wajib melakukan analisis keselamatan radiasi meliputi pemantauan radiasi di tempat kerja dan pengukuran limbah TENORM secara rutin.

5. Daftar Pustaka

- [1] Undang-Undang Nomor 32 Tahun 2009 tentang Perlindungan dan Pengelolaan Lingkungan Hidup.
- [2] Peraturan Pemerintah Republik Indonesia Nomor 27 Tahun 2002 tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif.
- [3] Peraturan Pemerintah Republik Indonesia Nomor 33 Tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pening dan Keamanan Sumber Radioaktif.
- [4] Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 9 Tahun 2009 tentang Intervensi terhadap Paparan yang berasal dari TENORM.
- [5] Prosiding Seminar Aspek Keselamatan Radiasi dan Lingkungan Pada Industri Non Nuklir, ISSN 1693 – 1181, Jakarta 2003.

STRATEGI KAJIAN INTEGRITAS BAGIAN DALAM BEJANA TEKAN REAKTOR DAYA PWR

S. Nitiswati

Pusat Teknologi Reaktor Dan Keselamatan Nuklir-Badan Tenaga Nuklir Nasional

ABSTRAK

STRATEGI KAJIAN INTEGRITAS BAGIAN DALAM BEJANA TEKAN REAKTOR DAYA PWR. Bagian dalam bejana tekan reaktor daya PWR terdiri dari komponen dan sub.komponen yang merupakan bagian integral dari bejana tekan. Bagian dalam bejana tekan mempunyai fungsi penting yaitu menjaga integritas geometri teras. Oleh karena itu komponen dan sub.komponen yang menyusun bagian dalam bejana tekan reaktor daya PWR harus terjaga integritasnya sepanjang umur operasi. Kajian integritas bagian dalam bejana tekan reaktor daya PWR penting dilakukan dengan tujuan untuk mendapatkan jaminan bahwa komponen dan sub.komponen bagian dalam bejana tekan reaktor daya PWR dapat kontinyu menjalankan fungsinya dengan optimal. Metodenya dilakukan melalui sebuah pendekatan strategi kajian integritas terdiri dari 3(tiga) elemen yaitu: kajian material dan persyaratan, kajian degradasi, dan evaluasi kondisi yang dilanjutkan dengan kajian probabilistic fracture mechanics. Dengan menerapkan ketiga elemen tersebut akan diketahui dapat/tidaknya komponen dan sub.komponen menjalankan fungsinya lebih lanjut dengan aman atau harus diganti. Disimpulkan bahwa dengan melakukan strategi kajian integritas akan memberikan jaminan bahwa komponen and sub.komponen bagian dalam bejana tekan reaktor daya PWR dapat menjalankan fungsinya dan mempertahankan integritasnya sepanjang umur operasi. .

Kata kunci: bagian dalam bejana tekan PWR, kajian integritas, evaluasi kondisi.

ABSTRACT

INTEGRITY ASSESSMENT STRATEGY OF THE REACTOR POWER PWR PRESSURE VESSELS. PWR vessel internals consist of components and subcomponents and as integral part of pressure vessel. Reactor vessel internals have an important function such as to maintain the geometric integrity of the core. Therefore components and subcomponents of reactor vessel internals must be maintain its integrity along of service life. Integrity assessment of PWR vessel internals is important to be done which aim to provide assurance that the components and subcomponents of PWR vessel internals will continue to perform its function optimal. The method used an approach of integrity assessment strategic of the components and subcomponents that consist of 3 elements such as: material assessment and requirement, degradation assessment, condition evaluation and continue with probabilistic fracture mechanics assessment. With implementation the three of those elements able/unable of components and subcomponents to continue perform its function safely or must be change will be obtained. It is concluded by doing of integrity assessment strategic, the assurance of component and subcomponent of PWR vessel internals can perform its function and maintain the integrity along of service life will be obtained.

Keywords: PWR vessel internals, integrity assessment, condition evaluation.

1. Pendahuluan

Bagian dalam bejana tekan (*reactor vessel internals*) reaktor daya PWR (*pressurized water reactor*) terdiri dari komponen dan sub. komponen yang merupakan bagian integral dari bejana tekan dan termasuk kelas keselamatan 3. Komponen bagian dalam bejana tekan dikelompokkan menjadi 3 bagian, yaitu: struktur teras bagian atas (*upper core structure*), struktur yang mengelilingi teras seperti *core barrel/core shroud, thermal shield*, dan struktur pendukung teras bagian bawah (*lower core support structure*). Bagian yang tidak terpisahkan dari komponen adalah sub.komponen seperti baut dan *pin* yang berfungsi sebagai konektor pengunci antara 2 komponen yang disatukan sehingga menguatkan posisi komponen[1].

Bagian dalam bejana tekan mempunyai fungsi penting untuk menjaga integritas geometri teras yaitu mendukung teras reaktor, menjaga kesejajaran *bundle* bahan bakar, dan membatasi pergeseran *bundle* bahan bakar. Komponen dan sub. komponen akan terdegradasi sebagai konsekuensi interaksi dengan lingkungan yang pada akhirnya dapat mengganggu integritas geometri teras. Disatu sisi karena fungsinya yang penting, bagian dalam

bejana tekan harus terjaga integritasnya sepanjang umur operasi reaktor, artinya degradasi komponen dan sub.komponen harus dipantau dan dijaga jangan sampai berakibat fatal misalnya terjadi retak yang merambat dan akhirnya patah. Bila hal ini terjadi pada *pin* pendukung tabung pengarah batang kendali, akan mengakibatkan batang kendali macet. Oleh karena itu perlu dilakukan kajian integritas komponen dan sub.komponen bagian dalam bejana tekan reaktor daya PWR. Tujuannya adalah untuk mendapatkan jaminan bahwa komponen dan sub.komponen bagian dalam bejana tekan reaktor daya PWR dapat kontinyu menjalankan fungsinya dengan optimal.

Dengan melakukan kajian integritas komponen dan sub. Komponen bagian dalam bejana tekan PWR diharapkan integritas geometri teras terjaga sepanjang umur operasi.

2. Metodologi

Metodologi pemecahan masalah dilakukan melalui sebuah pendekatan strategi kajian integritas bagian dalam bejana tekan yang terdiri dari 3 (tiga) elemen, yaitu: 1). kajian material dan persyaratan, 2). kajian degradasi, dan 3). evaluasi kondisi yang dilanjutkan dengan kajian *probabilistic fracture*

mechanics (PFM). Lingkupnya meliputi komponen dan sub.komponen yang menyusun bagian dalam bejana tekan reaktor daya *PWR* yang rentan mengalami degradasi atau cacat selama reaktor beroperasi. Sebagai referensi yang akan dibahas digunakan data dari beberapa negara yang pernah mengalami persoalan degradasi bagian dalam bejana tekan *PWR*.

2.1 Kajian Material Dan Persyaratan

Material yang akan digunakan sebagai komponen dan sub.komponen bagian dalam bejana tekan reaktor daya *PWR* harus dikaji secara mendalam dengan memperhatikan persyaratan material berdasarkan standar/*code* yang diacu, meliputi jenis, komposisi kimia, kuat luluh, kuat tarik, dan perlakuan panas. Kajian material dan persyaratan dilakukan sebelum reaktor daya dibangun. Tujuannya adalah untuk mendapatkan jenis material yang benar-benar tepat dan handal sebagai komponen dan sub.komponen bagian dalam bejana tekan *PWR*. Karena pemilihan jenis material yang kurang tepat/tidak handal dapat mengakibatkan degradasi atau penuaan dini, sehingga perlu dilakukan penggantian komponen dan sub.komponen sebelum umur operasi dicapai. Kajian material juga

terus dilakukan selama reaktor daya beroperasi khususnya bila terjadi kegagalan komponen dan sub.komponen dan setiap terjadi kegagalan perlu dilakukan kajian terhadap persyaratan lainnya seperti perlakuan panas dan persyaratan mekanik sehingga kegagalan berulang dapat diminimasi.

2.2 Kajian Degradasi

Kajian pemicu degradasi yang dapat terjadi pada komponen dan sub.komponen bagian dalam bejana tekan *PWR* dengan memperhitungkan kondisi lingkungan yaitu radiasi, pendingin, suhu, aliran fluida, tegangan, dan beban yang diterima oleh komponen dan sub.komponen penting dilakukan sebelum reaktor daya dibangun, sehingga dapat diperkirakan mekanisme degradasi dan potensi kegagalan yang akan terjadi setelah reaktor daya beroperasi yaitu apakah retak, korosi, penggetasan, fatik, dan *wear*.

Beberapa hal yang perlu dilakukan terlebih dahulu untuk dapat mengkaji degradasi selama reaktor beroperasi adalah sebagai berikut:

1. Menetapkan komponen dan sub.komponen yang rentan mengalami degradasi dan yang penting dilakukan inspeksi.

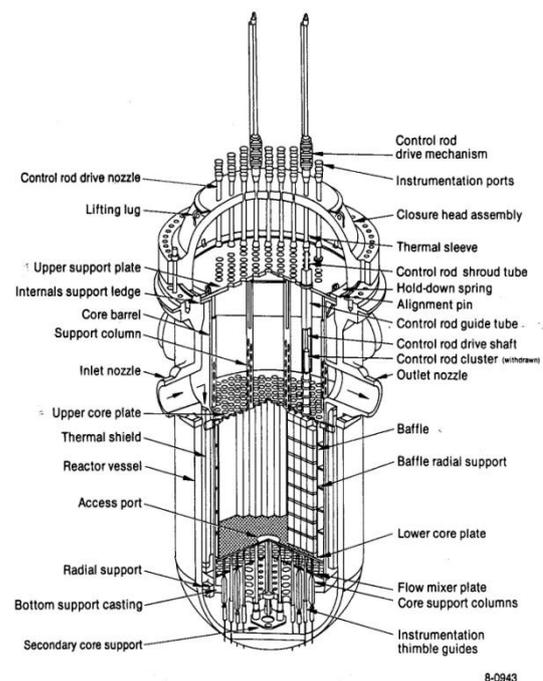
2. Menetapkan pemicu dan potensi keagalannya.
3. Memilih metode uji tak rusak dan teknik yang akan diterapkan untuk inspeksi.
4. Melakukan inspeksi *inservice*, dan
5. Melakukan evaluasi kondisi komponen dan sub.komponen.

2.3 Evaluasi kondisi

Evaluasi terhadap kondisi bagian dalam bejana tekan dilakukan setelah inspeksi *inservice* terhadap komponen dan sub.komponen selesai dilaksanakan. Hasil inspeksi *inservice* penting dilakukan evaluasi dengan tujuan untuk memastikan dapat/tidaknya komponen dan sub.komponen kontinyu melaksanakan fungsinya dengan optimal sampai pada periode inspeksi berikutnya. Dapat diterima/tidak diterima cacat (misal retak) yang ditemukan pada komponen dan sub.komponen bagian dalam bejana tekan reaktor daya *PWR* yang diketahui dari hasil inspeksi *inservice* dikaji berdasarkan standar *ASME Section XI*, *IWB-3520.2*, *IWB-3122*, dan *IWB-3142*[2]. Apabila ketentuan pada *ASME Section XI* menyatakan bahwa dimensi retak masih dalam batas yang dapat diterima maka komponen/sub.komponen tidak perlu

diganti dan reaktor dapat dioperasikan lebih lanjut sampai pada periode inspeksi berikutnya. Apabila dimensi retak diluar batas yang dapat diterima, maka perlu dilakukan kajian lebih lanjut dengan metode *probabilistic fracture mechanics (PFM)*. Dengan *PFM* dapat diperkirakan kapan retak kritis terjadi sehingga dapat ditentukan saat yang tepat untuk melakukan penggantian komponen/sub.komponen.

Bagian dalam bejana tekan reaktor daya *PWR* di tampilkan pada Gambar 1.



Gambar 1. Bagian dalam bejana tekan *PWR* (desain Westinghouse) [1].

Komponen dan sub.komponen bagian dalam bejana tekan reaktor daya PWR yang rentan mengalami degradasi dan penting dilakukan inspeksi di tampilan pada Tabel 1.

<i>and support pins</i>	fluida, suhu pendingin, tegangan baut karena pembebanan awal		macet
-------------------------	--	--	-------

Tabel 1. Degradasi bagian dalam bejana tekan reaktor daya PWR [1]

Komponen/ Sub.komponen	Pemicu	Mekanisme degradasi	Potensi kegagalan
<i>Thermal shield</i> dan baut	Vibrasi karena fluida, suhu pendingin, tegangan baut karena pembebanan awal, radiasi	Fatik, IGSCC dan <i>stress relaxation</i>	Retak, baut patah
<i>Core barrel</i> dan baut	Vibrasi karena fluida, suhu pendingin, tegangan baut karena pembebanan awal, radiasi	Fatik, IGSCC, <i>stress relaxation</i> dan penggetasan	Retak, baut patah
<i>Upper and lower core support structure</i>	Vibrasi karena fluida, suhu pendingin, tegangan baut karena pembebanan awal, radiasi	Fatik, IGSCC, <i>stress relaxation</i> dan <i>wear</i>	Retak, baut patah
<i>Control rod guide tubes</i>	Vibrasi karena	IGSCC, dan <i>wear</i>	Batang kendali

Dari Tabel 1. diketahui bahwa mekanisme degradasi yang terjadi pada bagian dalam bejana tekan reaktor daya PWR adalah retak, korosi (jenisnya bisa IGSCC atau IASCC), penggetasan, dan fatik.

3. Hasil Dan Pembahasan

Baja nirkarat austenit (*austenitic stainless steel*) tipe 304, 316/316L, dan paduan yang mengandung nikel tinggi (*Ni base alloy*) seperti inconel X-600 dan X-750 adalah jenis material yang banyak digunakan sebagai material komponen dan sub.komponen bagian dalam bejana tekan PWR[1,3]. Pemilihan penggunaan jenis-jenis material tersebut di atas didasarkan pada sifatnya yang mempunyai ketahanan terhadap korosi, ketangguhan, keuletan, kekuatan, dan karakteristik fatik di dalam lingkungan PWR. Namun begitu, meskipun jenis material yang digunakan sudah tepat/handal, ternyata referensi dari beberapa negara yang mengoperasikan reaktor daya PWR diketahui bahwa

<i>Pins penyejajar bundle bahan bakar</i>	Retak (IGSCC)	Inconel X-750	Jerman
Baut <i>baffle</i>	Retak (IASCC)	SS316 CW	Jerman, Perancis
Baut <i>baffle former</i>	Patah (IGSCC)	Inconel X-750	Jerman
<i>Thermal shield teras reaktor</i>	Retak (IGSCC)	A-286 (SA453 GR 660)	USA

telah terjadi degradasi yang signifikan yaitu retak yang cenderung mengarah kepada kegagalan terhadap komponen dan sub.komponen sebelum umur operasi dicapai sehingga diperlukan penggantian di luar skedul.

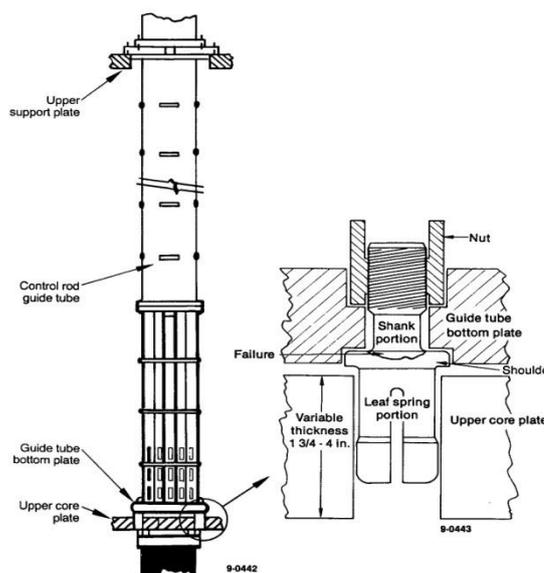
Komponen/ Sub.komponen	Cacat	Material	Reaktor Negara
Baut <i>core barrel</i>	Retak	SS316 CW	Perancis, Italia, USA
<i>Pins pendukung tabung pengarah batang kendali (guide tube support split pins)</i>	Retak (IGSCC)	Inconel X-750	Jepang, Perancis, USA, Korea

Data hasil inspeksi *inservice* terhadap komponen/sub. komponen bagian dalam bejana tekan reaktor daya *PWR* yang mengalami degradasi cacat dari

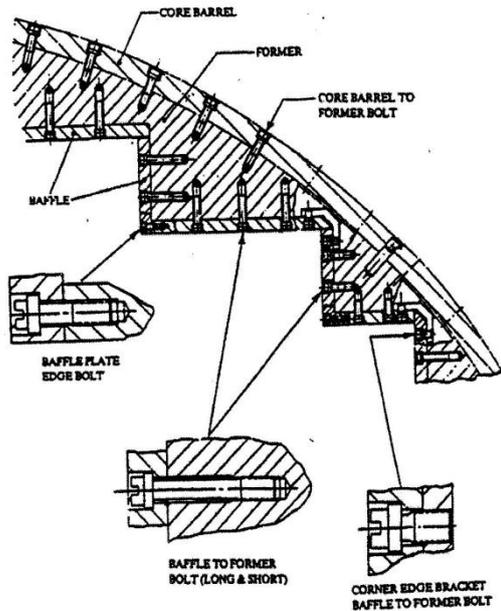
beberapa negara, ditampilkan pada Tabel 2.

Tabel 2.Data degradasi cacat komponen/ sub.komponen bagian dalam bejana tekan *PWR* dari beberapa negara [3,4,5].

Tabung pengarah batang kendali dan lokasi *split pin* yang sering mengalami gagal, serta *baffle* dan *former* berturut-turut ditampilkan pada Gambar 2, dan 3.



Gambar 2. Tabung pengarah batang kendali dan lokasi *split pin* yang sering gagal (desain Westinghouse) [1].



Gambar 3. Baffle dan former [3].

Dengan mengacu pada 3 (tiga) elemen yaitu kajian material dan persyaratan, kajian degradasi, dan evaluasi kondisi serta data degradasi komponen/sub. komponen yang ditampilkan pada Tabel 2. diberikan bahasan sebagai berikut:

Material baja nirkarat austenit dari jenis SS316/SS316L dan paduan nikel tinggi inconel X-750 secara prinsip memenuhi persyaratan sebagai material bagian dalam bejana tekan reaktor daya PWR karena mempunyai sifat-sifat ketahanan terhadap korosi,

ketangguhan, keuletan, kekuatan dan karakteristik fatik di dalam lingkungan PWR. Persyaratan tersebut diperlukan karena komponen dan sub.komponen bagian dalam bejana tekan berada dalam lingkungan PWR yang dipengaruhi oleh radiasi, pendingin, suhu, tegangan, dan aliran fluida.

Hasil inspeksi bagian dalam bejana tekan PWR yang dilakukan di Perancis, Italia, dan USA diketahui telah terjadi retak pada baut *core barrel* yang terbuat dari material SS316 CW (*cold worked*). Terjadinya retak sangat mungkin disebabkan karena baut *core barrel* mengalami vibrasi yang telah berlangsung cukup lama dan berulang sehingga lama kelamaan baut mengalami fatik (kelelahan material) dan pada akhirnya timbul retak. Sumber vibrasi ini berasal dari *thermal shield* dimana bagian dari *thermal shield* yang berada di daerah sekitar teras menerima suhu paling tinggi dan aliran fluida yang paling besar sehingga mengakibatkan vibrasi pada *thermal shield* yang berimbas pada *core barrel* dan baut karena posisi *core barrel* berhimpitan dengan *thermal shield* yang dikunci (dikoneksi) dengan penguat baut. Sebaliknya sifat SS316 CW lebih tahan terhadap IGSCC.

Hasil inspeksi *pin* pendukung tabung pengarah batang kendali dari reaktor di Jepang, Perancis, USA, dan Korea Selatan serta hasil inspeksi *pin* penyejajar *bundle* bahan bakar dari reaktor di Jerman diketahui telah terjadi retak pada *pin-pin* nya yang terbuat dari material *inconel* X-750. Investigasi metalurgi terhadap permukaan retakan diketahui bahwa jenis retaknya adalah *IGSCC* (*intergranular stress corrosion cracking*). *Inconel* X-750 mempunyai kandungan Ni (nikel) yang sangat tinggi yaitu $\geq 70\%$ [6]. Salah satu keunggulan material dengan kandungan Ni sangat tinggi adalah sifat tahan terhadap keausan (*wear*). Tetapi sebaliknya material dengan kandungan Ni sangat tinggi sangat rentan terhadap *IGSCC* di dalam media air.

Hal yang sama berlaku pula untuk salah satu reaktor PWR di Jerman dimana baut *baffle former* yang terbuat dari *inconel* X-750 mengalami patah disebabkan *IGSCC*.

Material baut *baffle* dari salah satu reaktor PWR di Jerman dan Perancis yang terbuat dari SS316 CW mengalami retak. Investigasi metalurgi pada permukaan retakan diketahui jenis retaknya adalah *IASCC* (*irradiation assisted stress corrosion cracking*)[3]. Hal ini sangat mungkin terjadi karena

lokasi baut *baffle* berada di daerah yang menerima radiasi paling tinggi yaitu sekitar teras reaktor, sehingga dampak dari radiasi yang tinggi mempunyai peran mempercepat terjadinya retak.

Thermal shield teras reaktor PWR di USA terbuat dari material A-286 (SA453 GR 660) dengan perlakuan *age hardened* mengalami retak jenis *IGSCC*[3]. Sifat material A-286 (SA453 GR 660) yang mendapat perlakuan *age hardened* menjadi rentan terhadap *IGSCC*.

Dari Tabel 2 di atas diketahui bahwa degradasi cacat bagian dalam bejana tekan PWR banyak terjadi pada baut dan *pin* dengan cacat yang dominan adalah retak, jenisnya *IGSCC* yang bersifat sangat rapuh.

Untuk meminimalkan terjadinya retak, beberapa hal yang perlu mendapatkan perhatian adalah sebagai berikut:

- 1). Menghindari perlakuan *age hardened* untuk material A-286 (SA453 GR660).
- 2). Melakukan kajian persyaratan mekanik meliputi persyaratan pabrikasi baut dan *pin*. Tidak bisa dihindari bahwa hasil proses pabrikasi baut dan *pin* menghasilkan tegangan sisa (*residual stress*). Pemasangan baut atau *pin* sebagai konektor pengunci antara 2

komponen yang di satukan akan menghasilkan pembebanan awal (*preload*) baut karena tegangan puntir. Pengaruh gravitasi, tekanan differensial, tegangan sisa karena pabrikan, dan pembebanan awal baut akan meningkatkan tegangan komponen. Tegangan komponen yang berlebihan akan menyebabkan baut atau *pin* rentan retak. Oleh karena itu setelah pabrikan baut dan *pin* selesai, harus dilanjutkan dengan memberikan perlakuan khusus atau *heat treatment* untuk baut dan *pin* yang bertujuan untuk menurunkan tegangan sisa serendah mungkin sehingga tegangan komponen tidak berlebihan dan kemungkinan terjadinya retak dapat diminimalisasi.

3). Melakukan modifikasi material baja nirkarat austenit SS316 CW dengan penambahan Ti (titanium) menjadi SS316 TiCW sebagai material baut dan *pin*. Pemakaian material SS316 TiCW lebih menguntungkan dari pada SS304/316/ 316CW karena SS316 TiCW mempunyai sifat melindungi terhadap keausan mekanik yang berlebihan dengan terbentuknya lapisan kromium karbida yang homogen pada permukaan baut atau *pin* sehingga mengakibatkan umur baut atau *pin* lebih lama.

Mekanisme degradasi lainnya adalah penggetasan karena panas yang tidak signifikan pengaruhnya dan karena radiasi neutron. Penggetasan karena radiasi neutron khususnya sangat mempengaruhi komponen/sub.komponen bagian dalam bejana tekan reaktor daya PWR yang berada didaerah teras. Konsekuensi dari penggetasan karena radiasi adalah hilangnya keuletan material baja nirkarat yang dibuktikan dari hasil pengujian tarik untuk material iradiasi dan non-iradiasi yaitu perpanjangannya dari $\geq 30\%$ untuk material non-iradiasi menjadi 0,5% untuk material iradiasi. Penggetasan karena pengaruh radiasi neutron dan panas secara langsung tidak akan menyebabkan retak. Namun margin material terhadap ketahanan perambatan retak yang disebabkan karena fabrikasi, fatik, dan *stress corrosion cracking (SCC)* menurun.

Fatik adalah kerusakan komponen/sub. komponen yang terjadi karena tegangan/regangan berulang yang disebabkan oleh fluktuasi beban dan suhu. Akibatnya terjadi akumulasi kerusakan mikrostruktur material yang menyebabkan inisiasi retak makroskopik khususnya terjadi pada lokasi-lokasi dimana beban sikliknya paling tinggi dan terus menerus yaitu

pada baut, dan *pin*[3]. Konsekuensi dari beban siklik yang terus menerus dapat mengakibatkan perambatan retak. Aliran fluida pendingin juga merupakan faktor pemicu karena menyebabkan vibrasi, biasanya terjadi pada awal operasi. Oleh karena itu pada tahap desain harus diperhitungkan desain fatik untuk komponen maupun sub.komponen dengan mengacu pada *ASME Section III* [7].

Jenis korosi yang sering terjadi pada baut dan pin adalah *stress corrosion cracking (SCC)* jenisnya *IGSCC* dan *IASCC*. Kerusakan baut karena *IASCC* dapat diprediksi dengan menggunakan persamaan-persamaan prediksi kerusakan baut terdiri dari persamaan prediksi waktu yang dibutuhkan untuk terjadinya inisiasi *IASCC* (1), dan persamaan prediksi waktu yang dibutuhkan dari inisiasi *IASCC* ke inisiasi kerusakan/kegagalan (2) dengan memperhitungkan *fluence* neutron, temperatur dimana baut berada, dan tegangan material baut sebagai berikut[8]:

$$t_1 = (1 \times 10^{21} \times F^{-1}) \exp \left[\frac{Q}{R} \left(\frac{1}{T} - \frac{1}{613.15} \right) \right] \dots(1)$$

Dimana:

t_1 = Waktu untuk terjadinya inisiasi *IASCC*

F = *Flux* neutron per unit waktu per area (n/jam.cm²)

T = Temperatur (°K)

Q = Energi aktivasi (J/mol)

R = Konstanta gas (J/mol.°K)

$$t_N = k \left(\frac{\sigma}{\sigma_y} \right)^{-n} \times \left[\exp \frac{Q}{R} \left(\frac{1}{T} \right) \right] \times \Phi^{-m} \dots(2)$$

Dimana:

t_N = Waktu yang dihitung dari mulai terjadinya inisiasi *IASCC* ke inisiasi kerusakan

σ = *Stress* baut (N/mm²)

σ_y = *Yield stress* material baut (N/mm²)

Q = Energi aktivasi material baut (J/mol)

R = Konstanta gas (J/mol.°K)

T = Temperatur (°K)

Φ = *Fluence neutron* (n/cm²)

k = Konstanta proporsional {jam/(n/cm²)^{-m}}

Diberikan contoh baut *baffle* yang terbuat dari material SS316 CW, apabila:

F = 3.86 x 10¹³ (n/jam.cm²)

Q = 16.700 (J/mol)

R = 8.31 (J/mol.°K)

T = 598 (°K)

k = 1,4 x 10¹⁹ {jam/(n/cm²)^{-m}}

n = 1/0,11

σ = 612 (N/mm²)

$$\begin{aligned}\sigma_y &= 289 \text{ (N/mm}^2\text{)} \\ \emptyset &= 2.2 \times 10^{18} \text{ (n/cm}^2\text{)} \\ m &= 0,9\end{aligned}$$

Dengan menggunakan persamaan (1), diperoleh prediksi waktu yang dibutuhkan untuk terjadinya inisiasi *IASCC* baut *baffle* (t_1) = 7.800 jam/cm². Dan dengan menggunakan persamaan (2), diperoleh prediksi waktu yang dibutuhkan dari inisiasi *IASCC* ke inisiasi kerusakan baut *baffle* (t_N) = 14 jam/cm².

Untuk mengetahui kondisi komponen dan sub.komponen bagian dalam bejana tekan, selain melakukan inspeksi *inservice* secara periodik setiap 5 tahun sekali juga dilakukan monitoring *on-line* dengan alat khusus. Monitoring *on-line* adalah suatu teknik yang sangat bermanfaat bisa memberikan informasi perilaku/kondisi bagian dalam bejana tekan secara *on-line* selama reaktor daya beroperasi. Teknik monitoring tersebut bermanfaat untuk: monitoring bagian-bagian yang hilang, monitoring *noise* neutron, monitoring vibrasi, dan monitoring kimia air primer.

4. Kesimpulan

Kajian integritas melalui 3 elemen yaitu kajian material dan persyaratan, kajian degradasi, dan evaluasi kondisi akan dapat diketahui kondisi komponen dan sub. komponen bagian dalam bejana tekan dan diketahui dapat/tidaknya komponen dan sub. komponen menjalankan fungsinya lebih lanjut dengan aman atau harus diganti. Sehingga disimpulkan bahwa dengan melakukan strategi kajian integritas akan memberikan jaminan bahwa komponen dan sub.komponen bagian dalam bejana tekan reaktor daya *PWR* dapat menjalankan fungsinya dan mempertahankan integritasnya sepanjang umur operasi.

5. Daftar Pustaka

- [1] Shah, V.N. et.al. *Ageing And Life Extension of Major Light Water Reactor Components*, Elsevier, (1993).
- [2] ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section XI *Rules for In Service Inspection of Nuclear Power Plant Components*, (2007).
- [3] IAEA.. *Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: PWR Vessel Internals*, TECDOC-1557, (2007).

- [4] U.S.NRC, *Cracking of Reactor Vessel Internal Baffle Former Bolts in Foreign Plant*, AR-561/2000. 1998.
- [5] KAERI.. *Degradation of Fastener in Reactor Internal of PWR.*(2000).
- [6] ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section II *Materials*, Parts A – Ferrous Material Specifications. 2001.
- [7] ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section III. *Rules for Construction of Nuclear Facility Components*, Division 1-Subsection NB, Class 1 Components. (2007).
- [8] Anonim.. *Thermal and Nuclear Power Engineering Society*, Guidelines on Inspection and Evaluation of Core Internals for the Following Internals, Baffle-Former Bolts, JPWR-VIP-02. (2002)

**ANALISIS FLUKS KALOR DAN VISUALISASI DIDIH FILM
SELAMA PROSES PENDINGINAN PASCA LOCA
MENGUNAKAN BAGIAN UJI *QUENCHING EXPERIMENT-II***

Shanthy Dhamayanthi¹, Mulya Juarsa², Indarto³

¹Direktorat Perizinan Instalasi dan Bahan Nuklir – Badan Pengawas Tenaga Nuklir

²Pusat Teknologi Reaktor dan Keselamatan Nuklir – Badan Tenaga Nuklir Nasional

³Jurusan Teknik Mesin dan Industri, FT UGM Yogyakarta

ABSTRAK

ANALISIS FLUKS KALOR DAN VISUALISASI DIDIH FILM SELAMA PROSES PENDINGINAN PASCA LOCA MENGGUNAKAN BAGIAN UJI *QUENCHING EXPERIMENT-II*. Kondisi kecelakaan hilangnya air pendingin (*Loss of Coolant Accident*, LOCA) pada reaktor air bertekanan (*Pressurized Water Reactor*, PWR) merupakan salah satu kondisi kecelakaan yang dipostulasikan dan dijadikan sebagai pertimbangan dalam kecelakaan dasar desain (*Design Basis Accident*, DBA). Studi perpindahan kalor pendidihan yang terjadi selama penggenangan (*reflooding*) pasca LOCA, khususnya pada PLTN tipe PWR, menjadi studi yang penting dalam manajemen keselamatan nuklir. Eksperimen dilakukan untuk menganalisis fluks kalor dan memvisualisasi didih film selama proses pendinginan pasca LOCA menggunakan bagian uji QUEEN-II. Eksperimen ini dilakukan dengan memanaskan batang panas pada temperatur 100°C, 300°C dan 500°C, kemudian air pendingin (temperatur 80°C) dengan laju alir 0,591 L/detik yang dialirkan ke dalam bagian uji QUEEN-II. Perubahan data temperatur secara transien direkam dan digunakan untuk menghitung fluks kalor. Visualisasi menggunakan kamera kecepatan tinggi dengan laju 1000 fps. Hasil eksperimen menunjukkan bahwa semakin tinggi temperatur batang panas maka didih film yang terbentuk akan semakin panjang dan lama, dan nilai fluks kalor yang dihasilkan pun akan semakin besar.

Kata kunci : *rewetting*, *reflooding*, LOCA, fluks kalor

ABSTRACT

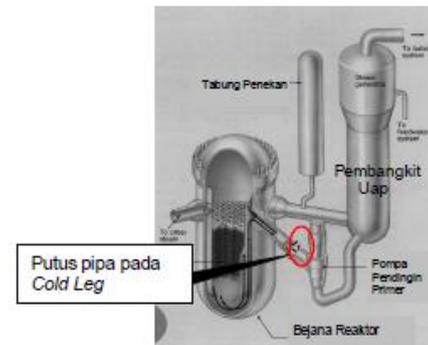
HEAT FLUX ANALYSIS AND FILM BOILING VISUALISATION DURING POST-LOCA IN COOLING PROCESS USING *QUENCHING EXPERIMENT-II* TEST SECTION. *Loss Of Water Coolant Accident (LOCA) in Pressurized Water Reactor, (PWR) is taken as postulated worst case and become a Design Basis Accident (DBA). Study on the boiling heat transfer that occur during the reflooding of post LOCA especially in PWR nuclear power plant became an important study in nuclear engineering. The purposing of this experiment are to analyze the heat flux and to visualize the film boiling during Post-LOCA in cooling process using Quenching Experiment-II (QUEEN-II) Test Section. This experiment was conducted with heated the rod on 100 °C, 300 °C, and 500 °C after that water with temperature 80 °C and flow rate 0,591 L/s was poured into the QUEEN-II Test Section from the bottom. Changes in the transient temperature data were recorded and used to calculate the heat flux. The visualisation of film boiling recorded by High Speed Camera with speed 1000 fps. This experiment shown that the higer temperature of the heated rod, the film boiling that occur become longer and long, and the values of critical heat flux (CHF) will be higher too.*

Keywords: *rewetting*, *reflooding*, LOCA, heat flux

1. Pendahuluan

Kondisi kecelakaan hilangnya air pendingin (*Loss of Coolant Accident, LOCA*) pada reaktor air bertekanan (*Pressurized Water Reactor, PWR*) merupakan salah satu kondisi kecelakaan yang dipostulasikan dan dijadikan sebagai kecelakaan dasar desain (*Design Basic Accident, DBA*). Pada peristiwa LOCA, air pendingin akan keluar dari sistem primer melalui lubang kebocoran. Peristiwa ini dapat mengakibatkan turunnya tekanan pada sistem primer hingga mencapai tekanan saturasi dan mengakibatkan penguapan air pendingin. Meskipun reaktor telah *shutdown* (padam) namun panas peluruhan (*decay heat*) masih cukup besar dan dapat menyebabkan penguapan menjadi bertambah besar. Uap keluar bersamaan dengan air pendingin melalui lubang kebocoran. Jika peristiwa ini berlangsung terus menerus maka air pendingin akan habis dan hanya akan tersisa pada bagian bawah bejana tekan (*lower plenum*). Bagian bahan bakar yang telah mengalami pendinginan secara cukup akan meningkatkan temperatur elemen bahan bakar karena berkurangnya kemampuan pemindahan kalor. Untuk menghindari terjadinya gosong (*burnout*) maka air pendingin teras darurat (*emergency core*

cooling sistem, ECCS) harus diinjeksikan agar bahan bakar tergenangi air kembali sehingga temperaturnya turun dan tidak melampaui batas yang diizinkan serta peristiwa pelelehan teras dapat dihindari.



Gambar 1. Kejadian pecahnya pipa utama PWR [7]

Kejadian yang berlangsung selama dan pasca kecelakaan kehilangan air pendingin pada PWR secara umum dapat dibagi dalam beberapa tahap, yaitu pengosongan (*blowdown*), pengisian kembali (*refill*) dan penggenangan kembali (*reflood*) oleh ECCS. Dari aspek evaluasi sistem pendingin darurat, tahap penggenangan kembali merupakan tahap yang paling menentukan untuk proses pendinginan bahan bakar. Tahap ini injeksi air pendingin darurat harus dilakukan sedemikian sehingga teras reaktor dapat tergenangi air kembali, bahan bakar didinginkan dan batas temperatur tertinggi (*melting point*) bahan bakar

tidak terlampaui. Tahap ini ditandai dengan terjadinya fenomena yang disebut *rewetting* atau pembasahan kembali yaitu terjadi kembali kontak antara air pendingin dengan permukaan kelongsong bahan bakar (*cladding*). Permukaan kontak keduanya bergerak sesuai dengan kecepatan pendinginan permukaan kelongsong bahan bakar [1].

Mulya Juarsa, dkk. [2] telah melakukan penelitian tentang perpindahan panas pendidihan selama proses *reflooding* pada bagian uji "QUEEN" dengan menggunakan parameter temperatur awal batang pemanas 400°C, 500°C dan 600°C; laju alir (G) 0,01291 kg/detik, 0,01727 kg/detik dan 0,03975 kg/detik; dan temperatur air masuk 30°C. Penelitian menunjukkan bahwa semakin besar laju aliran massa maka kecepatan pembasahan juga akan semakin besar, dan semakin tinggi temperatur awal batang pemanas maka kecepatan pembasahan akan semakin rendah. Juga diketahui bahwa fluks kalor kritis akan meningkat seiring dengan meningkatnya laju aliran massa.

Selanjutnya, Puradwi I. W. [3], telah melakukan analisis pertukaran kalor pendidihan film pada eksperimen proses *reflooding* batang panas berbentuk silindris pada bagian uji

QUEEN-II dengan menggunakan parameter laju aliran pendingin 15 gram/detik, 59 gram/detik dan 140 gram/detik; temperatur air pendingin 80°C-90°C; dan temperatur batang pemanas 500°C-900°C. Hasil penelitian menunjukkan bahwa secara umum kurva pertukaran kalor pendidihan film pada penelitian ini berada diantara korelasi Bromley dan Berenson dan aliran uap laminar dengan $Nu = 4,0$.

Hendry Nasution [4] telah melakukan penelitian dengan menggunakan pipa transparan berdiameter 24 mm dengan fluida gas adalah udara dan fluida cair adalah air. Pola aliran diamati pada kecepatan aliran air 0,14 m/detik sampai 1,40 m/detik, sedangkan kecepatan aliran udara 0,114 m/detik sampai 2,680 m/detik. Eksperimen dilakukan pada tekanan 1 atm dan temperatur 20°C. Hasil penelitian menunjukkan bahwa perubahan kecepatan aliran udara dan air besar pengaruhnya pada pola aliran yang dihasilkan.

Huang X. C, dkk. [5] telah melakukan penelitian *quenching* dengan menggunakan silinder tembaga berlubang dengan panjang 50 mm, diameter dalam 10 mm, dan diameter luar 32 mm. Eksperimen ini

menggunakan tekanan mulai dari 0,1 MPa sampai dengan 1,0 MPa, fluks massa mulai dari 25 kg/m².detik sampai dengan 500 kg/m².detik dan suhu pendingin masuk mulai dari 5K sampai dengan 50K. Pada eksperimen ini kurva pendidihan dianalisis berdasarkan data temperatur batang pemanas.

L. Sepold, dkk. [6], melakukan eksperimen *reflooding* dengan simulator batang bahan bakar tipe LWR dalam fasilitas QUENCH. Rangkaian uji QUENCH dibuat untuk 21 simulator batang bahan bakar dengan panjang kira-kira 2,5 meter. Eksperimen ini dilakukan dengan dua metode yaitu QUENCH-01 (menggunakan oksidasi dengan ketebalan lapisan oksida sebesar 300 µm pada permukaan bagian luar *cladding*) dan QUENCH-02 (pengujian tanpa oksidasi). Oksidasi simulator batang bahan bakar LWR pada QUENCH-01 *diquench* dari temperatur maksimum sampai dengan 1870 K. Pada rangkaian uji yang kedua, QUENCH-02, *quenching* dilakukan mulai dari 2500 K. Oksidasi pada rangkaian uji QUENCH-01 dapat mencegah kenaikan temperatur, sedangkan pada rangkaian uji QUENCH-02 terjadi penyimpangan temperatur mulai dari fase transien sampai sepanjang fase *flooding*. Pada

oksidasi uji QUENCH-01 dihasilkan *bulk* H₂ dengan ukuran 30 gram, sedangkan pada fase *reflooding* uji QUENCH-02, dihasilkan *bulk* H₂ dengan ukuran terbesar yaitu 140 gram.

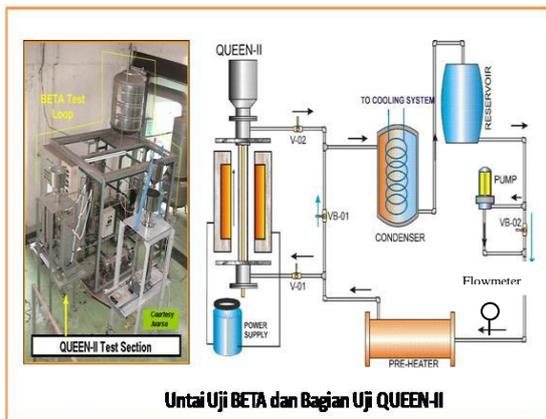
Proses pendinginan teras merupakan bagian penting dari manajemen termal yang harus dilakukan untuk mengakhiri kecelakaan transien yang terjadi pada reaktor jenis air ringan (*Light Water Reactor, LWR*). Studi perpindahan kalor pendidihan yang terjadi selama penggenangan (*reflooding*) pasca LOCA (*Post-LOCA*), khususnya pada PLTN tipe PWR, menjadi studi yang menarik pada penelitian di bidang teknologi keselamatan nuklir. Eksperimen yang dilakukan pada bagian uji QUEEN-II ini bertujuan untuk melihat gambaran secara visualisasi interaksi antara air pendingin dan batang panas pada saat proses pendinginan dan analisa perubahan fluks kalor dan fluks kalor kritis berdasarkan hasil perhitungan yang disebabkan oleh perubahan temperatur batang panas dan laju aliran air pendingin

2. Metodologi Penelitian

2.1. Peralatan eksperimen

Peralatan yang digunakan pada eksperimen ini terdiri dari Untai Uji

BETA (*Bounce d'Experimental Termohdraulique Applique*) dan bagian uji QUEEN-II (*Quenching Experiment*). Peralatan ini terdapat di Laboratorium Termohidrolika Eksperimental, Bidang Operasi Fasilitas pada Pusat Teknologi Reaktor dan Keselamatan Nuklir (PTRKN), Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN) - Serpong.



Gambar 3.1. Peralatan eksperimen yang terdiri dari Untai Uji BETA dan bagian uji QUEEN-II

Susunan instalasi untai uji BETA terdiri dari: suplai daya (dengan regulator), sumber air bebas mineral (*demineralized*) yang disimpan dalam tangki reservoir, *Pre-heater* dengan daya 50 kWatt, pompa dengan head 100 m (10 bar), flowmeter elektromagnetik, dan condenser untuk mendinginkan air yang keluar dari bagian uji QUEEN. Bagian uji QUEEN merupakan objek penelitian yang dibuat untuk mensimulasi kondisi penggenangan dari bawah pada peristiwa pendinginan

pasca LOCA atau sesaat setelah LOCA. Bagian uji QUEEN tersusun atas tabung gelas pyrex berdiameter 50 mm dan tinggi 900 mm. Di dalam tabung tersebut, tepat ditengah terpasang sebuah batang pemanas yang terbuat dari SS316 dengan total panjang keseluruhan 1500 mm, total panjang yang dipanaskan 700 mm, OD = 9,8 mm, ID = 7,4 mm. Pada batang panas tersebut dipasang termokopel tipe K sebanyak 8 buah dengan rentang jarak masing masing 100 mm. Penomoran dan pemasangan termokopel dimulai dari titik teratas dari batang panas ke arah bawah.

Selain pompa sirkulasi, terdapat pula beberapa katup (V) yang digunakan untuk *by pass* aliran selama pemanasan berlangsung. Sistem pengumpul data (*DAS, Data Acquisition System*) sebagai antarmuka komputer dengan termokopel digunakan untuk merekam perubahan temperatur secara terus-menerus dari awal pemanasan hingga proses pendinginan berakhir, dan *High Speed Camera* (HSC) dengan laju perekaman 1000 frame per detik (*frame per-second, fps*) digunakan untuk melakukan observasi dan perekaman selama proses pendinginan berlangsung.

2.2. Prosedur Eksperimen

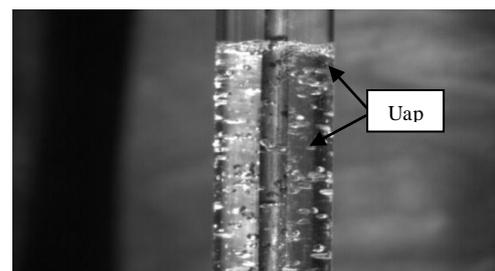
Eksperimen dilakukan dengan memanaskan air pada *pre-heater* hingga mencapai temperatur 80°C dan memanaskan batang pemanas dengan pemanas keramik hingga mencapai suhu tertinggi pada salah satu termokopelnya. Temperatur yang terbaca oleh termokopel diasumsikan sebagai *wall temperature* (T_w) dan temperatur air pendingin berubah menjadi uap diasumsikan sebagai temperatur saturasi (T_{sat} , $T_{sat}=100^{\circ}\text{C}$). Pemanasan batang panas dilakukan dengan menaikkan tegangan secara bertahap menggunakan regulator tegangan, kenaikan tegangan sebesar 20 volt per-sepuluh menit. Hal tersebut dilakukan untuk menjaga *coil heater* tidak menerima panas secara berlebihan yang bisa menyebabkan putusnya *heater*. Ketika temperatur tertinggi batang pemanas tercapai maka air dengan laju alir 0,591 liter/detik dimasukkan dari bagian bawah Bagian Uji QUEEN-II dengan membuka katup V-01 dan menutup katup VB-05. Gambaran secara visualisasi fenomena pendidihan pada saat pendinginan direkam dengan menggunakan HSC selama lima detik dengan kecepatan perekaman 1000 gambar per detik dan perubahan temperatur yang terjadi

selama proses pendinginan direkam dengan komputer melalui DAS.

3. Hasil Dan Pembahasan

3.1. Gambaran secara visualisasi fenomena pendidihan

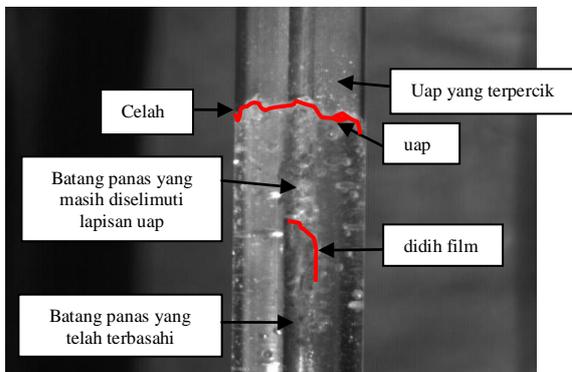
Perekaman gambar secara visualisasi fenomena pendidihan selama proses pendinginan dilakukan pada temperatur batang pemanas 100°C , 300°C , 500°C dan laju alir air pendingin 0,591 liter/detik. Proses pendinginan batang panas pada bagian uji QUEEN-II dilakukan dengan mengalirkan alir pendingin bertemperatur 80°C dari bagian bawah batang panas menuju bagian atas batang panas. Gambaran secara visualisasi ditunjukkan pada Gambar 1.1 sampai dengan Gambar 1.3



Gambar 1.1 Visualisasi laju aliran 0,591 L/detik, detik ke-0,36, temperatur 100°C

Gambar 1.1 memperlihatkan ketika aliran air pendingin menyentuh batang panas bertemperatur 100°C , proses

rewetting batang panas dapat berlangsung tanpa hambatan. Hal ini disebabkan perbedaan temperatur antara temperatur air masuk dan temperatur batang panas tidak terlalu besar dan golongan air ketika aliran air pendingin menyentuh batang panas belum terjadi. Gambar ini juga memperlihatkan adanya gelembung uap besar dan gelembung uap kecil yang tersebar disepanjang aliran pendingin.

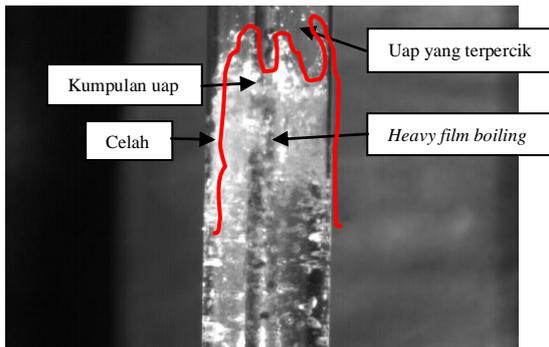


Gambar 1.2 Visualisasi laju aliran 0,591 L/detik, detik ke-0,3, temperatur 300°C

Gambar 1.2 memperlihatkan adanya golongan air ketika aliran air pendingin menyentuh batang panas. Hal ini ditandai dengan adanya percikan uap air pada bagian atas aliran air pendingin yang sebagian terpercik ke atas menyentuh batang panas dan sebagian lagi menyentuh tabung gelas kuarsa. Gambar ini memperlihatkan adanya gelembung uap kecil yang terdistribusi secara merata disepanjang aliran air

pendingin, gelembung uap besar, dan uap yang berkumpul pada bagian atas aliran air pendingin. Gambar ini juga memperlihatkan adanya celah yang terbentuk antara air pendingin dengan dinding tabung gelas kuarsa. Hal ini terjadi karena perbedaan temperatur yang cukup signifikan antara dinding tabung gelas kuarsa dan air pendingin sehingga air tidak dapat mendinginkan dan melakukan penetrasi secara langsung pada dinding tabung gelas kuarsa.

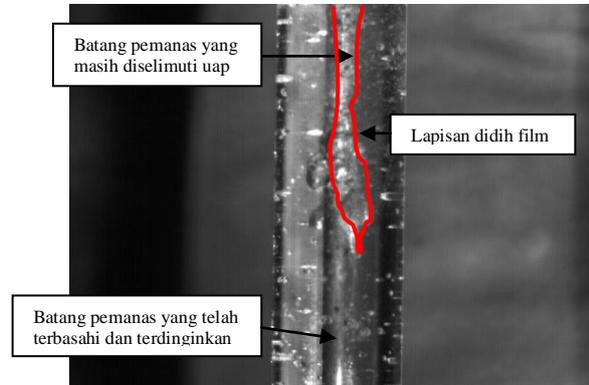
Gambar 1.2 menunjukkan proses *rewetting* pada batang panas berjalan lambat dan mengalami keterhambatan. Hal ini terjadi karena banyaknya uap yang berkumpul dan menyelimuti bagian atas batang panas sehingga air mengalami kesulitan untuk melakukan penetrasi pada batang panas. Proses pembasahan kembali batang panas pada Gambar ini dapat dilihat dengan terbaginya batang panas menjadi dua bagian yaitu bagian atas yang merupakan batang panas yang belum terbasahi dan bagian bawah yang merupakan bagian yang telah terdinginkan dan terbasahi air pendingin.



Gambar 1.3 Visualisasi laju aliran 0,591 L/detik, detik ke-0,53, temperatur 500°C

Gambar 1.3 memperlihatkan golongan air yang sangat hebat ketika aliran air pendingin menyentuh batang panas. Air pendingin yang berubah menjadi uap secara mendadak ini sebagian membentuk percikan uap seperti gelombang pada bagian atas aliran air pendingin dan sebagian lagi membentuk percikan uap yang mengenai batang panas dan dinding tabung gelas kuarsa. Gambar ini memperlihatkan gelembung uap besar yang membentuk kantung gas dan kumpulan uap pada bagian atas aliran air pendingin dalam jumlah yang banyak sehingga membentuk *Heavy Film Boiling*. Celah yang terbentuk pada Gambar ini juga lebih panjang jika dibandingkan dengan celah yang terbentuk pada Gambar 1.2. Hal ini disebabkan perbedaan temperatur yang sangat signifikan antara temperatur air masuk dan temperatur dinding tabung

gelas kuarsa sehingga air pendingin tidak dapat kontak langsung dengan tabung gelas kuarsa.



Gambar 1.4 Visualisasi laju aliran 0,591 L/detik, detik ke-1,18, temperatur 500°C

Gambar 1.4 memperlihatkan uap kecil yang terdistribusi secara merata di sepanjang aliran air pendingin dan lapisan didih film. Proses *rewetting* pada Gambar ini jika dibandingkan dengan Gambar 1.2 berjalan lebih lambat dan mengalami keterhambatan karena lapisan didih film yang terbentuk dan lapisan uap yang menyelimuti batang panas lebih panjang sehingga penetrasi air pada batang panas juga mengalami keterhambatan. Gambar ini juga memperlihatkan bagian bawah batang panas yang telah terdinginkan dan terbasahi air pendingin dan bagian atas batang panas yang belum terdinginkan dan belum terbasahi

kembali oleh air pendingin serta masih terselimuti lapisan uap.

3.2. Fluks kalor dan fluks kalor kritis

Fluks kalor, q'' (W/m^2) adalah laju perpindahan panas per unit area. Laju perpindahan panas ini sebanding dengan gradient temperatur (dT/dx) yang terjadi pada area tersebut. Fluks kalor dirumuskan dengan persamaan:

$$q'' = -k \frac{dT}{dx} \quad (1)$$

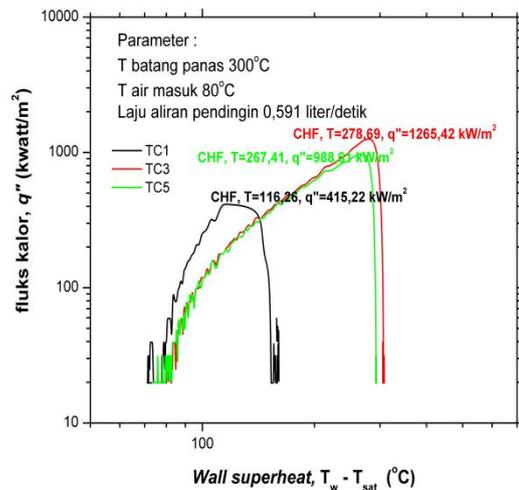
dimana k adalah termal konduktivitas ($W/m.K$) dan q'' adalah fluks kalor ($watt/m^2$).

Puradwi, dkk [3] dalam membuat pertimbangan analisisnya untuk memahami fenomena pertukaran kalor pada proses *bottom reflooding* menyatakan bahwa kalor yang diberikan oleh pemanas secara radiasi diserap oleh batang yang dipanasi, sehingga proses perubahan fluks kalor secara transien dapat dihitung dengan menggunakan persamaan berikut:

$$q'' = - \frac{M_w C_{p_w} \frac{dT}{dt}}{A} = h(T_w - T_{sat}) \quad (2)$$

dengan M_w adalah massa batang pemanas (kg), C_{p_w} adalah kalor spesifik batang pemanas, dT/dt adalah

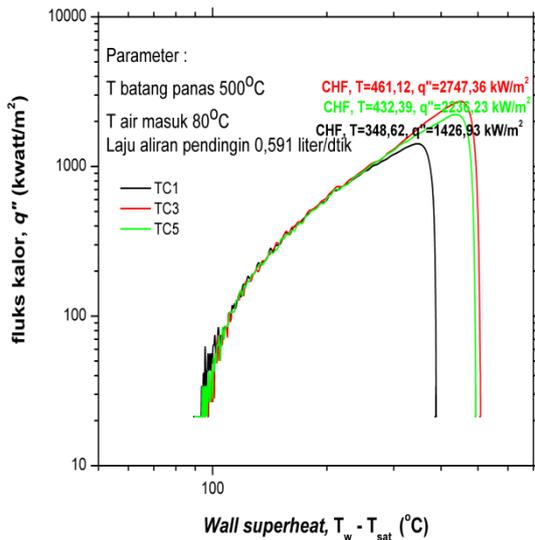
perubahan temperatur batang pemanas karena mengalami penurunan fluks kalor dengan waktu (transien), A adalah luasan pertukaran kalor, T_w adalah *wall temperature*, dan T_{sat} adalah temperatur saturasi. Dengan menggunakan persamaan (2), maka fluks kalor hasil eksperimen ditunjukkan pada Gambar 2.1 dan Gambar 2.2. Nilai fluks kalor yang dihasilkan dari perhitungan ini adalah nilai fluks kalor lokal. Fluks Kalor Kritis (FKK) adalah nilai fluks kalor maksimum yang diperoleh dari kurva pendidihan lokal.



Gambar 2.1 Grafik fluks kalor pada laju alir 0,591 L/detik, Temperatur 300°C

Gambar 2.1 memperlihatkan fluks kalor tertinggi secara berturut-turut adalah TC3 dengan fluks kalor 1265,42 $kwatt/m^2$ pada temperatur 278,69°C, TC5 dengan fluks kalor 988,61 $kwatt/m^2$ pada temperatur 267,41°C,

dan TC1 dengan fluks kalor 415,22 kwatt/m² pada temperatur 116,26°C.



Gambar 2.2 Grafik fluks kalor pada laju alir 0,591 liter/detik, Temperatur 500°C

Gambar 2.2 memperlihatkan fluks kalor tertinggi secara berturut-turut adalah TC3 dengan fluks kalor 2747,36 kwatt/m² pada temperatur 461,12°C, TC5 dengan fluks kalor 2236,23 kwatt/m² pada temperatur 432,39°C, dan TC1 dengan fluks kalor 1426,93 kwatt/m² pada temperatur 348,62°C. Gambar 2.1 – Gambar 2.2 menunjukkan bahwa proses perubahan fluks kalor ditandai dengan tercapainya fluks kalor kritis. Gambar-gambar ini juga menunjukkan bahwa semakin tinggi temperatur batang maka fluks kalor kritis yang terbentuk juga akan semakin tinggi. Fluks kalor kritis merupakan nilai yang menunjukkan nilai

perpindahan panas yang buruk pada fenomena perpindahan kalor. Pada reaktor nuklir, jika fluks kalor kritis ini tercapai dan tidak ada proses pendinginan yang terjadi maka kelongsong bahan bakar akan kering dan akhirnya akan mengalami *burnout* (gosong). *Burnout* pada reaktor nuklir harus dihindari karena jika hal ini terjadi maka dapat menyebabkan teras reaktor meleleh.

4. Kesimpulan

1. Gambaran secara visualisasi menunjukkan bahwa:
 - a. semakin tinggi temperatur batang panas maka percikan air ke atas semakin tinggi dan membentuk seperti gelombang serta golkolan air pun semakin tidak stabil ketika air pendingin menyentuh batang panas;
 - b. semakin tinggi temperatur batang panas maka didih film yang terbentuk semakin panjang dan lama. Lapisan didih film belum terbentuk pada temperatur batang panas yang rendah. Lapisan didih film mulai terlihat pada temperatur batang panas di atas 100°C;
 - c. semakin tinggi temperatur batang panas maka celah yang terbentuk

antara dinding tabung gelas kuarsa dan air pendingin semakin panjang. Hal ini disebabkan perbedaan temperatur yang cukup signifikan antara temperatur dinding tabung gelas kuarsa dengan air pendingin sehingga air pendingin tidak dapat langsung membasahi dinding tabung gelas kuarsa; dan

- d. semakin tinggi temperatur batang panas maka kumpulan uap yang berada pada bagian atas aliran air pendingin akan semakin banyak. Dengan demikian uap yang menyelimuti batang panas semakin tebal dan panjang sehingga proses *rewetting* batang panas akan berjalan lambat dan mengalami keterhambatan karena aliran air pendingin mengalami kesulitan dalam melakukan penetrasi terhadap batang panas.
2. Semakin tinggi temperatur batang panas maka fluks kalor kritis yang terbentuk juga akan semakin tinggi. fluks kalor tertinggi secara berturut-turut adalah TC3 dengan fluks kalor 2747,36 kwatt/m² pada temperatur 461,12°C, TC5 dengan fluks kalor 2236,23 kwatt/m² pada temperatur 432,39°C, dan TC1 dengan fluks

kalor 1426,93 kwatt/m² pada temperatur 348,62°C.

5. Daftar Pustaka

- [1] A.R. Antariksawan, dkk., Prediksi dan Pengamatan Pendidihan Film Pada Bagian Uji "QUEEN", Sigma Epsilon ISSN 0853-9013 No.20-21, Februari-Mei, 2001, hlm. 8.
- [2] Mulya Juarsa, dkk., Study on Boiling Heat Transfer During Reflooding Process in "QUEEN" Test Section, Proceeding of ICAPP, Seoul, Korea, May 15-19, 2005, Paper 5402.
- [3] Puradwi I.W., Analisis Pertukaran Kalor Pendidihan Film Pada Eksperimen Proses *Bottom Reflooding* Batang Panas Berbentuk Silindris
- [4] Henry Nasution, *Karakterisasi Aliran Dua Fase (Cair-Gas) Searah Vertikal Ke Atas Dalam Saluran: "Pola Aliran"*, Jurnal Teknos-2k, Vol.2, No.1, Juli 2002.
- [5] Huang X. C. et al, *Quenching Experiments with A Circular Test Section of Medium Thermal Capacity Under Forced Convection of Water*, International Journal Of Heat And Mass Transfer, 1994, vol. 37, pp. 803-818

- [6] L. Sepold et al, *Reflooding experiments with LWR-type fuel rod simulators in the QUENCH facility*, Nuclear Engineering and Design 204, 2001, pp. 205-220.
- [7] Mulya Juarsa, dkk., Studi Perpindahan Panas Selama *Rewetting* Pada Simulasi Pendinginan Pasca LOCA, Seminar Pertemuan dan Presentasi Ilmiah Penelitian Dasar IPTEK Nuklir, Yogyakarta, 10 Juli 2006.

KAJIAN EVOLUSI GEOKIMIA DAN KAITANNYA DENGAN TINGKAT BAHAYA VULKANIK GUNUNG MURIA TERHADAP TAPAK PLTN MURIA

Basuki Wibowo, June Mellawati, Heni Susiati
Pusat Pengembangan Energi Nuklir, BATAN

ABSTRAK.

KAJIAN EVOLUSI GEOKIMIA DAN KAITANNYA DENGAN TINGKAT BAHAYA VULKANIK GUNUNG MURIA TERHADAP TAPAK PLTN MURIA. Telah dilakukan kajian aspek evolusi geokimia pada siklus Gunung Muria untuk memprediksi tingkat bahaya vulkanik yang ditimbulkan di masa yang akan datang pada tapak PLTN Muria. Tujuan kajian adalah untuk mengetahui kondisi geokimia Muria, pola tektonik dan memprediksi tingkat bahaya vulkanik di masa mendatang pada tapak PLTN Muria. Metodologi yang digunakan adalah pengumpulan data sekunder kondisi geokimia pada kompleks kegunungpian Muria dalam siklus hidupnya, melakukan korelasi siklus geokimia yang dilaluinya terhadap kondisi tektonik yang paling mungkin dialaminya, dan interpretasi tingkat bahaya vulkanik yang ditimbulkan. Hasil kajian menunjukkan bahwa kondisi geokimia di komplek Gunungapi Muria tersusun atas potasium berkadar rendah yang diperkirakan produk lelehan magma bertemperatur tinggi (dekompresi) dan potasium berkadar tinggi (kompresi). Pola tektonik dekompresi terkait dengan kondisi geokimia potasium rendah pada Muria tua, sedangkan pola tektonik kompresi terkait dengan kondisi geokimia potasium tinggi pada Muria muda. Tingkat bahaya vulkanik di masa mendatang diindikasikan oleh sifat non kapabel dari Gunung Muria.

Kata Kunci: aspek geokimia, bahaya vulkanik Gunung Muria.

ABSTRACT

ASSESSMENT OF MURIA GEOCHEMISTRY EVOLUTION AND RELATED TO VOLCANIC HAZARD TO NPP SITE AT MURIA. *Study of geochemistry evolution aspect in Mt. Muria cycle to predict the level of volcanic hazards posed in the future on Muria nuclear power plant site was conducted. The purpose of the study was to determine the Muria geochemistry condition, tectonic patterns and to predict the level of volcanic hazard in the future on Muria nuclear power plant sites. The methodology used is the collection of secondary data on the complex geochemical conditions Muria volcanic in their life cycle, perform correlation geochemical cycle in its path towards conditions that most likely experienced tectonic, volcanic, and interpretation of the hazard posed. The study shows that geochemical conditions in Muria Volcano complex composed of potassium, low-yield product predicted high-temperature molten magma (decompression) and high potassium levels (compression). Pattern of tectonic decompression geochemical conditions associated with low potassium in Muria old, while the pattern of tectonic compression geochemical conditions associated with high potassium in young Muria. The level of volcanic hazard in the future indicated by the nature of non capable of Mt. Muria.*

Keywords: aspects of geochemistry, volcanic hazards of Mount Muria.

1. Pendahuluan

Pemilihan tapak suatu fasilitas vital seperti PLTN di Muria memerlukan lokasi dengan tingkat risiko bahaya geologi yang sangat rendah, khususnya pada aspek vulkanologi dimana keberadaan kompleks kegunungapian Muria berkisar pada jarak sekitar 25 km dari tapak Ujung Lemahabang (ULA) tersebut. Dengan mengetahui kondisi sejarah geokimia gunung Muria tersebut akan diperoleh gambaran tentang siklus magmatisme beserta siklus tektonik yang menyertainya dan dapat dilakukan estimasi bahaya kegunungapian di masa yang akan datang.

Newjec (1996) dan NTT (2000) telah melakukan pengumpulan data geokimia yang komprehensif, baik pada data sekundernya maupun yang menyangkut data primernya. Secara regional kegunungapian Muria mempunyai dua siklus geokimia, yaitu siklus potasik rendah dan siklus potasik tinggi [1, 2]. Pada tulisan ini akan dibahas kondisi geokimia Muria serta pola tektonik yang menyertainya dan melakukan prediksi tingkat bahaya vulkanik di masa yang akan datang pada tapak PLTN Muria khususnya.

2. Tinjauan Pustaka

Kondisi geokimia magmatik kegunungapian sangat bergantung pada siklus kendali tektonik yang menyertainya. Pada umumnya, di Asia Selatan dan Indonesia khususnya, pada periode Cenozoic, sistem magmatik subduksi mulai muncul dekat dengan kerak tipis dan tebal setelah terjadinya tumbukan lempeng. Berdasarkan hal tersebut, maka set tektonik terkait dengan busur magmatisme kegunungapian dapat dibedakan dalam tiga kategori, yaitu: (a) Set tektonik normal (kompresi) dimana magmatisme kegunungapian terjadi berasosiasi dengan slab subduksi; (b) Set tektonik dimana terjadi proses subduksi tetapi tidak terjadi proses magmatisme kegunungapian; (c) Set tektonik dimana terjadi proses magmatisme kegunungapian yang tidak berasosiasi dengan proses subduksi (tektonik dekompresi). Oleh karena itu pada semua kasus, set tektonik tersebut harus dipertimbangkan dalam mengkaji sejarah proses subduksi tersebut. Berdasarkan hal tersebut untuk mengetahui proses dinamik zona subduksi harus mempertimbangkan adanya siklus kondisi geokimia kegunungapiannya.

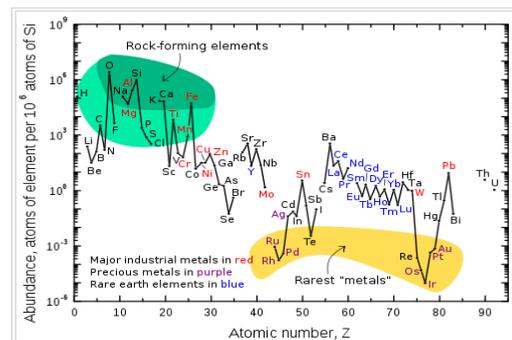
Konsep genesis magma busur pulau dapat dijelaskan berdasarkan

evaluasi tektonik, petrologi, dan data geokimia. Pada zona subduksi normal, lempeng litosfer tenggelam dalam mantel bumi dengan sudut yang konstan. Kondisi lempeng subduksi (lempeng oseanik) lebih dingin dari pada lapisan astenosfer, sehingga efek dari subduksi tersebut akan mengubah temperatur astenosfer mendekati temperatur subduksi sehingga akan terjadi mekanisme aliran air kerak subduksi ke dalam lapisan mantel bumi.

Air memainkan peranan penting dalam petrogenesis busur pulau kegunungapian. Sebagai tambahan, subduksi akan mengakibatkan terjadinya mekanisme pengkayaan sedimen pada lapisan mantel yang akan sangat berpengaruh pada proses genesis magma. Proses tersebut dapat dijelaskan melalui keberadaan isotop Sr, Pb dan Oksigen pada busur pulau tersebut.

Ada tiga jenis sumber bahan dalam pembentukan magma, yaitu: (a) sumber magma basaltik dari mantel peridotite melalui proses *hot spot*, (b) subduksi kerak oseanik yang akan menghasilkan magma dengan kandungan SiO₂ skala menengah, dan (b) fusi parsial dari kerak kontinental yang akan memproduksi magma granite, dan rhyolites [2]. Magma busur pulau berasal dari subduksi litosfer oseanik

atau pada kerak di bawah gunungapi tersebut. Pada kenyataannya beberapa sumber magma berasal dari kombinasi bahan pembentukan magma. Sumber magma dominan pada busur kegunungapian kuartar Indonesia adalah *calc alkaline*. Walaupun begitu, ada variasi komposisi pada busur depan maupun belakang gunung api di Indonesia. Berdasarkan nilai variasi K₂O dan SiO₂, sumber magma tersebut dapat dikategorikan sebagai a) Tholeitic, b) *Calc-alkaline*, c) *High-K calcalkaline*, d) *Shoshonitic* dan e) *Leucititic* [3]. Klasifikasi geokimia tersebut digunakan untuk melihat kesamaan antara batuan gunungapi di Indonesia pada umumnya, dan Muria khususnya. Unsur-unsur geokimia ditunjukkan pada Gambar 1.



Gambar 1. Unsur Geokimia

Terkait dengan aspek sejarah tektonik Muria berdasarkan data geologi sekunder, menunjukkan bahwa Semenanjung Muria telah mengalami minimal dua rejim tektonik yaitu

peregangan (dekompresi) dan tektonik tekanan (kompresi). Keberadaan gunungapi Muria saat ini menunjukkan pernah terjadi interaksi yang kompleks antara rejim tekanan dan keberadaan struktur regangan di daerah ini.

Proses tektonik tekanan ini diperkirakan mengakibatkan batuan dasar yang berumur lebih tua mengalami pemampatan yang memungkinkan keluarnya magma melalui bidang sesar yang teraktifkan kembali dan membentuk Komplek Gunungapi Muria [2] [3].

Berdasarkan sejarah tektonik yang berlangsung di daerah Muria berupa tetonik peregangan (Paleogen) dan tektonik inversi berupa tektonik tekanan (Neogen Akhir), maka batuan vulkanik berkadar potasium rendah boleh jadi berasal dari kegiatan ekstrusi pelelehan melalui bidang sesar (Paleogen) yang teraktifkan kembali. Sebaliknya batuan vulkanik berkadar potasium rendah boleh jadi berasal dari kegiatan intrusi pada fase tektonik tekanan (Plistosen).

Berdasarkan kurva SiO_2 batuan vulkanik vs usia historikal menunjukkan bahwa produk erupsi terakhir berasal dari diferensiasi kumpulan magma sebelumnya, sehingga dapat ditafsirkan bahwa aktifitas erupsi Kompleks Vulkanik Muria hanya

berasal dari magma yang mendingin dari kumpulan magma terakhir.

3. Metodologi

Pada kajian ini dilakukan langkah-langkah sebagai berikut: (a) Pengumpulan data geokimia sekunder, yang meliputi elemen mayor dan elemen penjejaknya (*trace-element*), seperti SiO_2 , TiO_2 , Al_2O_3 , FeO , MgO , CaO , Na_2O , dan K_2O ; (b) Pengeplotan kurva elemen mayor magma, dan kurva elemen penjejaknya (*trace-element*), seperti K_2O versus SiO_2 , diagram umur versus konsentrasi SiO_2 , dan diagram rasio Zr/Nb versus $\text{Sr}^{87}/\text{Sr}^{86}$; (c) Pengumpulan data sekunder kondisi tektonik Gunung Muria; dan (d) Analisis geokimia dan korelasinya dengan kondisi tektonik yang paling mungkin terjadi pada saat itu, serta melakukan analisis tingkat bahaya kegunungapian berdasarkan kondisi geokimianya pada saat ini.

4. Hasil Dan Pembahasan

4.1. Hasil

Data sekunder elemen mayor geokimia Muria dan Genuk untuk Potassium tinggi dan rendah dari Newjec (1996) dan NTT (2000) ditunjukkan pada Tabel 1-3.

Tabel 1. Geokimia Muria Wet Series [1,2]

Sample	R2	R4	R5	B1	BR	BB	M4P1	G3/A	M4P3	M3 02/A	M2 A	M1/A
Series	HK	HK	HK	HK	HK	HK	HK	HK	HK	HK	HK	HK
Classification	T	TB	TB	T	T	T	T	T	T	P	TB	TB
SiO2	49.52	48.14	47.68	54.24	53.31	47.59	54.62	50.08	53.05	56.53	48.79	50.17
TiO2	0.82	0.96	0.93	0.73	0.67	1.11	0.47	0.77	0.78	0.39	1.04	0.87
Al2O3	17.84	17.09	14.31	18.64	17.57	17.67	19.67	18.75	17.54	22.08	17.85	17.99
Fe2O3	1.81	2.13	2.31	1.64	1.63	2.29	1.28	1.76	1.62	0.83	2.07	1.97
FeO	6.04	7.11	7.68	5.47	5.44	7.63	4.37	5.87	5.41	2.78	6.91	6.58
MnO	0.18	0.19	0.17	0.18	0.12	0.14	0.21	0.19	0.10	0.13	0.17	0.18
MgO	3.95	4.54	5.94	2.47	2.77	3.44	1.55	3.1	3.08	0.36	4.68	4.18
CaO	9.19	10.53	12.38	7.07	8.05	10.72	7.24	8.28	7.42	2.53	9.8	9.64
Na2O	3.45	3.1	1.69	3.8	3.78	3.14	4.76	3.92	4.09	5.64	3.38	3.76
K2O	6.73	5.38	5.97	5.39	4.81	4.74	5.01	6.89	5.44	8.71	4.77	4.2
P2O5	0.65	1.05	1.18	0.54	0.39	0.69	0.34	0.54	0.85	0.09	0.74	0.65
Rubidium (Rb)					287.00	767.00	92.00		180.00			
Strontium (Sr)					1470.00	2350.00	480.00		1410.00			
Barium (Ba)					6462.00	162.00	4000.00		62.00			
Nickel (Ni)					36.00	33.00	15.00		29.00			
Quartz	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
Orthoclase	27.41	28.73	15.63	31.85	28.43	28.01	29.61	32.76	32.15	51.48	28.16	24.82
Albite	0.00	0.00	0.00	22.83	21.42	0.99	23.48	0.00	19.03	13.56	4.46	11.82
Anorthite	13.32	16.80	13.84	17.88	16.77	20.12	17.50	13.23	13.44	9.21	19.46	19.81
Leucite	9.70	2.42	15.39	0.00	0.00	0.00	0.00	6.22	0.00	0.00	0.00	0.00
Nepheline	15.81	14.22	7.75	5.05	5.72	13.86	9.10	17.97	8.44	18.48	13.07	10.98
Corundum	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
Diopside	23.11	23.54	32.64	11.43	17.13	23.79	13.64	20.20	14.74	2.36	19.98	19.63
Hypersthene	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
Olivine	5.14	7.16	7.13	6.11	4.53	5.36	2.65	4.50	5.79	2.81	8.37	7.41
Magnetite	2.62	3.09	3.35	2.38	2.36	3.32	1.86	2.55	2.35	1.20	3.00	2.86
Ilmenite	1.56	1.82	1.77	1.39	1.27	2.11	0.89	1.47	1.48	0.75	1.97	1.65
Apatite	1.50	2.44	2.74	1.24	0.90	1.60	0.79	1.26	1.97	0.22	1.71	1.50

Tabel 2. Geokimia Muria Dry Series [1,2]

Sample	R2	R4	R5	B1	BR	BB	M4P1	G3/A	M4P3	M3 02/A	M2 A	M1/A
Series	HK	HK	HK	HK	HK	HK	HK	HK	HK	HK	HK	HK
Classification	T	TB	TB	T	T	T	T	T	T	P	TB	TB
SiO2	49.52	48.14	47.68	54.24	53.31	47.59	54.62	50.08	53.05	56.53	48.79	50.17
TiO2	0.82	0.96	0.93	0.73	0.67	1.11	0.47	0.77	0.78	0.39	1.04	0.87
Al2O3	17.84	17.09	14.31	18.64	17.57	17.67	19.67	18.75	17.54	22.08	17.85	17.99
Fe2O3	1.81	2.13	2.31	1.64	1.63	2.29	1.28	1.76	1.62	0.83	2.07	1.97
FeO	6.04	7.11	7.68	5.47	5.44	7.63	4.37	5.87	5.41	2.78	6.91	6.58
MnO	0.18	0.19	0.17	0.18	0.12	0.14	0.21	0.19	0.10	0.13	0.17	0.18
MgO	3.95	4.54	5.94	2.47	2.77	3.44	1.55	3.1	3.08	0.36	4.68	4.18
CaO	9.19	10.53	12.38	7.07	8.05	10.72	7.24	8.28	7.42	2.53	9.8	9.64
Na2O	3.45	3.1	1.69	3.8	3.78	3.14	4.76	3.92	4.09	5.64	3.38	3.76
K2O	6.73	5.38	5.97	5.39	4.81	4.74	5.01	6.89	5.44	8.71	4.77	4.2
P2O5	0.65	1.05	1.18	0.54	0.39	0.69	0.34	0.54	0.85	0.09	0.74	0.65
Rubidium (Rb)					267.00	767.00	92.00		180.00			
Strontium (Sr)					1470.00	2350.00	480.00		1410.00			
Barium (Ba)					6462.00	162.00	4000.00		62.00			
Nickel (Ni)					36.00	33.00	15.00		29.00			
Quartz	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
Orthoclase	27.41	28.73	15.63	31.85	28.43	28.01	29.61	32.76	32.15	51.48	28.16	24.82
Albite	0.00	0.00	0.00	22.83	21.42	0.99	23.48	0.00	19.03	13.56	4.46	11.82
Anorthite	13.32	16.80	13.84	17.88	16.77	20.12	17.50	13.23	13.44	9.21	19.46	19.81
Leucite	9.70	2.42	15.39	0.00	0.00	0.00	0.00	6.22	0.00	0.00	0.00	0.00
Nepheline	15.81	14.22	7.75	5.05	5.72	13.86	9.10	17.97	8.44	18.48	13.07	10.98
Corundum	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
Diopside	23.11	23.54	32.64	11.43	17.13	23.79	13.64	20.20	14.74	2.36	19.98	19.63
Hypersthene	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
Olivine	5.14	7.16	7.13	6.11	4.53	5.36	2.65	4.50	5.79	2.81	8.37	7.41
Magnetite	2.62	3.09	3.35	2.38	2.36	3.32	1.86	2.55	2.35	1.20	3.00	2.86
Ilmenite	1.56	1.82	1.77	1.39	1.27	2.11	0.89	1.47	1.48	0.75	1.97	1.65
Apatite	1.50	2.44	2.74	1.24	0.90	1.60	0.79	1.26	1.97	0.22	1.71	1.50

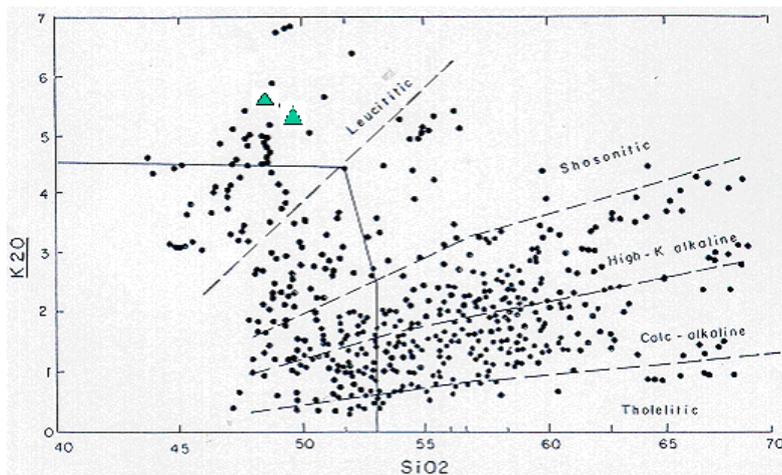
Pada Tabel 1 diperlihatkan data geokimia Muria wet series, tabel 2 dry series, dan tabel 3 wet series dan dry series Gunung Genuk.

Tabel 3. Data Geokimia Muria dan Genuk *Wet Series* [1][2]

Sample	G5/K	R1/A	GBLA	GBL	MS-2B/A	G1.5	M2P1	M5.1A	S1/A	M1K1	M1P1	G5K1
Series	HK	HK	HK	HK	HK	HK	HK	HK	HK	HK	HK	HK
Classification	T	T	T	T	TB	TB	T	T	TP	P	T	B
SiO ₂	53.07	54.21	47.84	47.08	49.38	47.74	48.61	52.48	56.55	53.35	51.33	49.49
TiO ₂	0.82	0.83	0.79	1.33	0.96	0.99	1.15	0.86	0.32	0.49	0.85	0.56
Al ₂ O ₃	17.96	20.33	14.98	17.06	16.65	15.75	21.25	16.69	23.74	22.01	19.18	16.52
Fe ₂ O ₃	1.85	1.36	2.22	2.25	2.18	2.22	1.84	1.96	0.69	1.13	1.65	1.76
FeO	6.17	4.54	7.39	7.5	7.26	7.39	6.14	6.53	2.29	3.78	5.51	5.87
MnO	0.19	0.18	0.17	0.11	0.2	0.18	0.21	0.17	0.15	0.2	0.12	0.15
MgO	3.04	1.59	5.94	3.58	4.44	5.05	3.69	3.54	0.47	1	2.86	6.03
CaO	7.79	5.75	13.02	13.52	10.29	11.9	7.24	8.98	2.91	5.07	8.22	11.31
Na ₂ O	3.6	4.64	2.12	1.96	2.69	3.12	4.16	3.23	4.16	6.38	3.71	3.42
K ₂ O	5.05	6.59	3.87	4.06	5.24	4.86	4.48	4.93	8.7	6.48	6.15	3.74
P ₂ O ₅	0.64	0.32	0.85	0.73	0.93	1.03	0.56	0.82	0.09	0.22	0.37	0.49
Rubidium (Rb)			143.00	383.00			386.00				2641.00	102.00
Strontium (Sr)			680.00	1924.00			2157.00				1707.00	400.00
Barium (Ba)			10769.00	194.00			149.00				115.00	7077.00
Nickel (Ni)			36.00	48.00			40.00				25.00	54.00
Quartz	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
Orthoclase	29.86	38.95	22.86	23.28	30.99	21.44	26.38	29.15	51.42	38.30	36.35	22.09
Albite	20.49	15.53	1.65	0.00	4.24	0.00	12.16	17.70	17.67	11.25	5.28	6.42
Anorthite	17.94	15.19	19.93	25.76	17.88	14.64	26.14	16.48	13.83	12.29	17.52	18.89
Leucite	0.00	0.00	0.00	0.56	0.00	5.69	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
Nepheline	5.39	12.85	8.83	8.98	10.03	14.30	12.48	5.22	9.49	23.14	14.14	12.19
Corundum	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	2.42	0.00	0.00	0.00
Diopside	13.75	9.48	32.05	30.35	22.35	31.00	5.05	18.80	0.00	9.73	17.28	27.78
Hypersthene	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
Olivine	7.04	4.24	8.32	2.77	7.58	5.67	10.98	6.47	3.42	2.32	4.51	7.40
Magnetite	2.68	1.97	3.22	3.26	3.16	3.22	2.67	2.84	1.00	1.64	2.39	2.55
Ilmenite	1.55	1.20	1.49	2.53	1.83	1.89	2.18	1.63	0.61	0.94	1.81	1.07
Apatite	1.48	0.74	1.96	1.69	2.16	2.38	1.30	1.91	0.22	0.50	0.86	1.14

Tabel 1 s/d 3 menunjukkan hubungan antara konsentrasi SiO₂ dengan K₂O; hubungan K₂O dengan SiO₂, serta diagram umur versus SiO₂ dan diagram skenario proses

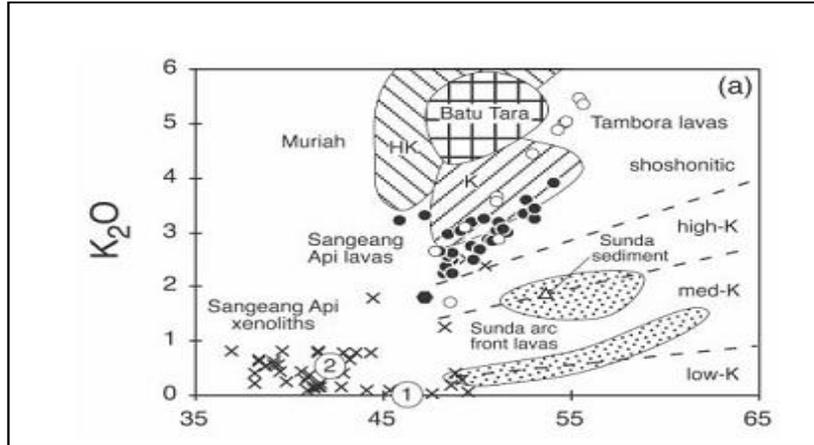
diferensiasi magmatisme Muria. Hubungan antara konsentrasi SiO₂ dengan konsentrasi K₂O seri K-tinggi dan K-rendah ditunjukkan pada Gambar 2,



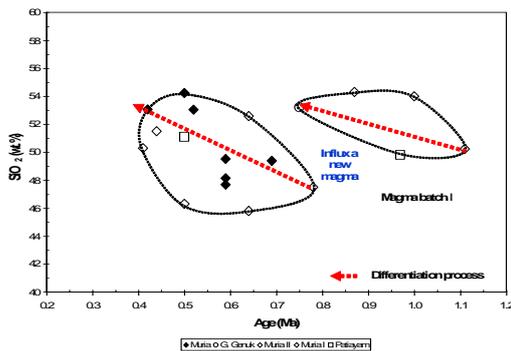
Gambar 2. Hubungan SiO₂ Vs. K₂O Seri K-tinggi dan rendah[3] pada Kelompok Gunung Seri Alkalin

Hubungan K_2O dengan SiO_2 Muria, Sangeang dan Tambora ditunjukkan pada Gambar 2, dan 3, sedangkan diagram umur dengan konsentrasi SiO_2 dan diagram skenario proses

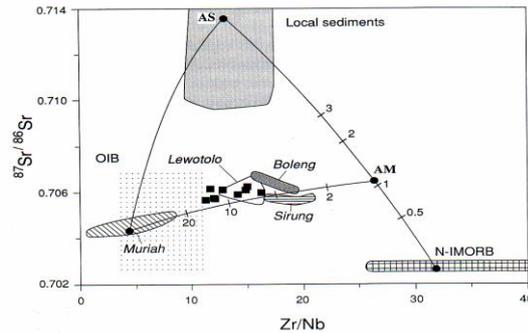
diferensiasi magmatisme Muria ditunjukkan pada Gambar 4, diagram rasio Zr/Nb Vs. $^{87}Sr/^{86}Sr$ pada Gambar 5.



Gambar 3. Hubungan K_2O Vs SiO_2 Muria, Sangeang dan Tambora [4]



Gambar 4. Diagram Umur (Ma) Vs. SiO_2 (wt.%) [5]



Gambar 5. Diagram Rasio Zr/Nb Vs. $^{87}Sr/^{86}Sr$ [6]

Berdasarkan komposisi geokimia Gunung Muria (Kwartir), maka Muria tidak mungkin merupakan bagian dari *intermediate crust* di selatannya. Gunung Muria ini sangat alkalin dan potasik dan *leucite-bearing* yang mencerminkan adanya asosiasi kerak kontinen yang tebal yang berperan dalam proses partial *melting* lapisan astenosfir menjadi magma dengan

bantuan sesar besar yang teraktifasi kembali. Selanjutnya Gunung Muria merupakan contoh khas busur belakang kegunungapian.

4.2. Pembahasan

Analisis geokimia batuan gunungapi Muria memperlihatkan tatanan kimia yang bervariasi dari batuan yang mengandung kalk-alkali

normal hingga potasium tinggi. Banyak ragam batuan vulkanik di kawasan gunungapi Muria yang berbeda umur pembentukannya. Batuan yang mengandung potasium tinggi memiliki umur yang lebih muda jika dibandingkan dengan batuan yang kandungan potasiumnya rendah.

Gambar 2 menggambarkan kondisi batuan vulkanik Kuartar busur Sunda-Banda. Kondisi geokimia berkisar antara tholeitic, calc-alkaline, K-alkaline tinggi, shosonitic dan seri leusitic.[3] Kondisi batuan vulkanik Muria terletak pada kisaran seri leusititic (... Δ ...). Sedangkan hasil plot kurva K_2O versus SiO_2 (Gambar 3.) dapat memperlihatkan tingkat konsentrasi SiO_2 lebih tinggi pada Muria tua (potasik rendah), dibandingkan dengan Muria muda (potasik tinggi).

Berdasarkan potensi tektonik yang menyertainya, maka magma yang mengandung potasium tinggi terbentuk pada temperatur lebih rendah dibandingkan dengan magma yang mengandung potasium rendah. Selanjutnya akan terjadi pengurangan temperatur pada pelelehan mantel selaras dengan berjalannya waktu. Dalam hal ini peristiwa tektonik yang mengakibatkan peregangan (dekompresi) menghasilkan pelelehan magma dengan panas tinggi dan magma

berpotasium rendah. Selanjutnya terjadi peristiwa tektonik yang mengalami perubahan secara berangsur dan mengakibatkan peregangan berhenti serta beralih menjadi bertekanan (kompresi) yang menghasilkan magma berpotasium tinggi.

Pengeplotan SiO_2 batuan vulkanik versus umur historikal (Gambar 4.) dengan menggunakan data yang tersedia menunjukkan bahwa produk erupsi terakhir berasal dari diferensiasi kumpulan magma sebelumnya. Bila tidak terdapat masukan magma baru, aktifitas erupsi Kompleks Vulkanik Muria akan berasal dari magma yang mendingin dari kumpulan magma terakhir. Peristiwa ini biasanya menyebabkan erupsi bertipe freatik bila panas dari magma yang mendingin mengalami kontak dengan air tanah. Masukan magma baru dapat dideteksi dengan pemantauan gempabumi gunungapi di bawah Vulkanik Muria. NTT Report (2000) menyatakan bahwa hal tersebut merupakan indikasi tidak adanya konsentrasi episenter di bawah Kompleks Vulkanik Muria, sehingga Gunung Muria dapat dianggap sebagai gunungapi yang tidak berkemampuan (non kapabel) untuk erupsi magmatik dalam waktu dekat di masa depan.

Berdasarkan diagram rasio Zr/Nb Vs. $^{87}\text{Sr}/^{86}\text{Sr}$ diperoleh gambaran skenario sumber magma dari Muria yang menyatakan bahwa magma Muria dipengaruhi oleh kombinasi *Mid Ocean Ridge Benioff* (MORB) dan sedimen lempeng Australia dengan lempeng Australia itu sendiri berdasarkan pola diferensiasinya.

5. Kesimpulan

Kondisi geokimia di kompleks Gunungapi Muria tersusun atas potasium berkadar rendah yang diperkirakan merupakan produk lelehan magma bertemperatur tinggi (dekompresi) dan potasium berkadar tinggi (kompresi).

Pola tektonik dekompresi sangat terkait dengan kondisi geokimia potasium rendah pada Muria tua, sedangkan pola tektonik kompresi sangat terkait dengan kondisi geokimia potasium tinggi pada Muria muda.

Prediksi tingkat bahaya vulkanik di masa yang akan datang diindikasikan dengan sifat yang tidak berkemampuan (non kapabel) Gunung Muria bila diasumsikan tidak akan terjadi perubahan siklus tektonik yang signifikan.

6. Daftar Pustaka

- [1] Newjec. *Feasibility Study of NPP in Muria Peninsula*. Volcanology Report, (1996).
- [2] National Technical Team Report. *Volcanology Report*. National Technical Team Report, (2000).
- [3] Asnawir, Mamay, Surono.. *Assessment of Volcanic Muria Muria Hazards to Muria NPP Site*, PVMBG, (2005).
- [4] Prihadi. S. *Probabilistic Assessment of Volcanic Muria Hazards to Muria NPP Site*, PVMBG, (2005).
- [5] Abbott, M.J., F.H. Chamalaun. (1981). *Geochronology of some Banda arc volcanics*. In: Wiryosuyono, S. (Ed.), *Geology and Tectonics of Eastern Indonesia*. Geol. Res. Dev. Centre Spec. Publ. Geol. Res. Dev. Centre, Bandung.
- [6] Bowin, C., Purdy, G.M., Johnston, C., Shor, G., Lawver, L., Hartonon, H.M.S., Jezek, P.,. *Arc-continent collision in the Banda Sea region*. Am. Assoc. Pet. Geol. Bull. 64, (1980).

KAJIAN AWAL FREKUENSI JATUHNYA PESAWAT TERBANG PADA TAPAK PLTN DARI JALUR PENERBANGAN

Nur Syamsi Syam

Direktorat Perizinan Instalasi Bahan Nuklir-Badan Pengawas Tenaga Nuklir

ABSTRAK

KAJIAN AWAL FREKUENSI JATUHNYA PESAWAT TERBANG PADA TAPAK PLTN DARI JALUR PENERBANGAN. Aspek bahaya jatuhnya pesawat terbang merupakan salah satu kejadian akibat ulah manusia yang harus dievaluasi dalam proses evaluasi tapak PLTN. Salah satu hal yang harus dievaluasi adalah probabilitas tahunan terjadinya tabrakan pesawat pada tapak. Untuk memperoleh nilai tersebut, perlu ditetapkan nilai dari probabilitas per km pesawat akan mengalami kecelakaan dari jalur penerbangan. Dalam makalah ini, telah dilakukan perhitungan probabilitas per km terjadinya kecelakaan pesawat dari jalur penerbangan berdasarkan data yang dikumpulkan untuk kurun waktu tahun 2005 sampai dengan tahun 2009. Hasil yang diperoleh dari perhitungan tersebut adalah $5,4 \times 10^{-9}$ per pesawat-km.

Kata Kunci : tapak, pesawat terbang, probabilitas, evaluasi bahaya

ABSTRACT

PRELIMINARY STUDY OF FREQUENCY AIRCRAFT CRASH HAZARD ON THE SITE NPP FROM AIRWAY. Aircraft crash hazard is one of an important external –human induced event to be evaluated in NPP site evaluation. The annual frequencies of aircraft crash for each type aircraft crash hazard is needed to do such evaluation. To calculate the annual frequencies of aircraft crash in the airways, probability per km of the commercial aircraft will crash is needed. In this paper, the probability per km of the commercial aircraft will crash in Indonesian airways has been calculated statistically based on the data that were collected from 2005 to 2009. The result of calculation is $5,4 \times 10^{-9}$ per aircraft-km. This value can be used for the calculation of probability of aircraft crash specific to an NPP site.

Keywords : NPP site, aircraft crash, annual frequency of occurrence, airway, airport.

1. Pendahuluan

Dalam rangka memastikan keselamatan pembangunan dan pengoperasian pembangkit listrik tenaga nuklir (PLTN), pada tahap evaluasi tapak pemohon harus mempertimbangkan pengaruh kejadian eksternal dari luar tapak terhadap keselamatan PLTN tersebut, baik

kejadian alam maupun karena ulah manusia. Salah satu kejadian akibat ulah manusia yang harus dievaluasi adalah potensi tumbukan/jatuhnya pesawat terbang pada tapak.

Potensi bahaya utama yang dapat ditimbulkan oleh jatuhnya pesawat terbang pada tapak, yakni beban tumbukan (*impact load*) yang

disebabkan oleh tumbukan pesawat pada struktur dan komponen, dan efek termal dan tekanan berlebih yang disebabkan oleh terbakarnya bahan bakar dari pesawat tersebut yang dapat menyebabkan terlepasnya zat radioaktif ke lingkungan. Sehubungan dengan hal tersebut, dalam makalah ini akan dibahas lebih lanjut mengenai aspek bahaya jatuhnya pesawat terbang pada tapak, khususnya mengenai probabilitas jatuhnya pesawat terbang pada tapak PLTN di Indonesia.

Probabilitas jatuhnya pesawat terbang pada tapak tergantung pada berbagai faktor, termasuk laju kecelakaan pesawat terbang pada suatu negara. Sedangkan laju jatuhnya/kecelakaan pesawat terbang tersebut ditentukan dengan mempertimbangkan berbagai faktor antara lain jenis pesawat terbang, kegiatan penerbangan, karakteristik lapangan udara, dan penggunaan ruang angkasa (misalnya jalur penerbangan, zona penerbangan terlarang atau terbatas, atau kegiatan udara latar belakang). Pada negara-negara pengguna PLTN, nilai laju jatuhnya pesawat terbang telah disediakan baik oleh badan keselamatan transportasi nasional maupun oleh badan pengawas pada negara tersebut,

misalnya *United States Nuclear Regulatory Commission* (US-NRC) di Amerika Serikat. BAPETEN sebagai badan pengawas tenaga nuklir di Indonesia belum menetapkan nilai laju jatuhnya pesawat terbang untuk bandar udara, jalur penerbangan dan zona penerbangan bebas.

Berdasarkan hal tersebut, tujuan dari makalah ini adalah melakukan kajian awal mengenai frekuensi tahunan kecelakaan pesawat terbang pada jalur penerbangan, untuk digunakan dalam perhitungan probabilitas jatuhnya pesawat terbang pada suatu tapak PLTN di sekitar jalur penerbangan.

2. Kajian Pustaka

Meskipun bahaya pesawat terbang pada umumnya termasuk dalam kategori probabilitas rendah, namun dapat menimbulkan konsekuensi yang parah. Karena potensi dampak tersebut, BAPETEN telah menetapkan Peraturan Kepala BAPETEN No. 6 Tahun 2008 yang mengatur pemohon evaluasi tapak dalam melakukan evaluasi terhadap aspek kejadian eksterna akibat ulah manusia, termasuk aspek bahaya pesawat terbang. Secara garis besar langkah-langkah yang dapat dilakukan dalam proses evaluasi aspek kejadian

eksterna termasuk aspek bahaya pesawat terbang adalah sebagai berikut:

2.1. Identifikasi sumber potensi bahaya

Langkah ini dilakukan melalui pengumpulan data dan informasi terkait penerbangan di sekitar wilayah tapak yang dipilih. Pengumpulan data dan informasi tersebut dilakukan hingga radius 100 – 200 km dari tapak, dengan lebih memperhatikan daerah dalam radius 30 km untuk penerbangan militer dan radius 16 km untuk penerbangan lainnya. Pengumpulan data dan informasi dikelompokkan sebagai berikut:

- a. Lalu lintas udara/jalur penerbangan yang terdiri atas jalur penerbangan untuk pengangkutan, penerbangan umum dan penerbangan militer beserta jarak jalur penerbangan ke tapak dan lebar jalur penerbangan.
- b. Lapangan udara, meliputi letak dan jarak lapangan udara terhadap tapak, serta frekuensi tahunan penggunaan lapangan udara.

Data tersebut selanjutnya digunakan untuk penapisan awal.

2.2. Penapisan awal

Penapisan awal dilakukan dengan menggunakan nilai jarak penapisan (*screening distance value/SDV*) dan selanjutnya dengan tingkat kebolehjadian untuk penapisan (*screening probability level/SPL*). Jika jarak tapak dengan sumber bahaya lebih kecil dari SDV dan/atau memiliki probabilitas lebih kecil dari SPL, maka potensi bahaya dapat diabaikan. Pada sejumlah negara, nilai SPL ditetapkan sebesar 10^{-7} /tahun.

Badan Pengawas Amerika Serikat (US-NRC) menggunakan kriteria penapisan awal, yakni probabilitas jatuhnya pesawat terbang pada tapak dianggap $< 10^{-7}$ /tahun jika memenuhi hal-hal berikut:

- a. Jarak antara tapak dan lapangan udara (D) antara 5 sampai 10 mil darat, dan jumlah operasi per tahun kurang dari $500D^2$, atau jarak antara tapak dengan lapangan udara lebih besar dari 10 mil dan jumlah penerbangan kurang dari $1000D^2$
- b. Tapak terletak sekurang-kurangnya 5 mil darat dari tepi rute latihan penerbangan militer termasuk rute penerbangan rendah, kecuali untuk penerbangan yang melebihi $100D^2$ atau jika terdapat kegiatan yang menyebabkan situasi dengan

tekanan yang tidak biasa (misalnya latihan pengeboman), dan
 c. Tapak berada sekurang-kurangnya 2 mil darat dari tepi terluar jalur penerbangan, *holding pattern* atau *approach pattern*.

Apabila tapak tidak memenuhi salah satu dari kondisi tersebut di atas, maka harus dilakukan perhitungan probabilitas dengan lebih rinci untuk masing-masing sumber tersebut (bandar udara, jalur penerbangan dan penerbangan militer). Persamaan yang digunakan untuk perhitungan tersebut adalah sebagai berikut:

a. Jalur Penerbangan (*Airway*)
 Probabilitas jatuhnya pesawat terbang dari jalur penerbangan pada tapak tergantung pada berbagai faktor diantaranya ketinggian dan frekuensi penerbangan, lebar jalur penerbangan, dan distribusi kecelakaan terkait di masa lampau. Probabilitas tersebut dapat dihitung dengan persamaan berikut^[4]:

$$P_{FA} = \sum_{i,j} N_{ij} \times A_j \times C_{AWj} \times F_{j(a)}$$

dengan:

P_{FA} = Frekuensi pesawat menabrak pada tapak dari jalur penerbangan per tahun.

N_{ij} = Jumlah penerbangan per

tahun

A_j = luasan target efektif dalam mil kuadrat atau km kuadrat.

C_{AWj} = Probabilitas kecelakaan pesawat per mil (atau km).

$F_{j(a)}$ = Distribusi tumbukan tegak lurus terhadap jalur penerbangan

a = Jarak tegak lurus dari pusat jalur penerbangan terhadap struktur.

Distribusi tumbukan tegak lurus terhadap jalur penerbangan adalah sebagai berikut^[4]:

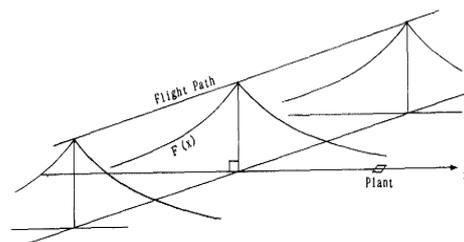
$$F_{i,j}(a) = 0.5 \cdot \gamma \cdot e^{(-\gamma|a|)}$$

dengan :

γ = 1,6/mil untuk pesawat komersil

γ = 2,0/mil untuk pesawat umum

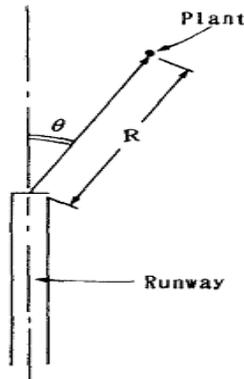
Distribusi tumbukan ($F_{i,j}$) tersebut ditunjukkan dalam gambar berikut:



Gambar 1. Fungsi distribusi tumbukan pada tapak untuk lintasan lurus.

b. Bandar Udara (Airport)

Statistik menunjukkan bahwa probabilitas jatuhnya pesawat terbang pada saat mendarat atau lepas landas lebih besar dibanding dengan jalur penerbangan.



Gambar 2. Hubungan antara landasan pacu dan PLTN

Persamaan yang dapat digunakan dalam perhitungan probabilitas kecelakaan pesawat pada bandar udara adalah^[4]:

$$P_{AP} = \sum_{i,j} N_{ij} \times A_j \times C_{APj} \times P_0 \times P_r$$

dengan:

P_{AP} = Frekuensi pesawat menabrak pada tapak dari bandar udara per tahun.

N_{ij} = Jumlah penerbangan per tahun

A_j = luasan target efektif dalam mil kuadrat atau km kuadrat.

C_{APj} = Probabilitas kecelakaan

pesawat per mil kuadrat (atau km-kuadrat).

P_0 = Faktor normalisasi yang menghubungkan probabilitas tumbukan pesawat dengan sudut dari jalur penerbangan

P_r = Faktor normalisasi yang menghubungkan probabilitas tumbukan pesawat dengan ujung dari landasan pacu

Nilai P_0 ditetapkan sebagai berikut^[4]:

$$P_0 = \begin{cases} 1 & 0^\circ \leq \phi \leq 1^\circ \\ 1/|\phi| & 1^\circ < \phi \leq 90^\circ \end{cases}$$

Nilai P_r untuk lepas landas:

$$P_{r, \text{Takeoff}} = \begin{cases} 1 & r < 1 \text{ mile} \\ \frac{4}{1.5r} & 1 \text{ mile} \leq r < 2 \text{ miles} \\ \frac{4}{2.4r} & 2 \text{ miles} \leq r \leq 5 \text{ miles} \\ 0.40 & 5 \text{ miles} < r \end{cases}$$

Nilai P_r untuk pendaratan:

$$P_{r, \text{Landing}} = \begin{cases} 1 & r < 1 \text{ mile} \\ \frac{2}{3r} & 1 \text{ mile} \leq r < 2 \text{ miles} \\ \frac{2}{4.5r} & 2 \text{ miles} \leq r \leq 5 \text{ miles} \\ 0.08 & 5 \text{ miles} < r \end{cases}$$

2.3. Evaluasi rinci dan penentuan parameter desain

Jika berdasarkan hasil perhitungan tersebut diperoleh probabilitas $> 10^{-7}$ /tahun, maka harus dilakukan evaluasi lebih rinci dan penentuan parameter

desain. Namun demikian hal ini tidak dibahas lebih lanjut dalam makalah ini.

3. Batasan Masalah

1. Dalam makalah ini dilakukan perhitungan statistik nilai probabilitas pesawat menabrak tapak per km (C_{AWJ}) berdasarkan data kecelakaan pesawat di Indonesia tahun 2005 sampai dengan 2009.
2. Tidak dilakukan perhitungan statistik untuk penerbangan militer dan penerbangan umum (non komersil).
3. Kecelakaan pesawat terbang dalam hal ini adalah kejadian yang menyebabkan jatuhnya korban tewas atau luka parah dan atau pesawat mengalami kerusakan parah (tidak dapat diperbaiki).

4. Metode Kajian

Metode yang digunakan dalam kajian ini adalah :

1. Pengumpulan data kecelakaan pesawat yang terjadi di Indonesia untuk kurun waktu tahun 2005 sampai dengan tahun 2009.

2. Pengelompokan kecelakaan berdasarkan fase penerbangan
3. Perhitungan statistik serta perbandingan hasil perhitungan dengan nilai probabilitas kecelakaan per km yang digunakan di negara lain.

5. Hasil Dan Pembahasan

Berdasarkan data yang diperoleh dari Tabel A.3.2.02, Buku Statistik Perhubungan tahun 2009, jumlah kecelakaan pesawat yang terjadi dalam kurun waktu tahun 2005 sampai dengan 2009 adalah 51 kecelakaan, masing-masing untuk setiap tahun adalah 10, 11, 9, 11, dan 10^[6]. Namun data rinci yang diperoleh dari berbagai sumber hanya sejumlah 43 kecelakaan, dengan pengelompokan sebagaimana diberikan pada Tabel 1 Pengelompokan Kecelakaan Berdasarkan Jenis dan Fase Operasi Penerbangan. Sedangkan data total produksi angkutan udara tahun 2005 sampai dengan tahun 2009 yang diperoleh dari Tabel A.3.1.36 dan A.3.1.37, Buku Statistik Perhubungan tahun 2009 diberikan dalam Tabel II.

Tabel I. Pengelompokan Kecelakaan Berdasarkan Jenis dan Fase Operasi Penerbangan

JENIS PENERBANGAN	FASE OPERASI						JUM LAH
	TAXI	TOF	IC	ENR	APR	LDG	
Militer	-	-	-	4	5	1	10
Penumpang domestik	-	2	1	4	-	16	23
Penumpang internasional	1	-	-	-	-	-	1
Kargo	-	-	-	3	1	2	6
Training	-	-	-	1	-	-	1
Agrikultur (privat)	-	1	-	-	-	1	2

Keterangan : TOF (*take off*), IC (*initial Climb*), ENR (*En Route*), APR (*Approach*), LDG (*Landing*)

Tabel II. Total Produksi Angkutan Udara Indonesia Tahun 2005 – 2009^[6]

Uraian (satuan)	2005	2006	2007	2008	2009
<i>Aircraft</i> KM (dalam ribu, LN)	66.235	47.523	50.356	67.046	78.348
<i>Aircraft</i> Departure (<i>times</i> , LN)	31.136	27.767	29.275	3.763	42.410
<i>Aircraft</i> KM (dalam ribu, DN)	235.977	255.008	289.723	268.333	431.103
<i>Aircraft</i> Departure (<i>times</i> , DN)	334.087	339.327	484.128	341.119	390.554

Keterangan : KM (kilometer), LN (Luar Negeri), DN (Dalam Negeri)

Tabel I menunjukkan bahwa persentase kecelakaan penerbangan komersil lebih besar dibandingkan dengan penerbangan umum (privat) dan penerbangan militer. Penerbangan komersil yang dimaksud meliputi penerbangan penumpang domestik, penerbangan penumpang internasional dan kargo, dengan persentase kecelakaan 69,8 %. Penerbangan

penumpang domestik berkontribusi jauh lebih besar terhadap kecelakaan penerbangan komersil.

Tabel I tersebut juga menunjukkan bahwa dari segi sumber bahaya, kecelakaan lebih banyak terjadi pada bandar udara dibandingkan dengan pada jalur penerbangan. Kecelakaan pada bandar udara meliputi kecelakaan pada fase lepas landas (*take off*), pendaratan

(*landing*), *taxi* dan *initial climb*, dengan persentase sebesar 58,1 %, sedangkan kecelakaan pada jalur penerbangan sebesar 41,9 %. Kecelakaan pada jalur penerbangan tersebut meliputi kecelakaan yang terjadi pada fase *en route* dan *approach*.

Dengan menggunakan data pada Tabel I dan Tabel II, selanjutnya dapat ditentukan probabilitas kecelakaan pesawat per km dari jalur penerbangan komersil domestik (C_{AW}). Jumlah kecelakaan pesawat terbang pada jalur penerbangan selama kurun waktu tahun 2005 sampai dengan tahun 2009 adalah 8 kecelakaan atau rata-rata 1,6 kecelakaan pertahun. Sedangkan produksi total angkutan penerbangan domestik selama kurun waktu tersebut adalah 1.480.144.000 pesawat-km atau rata-rata 296.028.800 pesawat-km/tahun. Dengan demikian probabilitas kecelakaan pesawat per mil dari jalur penerbangan domestik adalah:

$$C_{AW(\text{domestik})} = \frac{1,6}{296.028.800} = 5,4 \times 10^{-9}$$

Probabilitas kecelakaan pesawat per mil dari jalur penerbangan domestik adalah $5,4 \times 10^{-9}$ kecelakaan/pesawat-km. Nilai probabilitas tersebut lebih besar dibandingkan dengan laju/probabilitas kecelakaan di Amerika

Serikat yakni 4×10^{-10} , sebagaimana diberikan dalam pustaka [2].

6. Kesimpulan

Berdasarkan hasil kajian pustaka, pengumpulan dan pengolahan data diperoleh kesimpulan bahwa:

1. Resiko bahaya tumbukan/jatuhnya pesawat terbang pada tapak yang berada dekat dengan bandar udara lebih besar dibanding dengan di sekitar jalur penerbangan.
2. Probabilitas per mil kecelakaan pada jalur penerbangan untuk penerbangan komersial domestik adalah $5,4 \times 10^{-9}$ per pesawat-km.

7. Daftar Pustaka

- [1] Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 6 Tahun 2008 tentang Evaluasi Tapak Reaktor Daya untuk Aspek Kejadian Eksternal akibat Ulah Manusia.
- [2] US-NRC, (2004) RS 002, 3.5.1.6 *Aircraft Hazard*.
- [3] Kobayashi. T., (1988) *Probability Analysis of An Aircraft Crash to A NPP*, Nuclear Engineering and Design 110.
- [4] Selvage, R.D., (1996), *Evaluation of Aircraft Crash Hazard at Los Alamos*

National Laboratory Facilities, Los Alamos, New Mexico, USA

- [5] Kot, C.A., et al, (1982), *Evaluation of Aircraft Crash Hazards Analysis for Nuclear Power Plants*, NUREG CR-2859, Argonne, Illinois, USA.
- [6] Kementerian Perhubungan, (2009), *Statistik Perhubungan, Buku I*, Jakarta

ASPEK TEKNIS PENDUKUNG UCD REAKTOR RISET INOVATIF

Endiah Puji Hastuti, Surian Pinem

Pusat Teknogi Reaktor dan Keselamatan Nuklir-PTRKN-BATAN

ABSTRAK

ASPEK TEKNIS PENDUKUNG UCD REAKTOR RISET INOVATIF. Dalam kurun 10 tahun mendatang, dua reaktor yang dioperasikan BATAN akan berakhir masa operasinya, yaitu reaktor TRIGA 2000 di Bandung dan reaktor Kartini di Yogyakarta. Pada saat itu, reaktor RSG-GAS mencapai 33 tahun yaitu mendekati masa hidupnya (40 tahun). Di sisi lain, kebutuhan radioisotop dunia terus meningkat sebesar 10% per tahun, sementara beberapa reaktor riset yang memproduksi radioisotop telah berumur lebih dari 30 tahun dan menjadi kurang produktif. Oleh karena itu dirasa perlu untuk memiliki reaktor riset baru pendamping RSG-GAS. Undang-undang Ketenaga-nukliran No.10/1997 menyatakan bahwa pembangunan dan pengoperasian reaktor riset merupakan tanggung jawab badan pelaksana, maka desain reaktor riset yang akan datang diharapkan dilakukan oleh BATAN sendiri. Agar desain memiliki arah yang tepat maka diperlukan dokumen persyaratan teknis pengguna atau UCD (*User Criteria Document*), yang merupakan tujuan dari makalah ini. Dari hasil kajian diperoleh dokumen UCD berisikan 7 aspek teknis yang diperlukan calon pengguna/*user*, yaitu pemilihan lokasi, pemanfaatan reaktor, desain neutronik atau fisika teras, desain termohidrolika, desain sistem kendali, desain fitur keselamatan dan desain bahan bakar. Reaktor RRI memiliki kriteria teras kompak, fluks neutron termal rerata 5×10^{14} neutron $\text{cm}^{-2} \text{s}^{-1}$, memiliki fasilitas neutron cepat, fasilitas *neutron transmutation doping* (NTD), fasilitas iradiasi target, *rabbit system*, *cold neutron source*, *beam tube* dan uji material reaktor maju.

Kata kunci: reaktor riset inovatif, UCD

ABSTRACT

TECHNICAL ASPECTS for UCD INNOVATIVE RESEARCH REACTORS SUPPORTING. Within the next 10 years, two of three reactors operated by BATAN will end the period of operation, the reactor TRIGA 2000 reactor in Bandung and Yogyakarta. At that time, the age of RSG-GAS reactor will be 33 years is approaching its life for 40 years. On the other hand, the need for radioisotopes world continues to increase by 10% per year, whereas some research reactor that produces radioisotopes has been outstanding for more than 30 years, and become less productive. Therefore it is necessary to have a new research reactor companion of RSG-GAS reactor. Employment Law No.10/1997 stated that the construction and operation of research reactors is the responsibility of implementing agencies, therefore the design of a research reactor that will come is expected to be done by BATAN. To have the right direction we need User Criteria Document or UCD, which is the purpose of this paper. Results obtained from assessment that document contains 7 (seven) necessary technical aspects of user, i.e. site evaluation, reactor utility, neutronic or reactor physics design, thermal hydraulic design, control system design, safety future and fuel element design. RRI reactor has a compact core criteria, the mean thermal neutron flux of 5×10^{14} neutrons $\text{cm}^{-2} \text{s}^{-1}$, has a fast neutron facility, the facility for neutron transmutation doping (NTD), the target irradiation facilities, rabbit system, cold neutron source, beam tube and test advanced reactor materials.

Key words: innovative research reactor, UCD

1. Pendahuluan

BATAN, sebagai institusi litbang nuklir di Indonesia, pada saat ini mengoperasikan tiga reaktor riset yaitu reaktor Kartini di PTAPB-BATAN Yogyakarta, reaktor TRIGA 2000 di PTNBR-BATAN Bandung dan reaktor RSG-GAS di Serpong. Mengingat 2 (dua) reaktor riset akan berakhir masa operasinya, yaitu Reaktor Kartini di tahun 2020 dan Reaktor TRIGA 2000 di tahun 2016, sementara reaktor RSG-GAS pada tahun 2020 akan berusia 33 tahun, dimana usianya mendekati 40 tahun yang merupakan akhir masa operasinya, maka perlu untuk memiliki sebuah reaktor riset baru pendamping reaktor RSG-GAS. Pada makalah sebelumnya telah dibahas mengenai masalah akan berakhirnya usia reaktor riset yang dimiliki Indonesia dan kajian reaktor riset baru yang saat ini sedang dibangun di beberapa negara[1], serta rencana penyusunan dokumen UCD dan fasilitas yang diharapkan dapat diakomodir oleh reaktor riset baru berdasarkan prinsip prinsip dasar (*basic principle*) reaktor inovatif[2]. Reaktor riset baru yang diinginkan adalah reaktor masa depan yang didesain sesuai rencana kebutuhan dalam penyediaan fasilitas untuk produksi radioisotop maupun untuk kebutuhan

litbang. Rencana pembangunan reaktor riset baru diharapkan akan berdampak pada:

- terjaminnya kemandirian produksi radioisotop untuk pasar lokal serta meningkatkan ekspor ke luar negeri,
- tersedianya fasilitas yang dapat dipakai oleh lembaga litbang dan perguruan tinggi,
- peningkatan kemampuan SDM yang menguasai bidang reaktor nuklir.

Berdasarkan pengalaman negara maju, seperti Kanada dan Australia, pengoperasian reaktor riset dapat memberikan devisa (keuntungan). Pada saat ini, dominasi produksi radioisotop dunia dikuasai oleh reaktor NRU di Kanada, reaktor OPAL di Australia, dan reaktor SAFARI di Afrika Selatan. Hal ini disebabkan karena reaktor NRU menguasai 40% produksi isotop dunia, sehingga ketika ada permasalahan di reaktor tersebut pada tahun 2009, maka terjadilah krisis radioisotop, khususnya Mo99/Tc-99m, di berbagai negara. Reaktor-reaktor tersebut sudah menjadikan produksi radioisotop sebagai kegiatan bisnis.

Disamping itu, pemanfaatan metode *neutron transmutation doping* dalam memproduksi semikonduktor

melalui iradiasi *silicon ingot* dapat memberikan dampak devisa lebih besar dibanding produksi radioisotop. Seperti reaktor OPAL di Australia diprediksi dapat menghasilkan keuntungan sebesar 2,5 juta US\$/tahun. Hal ini menunjukkan reaktor riset dapat dipakai sebagai fasilitas untuk menghasilkan devisa bagi negara.

Fakta lain adalah bahwa berdasarkan laporan IAEA ada 66% reaktor riset di dunia ini sudah berumur lebih dari 30 tahun, sehingga menjadi kurang produktif. Hal ini merupakan suatu peluang yang sangat strategis untuk merealisasikan reaktor riset baru di Indonesia pada masa mendatang.

Berdasarkan kenyataan di atas, maka BATAN sebagai lembaga litbang nuklir perlu membuat sebuah *User Criteria Document* (UCD) yang merupakan dokumen berisi persyaratan teknis pengguna (*user*) dari reaktor riset yang akan didesain. Reaktor riset yang akan didesain itu diberi nama Reaktor Riset Inovatif (RRI), karena memiliki kandungan lokal yang tinggi, didesain oleh SDM BATAN dan memiliki inovasi desain dari pemanfaatannya yaitu menekankan aspek ekonomi.

UCD adalah dokumen yang berisi kriteria/persyaratan spesifik yang ditetapkan berdasarkan kebutuhan dan

dapat diwujudkan dalam pelaksanaan riil. UCD reaktor riset inovatif disusun dengan mengacu pada peraturan terkait yang telah diterbitkan oleh BAPETEN maupun IAEA, dengan demikian maka sinkronisasi antara kebutuhan dan peraturan perlu dilakukan. Makalah ini ditulis dengan tujuan menyampaikan aspek aspek teknis yang harus dipenuhi untuk mendesain reaktor riset inovatif, yang tersusun di dalam suatu dokumen kriteria pengguna. Dokumen UCD ini berisi kriteria/aspek teknis yang merupakan acuan untuk desain lanjutan, yaitu desain konseptual, desain dasar dan desain rinci/detail, dengan demikian kegiatan diharapkan dapat berlangsung dengan arah yang jelas.

Kegiatan penyusunan aspek aspek teknis sebagai pendukung UCD dilakukan dengan metode kajian dan evaluasi dari berbagai reaktor riset dunia. Dengan mengetahui secara detail kondisi terkini reaktor riset dunia, maka dapat disusun persyaratan reaktor riset yang paling sesuai untuk kondisi mendatang. Aspek yang dikaji mulai dari aspek tapak dan lingkungan, teras, sistem reaktor, fitur keselamatan, utilisasi reaktor dan instrumentasi reaktor. Kajian dari internal BATAN melibatkan beberapa pakar, dari radioisotop (PRR), bahan maju

(PTBIN), bahan bakar nuklir (PTBN), perencana (PRPN) dan operator reaktor riset (PRSG, PTBN dan PTAPB). Masukan juga diminta dari beberapa perguruan tinggi seperti ITB, UGM, UNY dan UIN Yogyakarta.

Aspek Strategis

Agar memiliki aspek strategis, maka reaktor RRI yang akan dibangun harus dapat:

- Memberikan devisa kepada negara melalui produksi radioisotop dan semikonduktor,
- Menggirkan kegiatan riset di dalam negeri maupun di kawasan regional terutama kegiatan litbang yang berkaitan dengan pemanfaatan reaktor dan
- Meningkatkan kemampuan SDM dalam penguasaan teknologi reaktor baik dari aspek operasi dan keselamatannya.

2. Persyaratan Aspek Teknis

Persyaratan aspek teknis merupakan kriteria yang diusulkan untuk dipakai dalam mendesain Reaktor Riset Inovatif (reaktor RRI). Kriteria ini ditetapkan berdasarkan hasil kajian dan evaluasi dari beberapa reaktor riset dunia yang baru saja dioperasikan dan *trend* reaktor riset baru yang sedang

dibangun di beberapa negara serta menimbang kondisi reaktor riset yang saat ini dimiliki BATAN. Dari hasil studi yang telah selesai dilakukan, terdapat 7 (tujuh) aspek teknis yang menjadi pendukung utama UCD reaktor riset inovatif yang dikelompokkan menjadi^[3]:

- a. Tapak dan Lingkungan
- b. Manfaat dan Penggunaan Reaktor
- c. Desain Neutronik Teras Reaktor
- d. Desain Termohidrolika Teras dan Sistem
- e. Desain Sistem Kendali
- f. Desain Fitur Keselamatan
- g. Desain Bahan Bakar

Aspek tersebut dijelaskan secara garis besar sebagai berikut:

a. Aspek Tapak dan Lingkungan

Reaktor Riset Inovatif harus dirancang agar sesuai dengan tapak atau lokasi yang berbeda dan memenuhi kriteria baku dalam proses penentuan tapak (*siting process*). Aspek desain reaktor riset harus memungkinkan bagi kemudahan adaptasi ke berbagai tapak mencakup tata-letak dan struktur sipil yang dapat memenuhi kondisi sebagai berikut^[4-7]:

- ekosistem dan ekologi (geologi dan tektonik, seismologi,

hidrologi, meteorologi, kontur, sosial, demografi, dan ekonomi)

- aspek legal, interaksi publik, kemudahan akses, dampak lingkungan, analisis keselamatan nuklir dan aspek proteksi) dan
- aspek keselamatan (*safety related site*) dan aspek non-keselamatan (*non-safety related site*).

Seleksi tapak harus mempertimbangkan fitur relevan yang akan dapat mempengaruhi keselamatan instalasi, atau dipengaruhi oleh instalasi, dan kelayakan pelaksanaan rencana kedaruratan. Semua aspek harus dievaluasi untuk proyeksi masa hidup instalasi dan dievaluasi ulang agar dapat diterima secara berkesinambungan atas keselamatan faktor-faktor yang terkait dengan tapak. Dasar seleksi tapak untuk reaktor RRI bergantung pada banyak hal, termasuk pada rancangan reaktor dan pemanfaatannya sesuai yang direncanakan.

b. Aspek Manfaat dan Penggunaan Reaktor^[8-12]

Pemanfaatan reaktor antara lain difokuskan pada aplikasi *beam tube*, produksi radioisotop, dan produksi semikonduktor dengan metode *Neutron Transmutation Doping* (NTD). Fasilitas

yang disediakan diharapkan dapat memenuhi kebutuhan pengguna semaksimal mungkin, untuk memenuhi aspek tersebut disediakan fasilitas sebagai berikut:

- *Beam tube* 7 fasilitas.
 - Fluks neutron termal pangkal *beam tube* di teras sekitar 10^{14} n/cm²s. *Beam tube* ini diperlukan ke depan untuk penelitian struktur bahan berukuran orde angstrom hingga milimeter
- *Cold Neutron Source*
 - Sumber neutron dingin tujuan untuk fluks neutron berenergi rendah (< 5 meV).
 - Fluks neutron sebesar 10^8 n/cm²s dengan panjang gelombang diatas 4 Å.
 - Digunakan untuk studi bio-molekul, polimer, pemisahan fasa dalam paduan sintesis, lapisan tipis, membran
- *Neutron Activation Analysis*
 - Fasilitas *normal rabbit system* (NRS) diperlukan sebanyak 4 (empat) buah

- dengan fluks neutron termal $\sim 10^{14}$ n/cm²s. Digunakan untuk analisis bahan yang umur paronya sedang atau beberapa hari hingga beberapa bulan.
- Fasilitas *fast rabbit system* (FRS) sebanyak 2 buah dengan fluks neutron $\sim 10^{14}$ n/cm²s. Digunakan untuk analisis bahan yang umur paronya pendek
 - Fasilitas Produksi Isotop (24 posisi)
 - Fasilitas iradiasi target padat dengan fluks neutron termal sekitar 5×10^{14} n/cm²s. Fasilitas iradiasi ini memiliki kegunaan yang luas untuk pembuatan radioisotop, oleh sebab itu, perlu diupayakan beberapa posisi iradiasi yang dapat digunakan secara bersama.
 - Fasilitas Iradiasi neutron cepat (2 posisi).
 - Fluks neutron cepat yang dibutuhkan dalam fasilitas ini adalah 4×10^{14} n/cm²s.
 - Fasilitas ini digunakan untuk produksi radioisotop yang dibuat melalui iradiasi neutron cepat menggunakan reaksi penangkapan neutron disertai pelepasan partikel, misalnya reaksi (n,p). Misalnya pembuatan ⁵⁴Mn melalui reaksi inti ⁵⁴Fe(n,p)⁵⁴Mn, ⁵⁸Co melalui reaksi inti ⁵⁸Ni(n,p)⁵⁸Co, ⁶⁴Cu melalui reaksi inti ⁶⁴Zn(n,p)⁶⁴Cu dan ³²P melalui reaksi inti ³²S(n,p)³²P.
 - Fasilitas Silikon doping (3 posisi)
 - Metode *Neutron Transmutation Doping* (NTD) adalah metode pemberian *dopant* fosfor ke target silikon yang berkemurnian tinggi dengan cara mengiradiasinya dengan neutron.

- Berdasarkan perkembangan teknologi yang ada:
- fluks neutron termal minimum 1×10^{14} n/cm²s
- perbandingan fluks neutron termal dan cepat (Cd-ratio) minimum 200
- Mempunyai fluks neutron termal sekitar $5,0 \times 10^{14}$ n/cm²/s.
- Fraksi buang maksimum > 65% dan *shut down* margin yang cukup
- Teras kecil, kompak dan bersifat *under moderated*
- Reaktor beroperasi 30 hari dalam satu siklus
- Koefisien reaktivitas negatif.

c. Aspek Desain Neutronik

Reaktor RRI didesain untuk tujuan produksi radioisotop, semikonduktor dan penelitian, untuk memenuhi kebutuhan tersebut diperlukan fluks neutron yang tinggi baik neutron termal maupun cepat. Reaktor didesain dapat menyediakan fluks neutron termal sekitar $5,0 \times 10^{14}$ n/cm²s dan fluks neutron cepat sekitar $4,0 \times 10^{14}$ n/cm²s dengan daya diharapkan serendah mungkin. Bahan bakar yang digunakan tipe pelat berbahan bakar UMo karena diharapkan memiliki tingkat muat tinggi. Teras reaktor didesain dengan konfigurasi teras kompak^[13] sehingga mengurangi jumlah elemen bakar dalam teras. Desain neutronik reaktor riset inovatif mencakup hal hal sebagai berikut:

Fungsi keselamatan desain matriks dan kelongsong bahan bakar dipenuhi dari aspek desain neutronik sebagai berikut:

- margin pemadaman (*shutdown margin*) yang mencukupi
- laju insersi reaktivitas maksimum
- Reaktivitas lebih (*excess reactivity*) yang tinggi
- Koefisien reaktivitas yang negatif
- Karakteristika distribusi daya yang diusahakan datar
- *Burn-up* maksimum
- Teras reaktor didinginkan dan dimoderasi dengan air ringan (H₂O), reflektor berilium atau graphit atau D₂O.

d. Aspek Desain Termohidrolika Teras

Kerapatan fluks neutron yang tergolong tinggi pada reaktor RRI akan menghasilkan rapat daya yang tinggi pula di dalam teras reaktor. Reaktor RRI memiliki karakteristik kolam dengan tangki terbuka (*open-tank-in-pool*) dengan kapasitas air yang mencukupi untuk mendinginkan teras reaktor, dimana teras reaktor didinginkan dan dimoderasi dengan air ringan (H_2O), sementara reflektor masih akan ditentukan. Sistem pendingin reaktor dirancang untuk menyediakan pendinginan teras dan komponen reaktor secara cukup dengan margin yang dapat diterima, panas hasil reaksi fisi maupun panas peluruhan dibuang ke lingkungan dengan indikasi temperatur bahan bakar masih dalam batas yang diizinkan. Sebagian panas peluruhan yang dihasilkan oleh teras reaktor dikeluarkan dari kolam reaktor menggunakan sistem pendingin kolam. Aspek desain termohidrolika harus memperhatikan desain margin keselamatan dan desain faktor kanal panas, komponen pendukung aspek tersebut adalah sebagai berikut:

Desain Margin Keselamatan

- Struktur kanal multiparalel
- Penentuan daya maksimum dibatasi oleh fenomena

instabilitas aliran ekskursif dan fluks panas kritis

- Rapat daya dibatasi oleh stabilitas aliran di sepanjang kanal pendingin dalam teras reaktor

Desain Faktor Kanal Panas

- Distribusi daya menentukan terjadinya margin keselamatan yang terendah terhadap terjadinya instabilitas aliran *ekskursif*.
- Untuk memberikan fleksibilitas maksimum pada konfigurasi teras reaktor dan distribusi rapat daya, ditetapkan kurva amplop (*envelope*) untuk kombinasi faktor kanal panas nuklir arah aksial dan radial, yang dapat diterima.
- Margin keselamatan yang memadai terhadap instabilitas aliran, daya lebih dan *engineering hot spot* serta faktor kanal panas harus telah diperhitungkan di dalam kurva amplop.

e. Aspek Desain Sistem Kendali

Sistem kendali mempengaruhi keselamatan reaktor karena kegagalan dalam pencapaian terhadap kinerja,

keandalan, dan dampak berantai dari sistem kendali merupakan bagian dari bentuk kegagalan dasar desain untuk sistem proteksi reaktor. Sistem kendali juga menjadi alat utama pelaksanaan fungsi yang penting untuk keselamatan, sebagai contoh, bila suatu periode waktu ekstensif tersedia untuk tindakan membenaran. Oleh karena itu, desain sistem kendali reaktor merupakan persyaratan khusus yang diatur dalam *nuclear safety report* (NSR-4) tentang ketentuan keselamatan desain reaktor riset. Kriteria desain sistem kendali reaktor mencakup beberapa peralatan sistem proteksi dan keselamatan reaktor sebagai berikut:

- Ruang Kendali Utama (RKU) dan panel lokal termasuk sistem alarm yang dibangun dalam gedung reaktor.
- Sistem instrumentasi dan kendali reaktor.
- Komputer pemroses; sebagai pengumpul, pemroses dan penampil data.
- *Remote control room* yang memungkinkan operator dapat memadamkan reaktor pada kondisi kecelakaan.
- Sistem instrumentasi dan kendali keselamatan, terdiri dari sistem proteksi reaktor, sistem

trip, dan fitur keselamatan teknik.

- Sistem pemantauan radiasi.

Tujuan desain teknis sistem kendali reaktor adalah:

- untuk menjaga variabel proses reaksi nuklir berada dalam batas yang diasumsikan dalam analisis keselamatan;
- untuk menjaga suatu operasi yang aman dari sistem instalasi dan peralatan yang penting bagi keselamatan;
- untuk meminimalkan besar dan laju gangguan yang kredibel;
- untuk meminimalkan frekuensi kejadian dari peristiwa yang mengancam sistem proteksi.

f. Aspek Desain Fitur Keselamatan

Sistem kendali reaktivitas didesain untuk mengendalikan reaktivitas teras reaktor sehingga reaktor dapat dipadamkan dengan aman dan untuk menjamin agar batasan desain bahan bakar dan batasan lainnya tidak terlampaui pada semua kondisi operasional reaktor atau pada kondisi kecelakaan dasar desain. Desain sistem kendali reaktivitas terdiri dari sistem kendali manual dan sistem kendali otomatis. Sistem kendali reaktivitas paling tidak terdiri dari komponen mekanisme penggerak batang kendali

dengan perangkat pengendalinya dan catu daya dan perangkat penyerap batang kendali.

Desain sistem pemadam terdiri dari sistem utama dan sistem cadangan yang secara fisik dan fungsi saling terpisah, dan dapat dioperasikan secara manual dan otomatis melalui sistem proteksi reaktor. Sistem pemadam utama yang juga berfungsi sebagai sistem pengatur reaktivitas melalui *regulating rods*, terdiri dari beberapa batang kendali yang dioperasikan dengan *stepping motor* dan jatuh bebas melalui *de-energizing magnetic clutch*. Sistem pemadam cadangan terdiri dari beberapa batang kendali (*back-up rods*) yang akan jatuh bebas bila tekanan hidraulik hilang dan dioperasikan dengan pompa hidraulik. Sistem pemadam terdiri dari bahan penyerap yang mampu menyediakan reaktivitas pemadaman yang sesuai dengan kondisi dan batas yang ditetapkan.

Untuk teras reaktor yang dilengkapi dengan D₂O sebagai reflektor, terdapat sistem pemadam kedua sebagai alternatif *failed-safe system* untuk memadamkan reaktor. Sistem tersebut bekerja dengan mengeluarkan air berat di dalam bejana reflektor ke dalam tangki penampung di luar teras berdasarkan sinyal dari sistem

proteksi reaktor. Air berat tersebut dialirkan ke tangki penampung melalui beberapa katup yang terpasang paralel. Adapun kriteria desain sistem kendali reaktor mencakup:

- Ruang Kendali Utama (RKU) dan panel lokal termasuk sistem alarm yang dibangun dalam gedung reaktor.
- Sistem instrumentasi dan kendali reaktor.
- Komputer pemroses; sebagai pengumpul, pemroses dan penampil data.
- Ruang Kendali Darurat (RKD) termasuk sistem alarmnya, yang memungkinkan operator dapat menggunakan pada kondisi kecelakaan.
- Sistem instrumentasi dan kendali Keselamatan, terdiri dari sistem proteksi reaktor, sistem trip, dan fitur keselamatan teknik.
- Sistem pemantauan radiasi.

g. Aspek Desain Bahan Bakar

Mengingat bahwa realisasi reaktor RRI yang didesain masih membutuhkan waktu yang panjang, maka asumsi bahwa akan adanya bahan bakar jenis baru yang terkuifikasi untuk reaktor jenis MTR dengan densitas uranium yang jauh lebih tinggi

dari bahan bakar silisida, perlu dipakai dalam konseptual desainnya. Berdasarkan hasil penelusuran yang telah dilakukan, maka bahan bakar tersebut adalah bahan bakar UMo yang didispersi ke dalam matriks Al. Pemilihan jenis bahan bakar dilakukan dengan mempertimbangkan hal hal sebagai berikut:

- berpengkayaan uranium (^{235}U) rendah, kurang dari 20%,
- sudah terqualifikasi sebagai bahan bakar reaktor jenis MTR
- memiliki densitas 7 – 9 gU/cc.
- mengingat kriteria desain teras, maka bahan bakar harus mampu dibakar sampai memiliki fraksi bakar sebesar 70%.

Selama melakukan desain, mulai dari konseptual sampai detail, beberapa parameter bahan bakar yang harus disiapkan antara lain adalah:

4. kerapatan bahan bakar
5. komposisi pengotor di bahan bakar dan kelongsong
6. porositas sebagai fungsi kerapatan uranium
7. temperatur leleh bahan bakar dan kelongsong

8. sifat fisika bahan bakar dan kelongsong yang akurat seperti panas jenis dan konduktivitas panas
9. data empiris *swelling rate*

3. Pembahasan/Diskusi

Aspek aspek teknis yang disampaikan di atas merupakan hasil kajian dari berbagai sudut pandang, berbagai kajian mengenai teknologi reaktor riset masa depan dan memperhatikan peraturan baik dari segi peraturan yang dikeluarkan oleh badan regulasi dalam hal ini adalah BAPETEN dan standar yang dikeluarkan oleh IAEA.

Pemilihan calon tapak atau calon lokasi untuk reaktor riset harus mempertimbangkan aspek kegunaan, meskipun demikian letaknya tidak harus berada di tepi laut seperti reaktor daya, karena yang diutamakan adalah pemanfaatan neutronnya sehingga tidak memerlukan pembuangan panas yang besar. Petunjuk mengenai persyaratan pemilihan lokasi ini telah diatur dalam standar baku yang dikeluarkan oleh IAEA maupun BAPETEN

Aspek pemanfaatan reaktor difokuskan untuk memenuhi produksi radioisotop, silikon doping, neutron untuk ilmu bahan dan edukasi. Dengan

demikian maka perlu disiapkan berbagai fasilitas pendukung yang diperlukan seperti jumlah tabung berkas neutron (*beam tube*), jumlah fasilitas iradiasi dan jenis jenis neutron serta fluks neutron yang tinggi.

Untuk mendukung penggunaan berbagai jenis neutron dan tingkat fluks neutron yang cukup toinggi maka desain neutronik harus menyiapkan konfigurasi teras sedemikian rupa agar memenuhi kriteria tersebut. Optimasi konfigurasi teras efektif agar menghasilkan fluks neutron tinggi dan tingkat daya rendah harus menjadi perhatian. Oleh karena itu kemungkinan berbagai konfigurasi dengan berbagai jenis reflektor untuk meningkatkan fluks harus dilakukan. Desain neutronik atau fisika teras adalah desain yang harus dilakukan pada awal kegiatan setelah UCD diselesaikan. Desain ini merupakan acuan untuk perhitungan dan analisis desain lainnya.

Besarnya fluks neutron dan panas yang dibangkitkan dibatasi oleh kemampuan pembuangan panas yang dihasilkan oleh bahan bakar. Oleh karena itu perlu ditetapkan margin keselamatan dan faktor faktor kanal panas sebagai pembatas desain termohidrolika. Hasil analisis ini akan

menjadi umpan balik bagi desain neutronik. Kopel antara keduanya akan menghasilkan desain optimal.

Desain sistem kendali terkait erat dengan sistem proteksi reaktor. Hasil analisis desain keselamatan dari aspek neutronik, termohidrolika maupun aspek lainnya harus dibatasi dengan sistem proteksi reaktor, yang selalu membawa reaktor beroperasi pada kondisi selamat. Untuk memenuhi kriteria tersebut perlu dipikirkan desain sistem keselamatan yang akan digunakan. Persyaratan ini telah diatur dalam petunjuk keselamatan nuklir dari IAEA.

Desain fitur keselamatan adalah desain yang diperlukan untuk memadamkan reaktor akibat terlampauinya batas kondisi operasi yang telah ditetapkan. Faktor faktor pendukung mulai dari proses pengambilan data hingga mencapai keputusan pemadaman secara otomatis harus disusun secara logis.

Untuk memperoleh fluks panas yang tinggi perlu didukung oleh desain bahan bakar yang sesuai, desain ini dapat diperoleh dari tingkat muat uranium yang tinggi, mudah melepaskan panas, memiliki fraksi bakar yang tinggi, dengan tetap memperhitungkan tingkat pengayaan

uranium yang rendah sesuai dengan ketentuan bahan bakar untuk reaktor riset. Bahan bakar UMo adalah salah satu bahan bakar yang memenuhi kriteria tersebut, meskipun penggunaan bahan bakar tersebut belum digunakan pada saat ini, namun penelitian bahan bakar tersebut sedang berlangsung.

Ketujuh aspek teknis tersebut yang menjadi pendukung UCD RRI merupakan kriteria yang harus dipenuhi dan menjadi rujukan dalam membuat desain reaktor.

4. Kesimpulan

Dari uraian di atas dapat disimpulkan terdapat 7 (tujuh) aspek teknis yang menjadi pendukung dokumen kriteria pengguna, yaitu aspek pemilihan tapak, aspek manfaat penggunaan reaktor, aspek desain neutronik atau fisika teras, aspek desain termohidrolika, aspek desain sistem kendali, aspek fitur keselamatan dan aspek bahan bakar. Aspek aspek teknis yang tertuang di dalam UCD ini telah dipertimbangkan dengan cukup matang dan menjadi pegangan bagi para desainer reaktor mulai dari pembuatan desain konseptual, desain dasar (*basic design*) dan desain rinci (*detail design*).

5. Ucapan Terimakasih

Terimakasih kami sampaikan kepada seluruh anggota tim UCD RRI yang telah bekerja keras sehingga dapat menyelesaikan tugas ini dengan tepat waktu.

6. Daftar Pustaka

- [1] ENDIAH PUJI HASTUTI, SETIYANTO, "Perencanaan Reaktor Riset Inovatif Sebagai Solusi Pengganti, Reaktor Penelitian dan Radioisotop di Indonesia", Seminar PPEN-UNTIRTA, Serang 2010.
- [2] ENDIAH PUJI HASTUTI, SURIAN PINEM, "Implementasi Peraturan BAPETEN Pada Penyusunan UCD Reaktor Riset Inovatif", Seminar Keselamatan Nuklir, BAPETEN, 2010.
- [3] TIM UCD REAKTOR RISET INOVATIF, "User Criteria Documen Reaktor Riset Inovatif", RKN-BATAN-01-2010
- [4] IAEA, "Site Evaluation for Nuclear Installation", IAEA Safety Standards series No. NS-R-3, IAEA, Vienna (2003),
- [5] BAPETEN, "Persyaratan Keselamatan Untuk

- Keselamatan Reaktor Riset”, Terjemahan dokumen IAEA DS272: Safety Requirements on Safety of Research Reactors (2005)
- [6] IAEA, “The Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities”, INFCIRC/225/Rev. 4, IAEA, Vienna (1999).
- [7] PRSG-BATAN, “Laporan Analisis Keselamatan Reaktor RSG-GAS”, Rev. 9, TRR.KK01.04.63.05, P2TRR-BATAN,Serpong (2005).
- [8] J.M. CARPENTER AND W.B. YELON, “Neutron Source, Methods of Experimental Physics, Volume 23-Part A, Neutron Scattering”, Academic Press, Inc. 1986.
- [9] HERMA BLANKDST AND BERND MAIER, “Guide to Neutron Research Facilities”, Institute Max Von Laue Paul Langevin, Grenoble Franch, 1988.
- [10] KURT SKOLD AND DAVID L. PRICE, “Methods of Experimental Physics Volum 23-Part A, Neutron Scattering”, Academic Press, Inc. New York, 1986.
- [11] ANSTO, “Report on Neutron Powder Diffraction for the Australian Replacement Research Reactor”, October 2000.
- [12] IAEA, “Utilization Related Design Features of Research Reactors: A Compendium, Technical Report Series No. 455”, IAEA Vienna (2007)
- [13] <http://www.ansto.gov.au/> (diunduh sepanjang tahun 2010)

ASPEK KESELAMATAN PENGGUNAAN ABSORBER Ag-In-Cd BUATAN PT. BATAN TEKNOLOGI (Persero) DI TERAS REAKTOR SERBA GUNA G.A. SIWABESSY

Anggoro Septilarso, Zulkarnain, Heryudo Kusumo

Direktorat Perizinan Instalasi dan Bahan Nuklir – Badan Pengawas Tenaga Nuklir

ABSTRAK

ASPEK KESELAMATAN PENGGUNAAN ABSORBER Ag-In-Cd BUATAN PT. BATAN TEKNOLOGI (Persero) DI TERAS REAKTOR SERBA GUNA G.A. SIWABESSY. Telah dilakukan evaluasi keselamatan terhadap permohonan penggunaan Absorber Ag-In-Cd buatan PT. Batan Teknologi (Persero) di dalam teras Reaktor Serba Guna G.A. Siwabessy (RSG-GAS). PT. Batan Teknologi (Persero) hanya memiliki lisensi dari NUKEM GmbH untuk memproduksi Elemen Bakar dan Elemen Kendali U-Al, U3O8-Al dan U3Si2-Al, tetapi lisensi tersebut tidak mencakup produksi absorber blade Ag-In-Cd. Meskipun demikian, Tim Evaluator BAPETEN berpendapat bahwa resiko bahaya akan lebih besar apabila RSG-GAS tetap menggunakan ke-16 absorber blade yang lama. Dalam rangka memberikan persetujuan penggunaan Absorber Ag-In-Cd ini, BAPETEN menetapkan beberapa persyaratan dan kriteria keberterimaan yang harus dipenuhi oleh Absorber Ag-In-Cd buatan PT. Batan Teknologi (Persero), antara lain uji dingin, uji panas, shutdown margin, uji waktu jatuh batang kendali dan uji visual. Dari hasil uji yang telah dilakukan, Absorber AG-In-Cd memenuhi semua persyaratan dan kriteria keberterimaan yang diminta oleh BAPETEN.

Kata kunci : Absorber Ag-In-Cd, shutdown margin, uji waktu jatuh batang kendali, uji visual.

ABSTRACT

SAFETY ASPECTS OF USING AG-IN-CD ABSORBER MADE BY PT. BATAN TEKNOLOGI (PERSERO) IN THE CORE OF MULTI PURPOSES REACTOR G.A. SIWABESSY. Safety Evaluation has been carried out for the using of Ag-In-Cd Absorber made by PT. Batan Teknologi (Persero) in the core of Multi Purposes Reactor G.A. Siwabessy (RSG-GAS). PT. Batan Teknologi (Persero) only licensed by NUKEM GmbH to produce Fuel Element and Control Element U-Al, U3O8-Al dan U3Si2-Al, and not including to produce Ag-In-Cd Absorber. But, BAPETEN evaluator think that the danger would be greater if RSG-GAS use the older absorber than use Ag-In-Cd Absorber made by PT. Batan Teknologi. For this purposes, BAPETEN set some requirements and acceptance criteria to be met by the absorber, that is cold test, hot test, shutdown margin value, control rod drop test and visual test. The test show that Ag-In-Cd Absorber meets all the requirements and acceptance criteria required by BAPETEN.

Keywords : Ag-In-Cd Absorber, shutdown margin, control rod drop test, visual test.

1. Pendahuluan

Pusat Reaktor Serba Guna (PRSG)– Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN) telah mengoperasikan Reaktor Serba Guna –G.A. Siwabessy (RSG–GAS) sejak tahun 1987. Sejak awal

operasi, digunakan 16 absorber blade Ag-In-Cd buatan NUKEM GmbH (Jerman) untuk pengendalian operasi RSG–GAS. Selanjutnya dari hasil evaluasi Laporan Operasi teras ke-54, diketahui bahwa sampai dengan tanggal

6 September 2005, total energi yang sudah dibangkitkan oleh RSG-GAS adalah 33.320 MWD.

Demi menaikkan tingkat keselamatan reaktor dan menghemat biaya pengoperasian reaktor, pihak PRSG menyatakan akan mengganti absorber tersebut dengan absorber buatan PT. Batan Teknologi (Persero). Permasalahannya, PT. Batan Teknologi (Persero) hanya mendapat lisensi dari NUKEM GmbH untuk memproduksi Elemen Bakar dan Elemen Kendali U-Al, U_3O_8 -Al dan U_3Si_2 -Al, tetapi lisensi tersebut tidak mencakup produksi absorber blade Ag-In-Cd. Meskipun demikian, Tim Evaluator BAPETEN berpendapat bahwa resiko bahaya akan lebih besar apabila RSG-GAS tetap menggunakan ke-16 absorber blade yang lama. Oleh karena itu, BAPETEN menyetujui penggunaan absorber AG-In-Cd buatan PT. Batan Teknologi (Persero) dengan beberapa persyaratan.

1.A. Permasalahan

Pokok permasalahan yang akan dibahas dalam makalah ini adalah penggunaan Absorber Ag-In-Cd di dalam teras Reaktor Serba Guna G.A. Siwabessy. Absorber Ag-In-Cd ini buatan PT. Batan Teknologi yang tidak memiliki lisensi untuk memproduksi Absorber Ag-In-Cd sehingga perlu dilakukan evaluasi

keselamatan untuk mengetahui apakah absorber ini memenuhi semua persyaratan keselamatan yang ada.

2.B. Tujuan

Tujuan penulisan makalah ini adalah untuk memberikan informasi kepada masyarakat mengenai pertimbangan keselamatan yang diambil oleh BAPETEN dalam mengevaluasi dan memberikan izin penggunaan Absorber Ag-In-Cd buatan PT. Batan Teknologi di dalam teras Reaktor Serba Guna G.A. Siwabessy.

2. Spesifikasi Absorber Blade Ag-In-Cd

2. A. Komposisi Kimia

Komposisi kimia absorber Ag-In-Cd menurut *ASTM Specification C752⁽¹⁾ for Nuclear-Grade Silver-Indium-Cadmium Alloy* dalam *website Umicore Technical Materials⁽²⁾* adalah $(80,00 \pm 0,50)\%$ Ag, $(15,00 \pm 0,25)\%$ In dan $(5,00 \pm 0,25)\%$ Cd. Impuritas maksimum dalam Absorber Ag-In-Cd adalah 0,03% Pb, 0,03% Bi dan total impuritas maksimum adalah 0,20%.

2. B. Dimensi

Absorber blade Ag-In-Cd RSG-GAS terdiri atas inti Ag-In-Cd dengan panjang $(625,00 \pm 0,20)$ mm, lebar $(63,20 \pm 0,05)$ mm dan tebal $(3,38 \pm 0,10)$ mm yang

dibungkus dengan kelongsong stainless steel setebal ($0,60 \pm 0,02$) mm dengan panjang ($638,00 \pm 0,50$) mm sehingga dimensi luarnya menjadi tebal maksimum 5,08 mm dan lebar ($65,00 \pm 0,20$) mm.

3. Persyaratan Dan Kriteria Keberterimaan

Dalam memberikan persetujuan penggunaan Absorber Ag-In-Cd buatan PT. Batan Teknologi (Persero) di dalam teras RSG-GAS, BAPETEN menetapkan beberapa persyaratan yang harus dipenuhi, yaitu serangkaian pengujian untuk masing-masing absorber blade sebagai berikut :

- a. Uji dingin, yang mencakup :
 - 1) Uji kebocoran,
 - 2) Uji paparan γ ,
 - 3) Uji waktu jatuh absorber,
- b. Uji panas, yang mencakup :
 - 1) Uji mekanikal,
 - 2) Uji waktu jatuh absorber sebelum iradiasi,
 - 3) Iradiasi absorber Ag-In-Cd pada daya tinggi,
 - 4) Uji waktu jatuh absorber setelah iradiasi,
 - 5) Pemeriksaan absorber secara visual,
 - 6) Uji neutronik.

Berdasarkan berbagai referensi, BAPETEN menetapkan kriteria keberterimaan absorber Ag-In-Cd sebagai berikut:

1. Komposisi kimia dan dimensi sesuai dengan persyaratan, Komposisinya adalah ($80,00 \pm 0,50$)% Ag, ($15,00 \pm 0,25$)% In dan ($5,00 \pm 0,25$)% Cd. Impuritas maksimum dalam Absorber Ag-In-Cd adalah 0,03% Pb, 0,03% Bi dan total impuritas maksimum adalah 0,20% dan Dimensinya adalah inti Ag-In-Cd dengan panjang ($625,00 \pm 0,20$) mm, lebar ($63,20 \pm 0,05$) mm dan tebal ($3,38 \pm 0,10$) mm yang dibungkus dengan kelongsong stainless steel setebal ($0,60 \pm 0,02$) mm dengan panjang ($638,00 \pm 0,50$) mm sehingga dimensi luarnya menjadi tebal maksimum 5,08 mm dan lebar ($65,00 \pm 0,20$) mm^(2,3).
2. Shutdown margin yang disediakan oleh seluruh absorber blade diteras RSG-GAS bernilai $\leq -0,5\%$.
3. Waktu jatuh batang kendali (waktu tunda antara sinyal trip sampai dengan batang kendali mencapai posisi terbawah diteras) tidak melebihi 0,47 detik.
4. Tidak ada perubahan bentuk secara visual.

4. Hasil Evaluasi

4.A. Spesifikasi Absorber Ag-In-Cd

Dari rekaman lembar uji Ag-In-Cd No. Identifikasi LU 132 – 10 Rev. 0, absorber Ag-In-Cd buatan PT. Batan Teknologi (Persero) memenuhi spesifikasi kimia yang ditetapkan dalam kriteria keberterimaan. (lihat Tabel 1).

Tabel 1. Kandungan Unsur dalam Absorber uji Ag-In-Cd buatan PT. BATEK

Unsur	Kriteria (%)	Terukur (%)
Ag	80,00 ± 0,50	79,55
In	15,00 ± 0,25	15,15
Cd	5,00 ± 0,25	5,30
Pb	Max. 0,03	Tidak terdeteksi
Bi	Max. 0,03	Tidak terdeteksi
Total	Max. 0,20	Tidak terdeteksi

Spesifikasi kimia pada Tabel 1 adalah untuk keperluan fabrikasi absorber Ag-In-Cd. Dari Tabel-1 terlihat bahwa kandungan unsur Cd terukur sedikit lebih besar dari kriteria (5,30 vs 5,00 ± 0,25). Tim evaluator dapat menyetujui hal ini mengingat Cd adalah unsur penyerap neutron sehingga dari keselamatan penyimpangan ini tidak akan membahayakan keselamatan operasi RSG-GAS.

Dari rekaman Lembar Hasil Uji Inti Absorber No. LHU 132-02 dan Lembar Hasil Uji Kelongsong Absorber No. LHU 132-01, absorber blade Ag-In-Cd buatan PT. Batan Teknologi (Persero) memenuhi spesifikasi tersebut (lihat Tabel 2).

Tabel 2. Dimensi Absorber Blade Ag-In-Cd Buatan PT. BATEK

Dimensi	Kriteria (mm)	Terukur (mm)
Panjang	625,00 ± 0,20	625,0
Lebar	63,20 ± 0,05	63,21
Tebal	3,38 ± 0,10	3,41
Panjang Kelongsong	638,00 ± 0,50	637,9
Tebal Kelongsong	0,60 ± 0,02	0,58
Lebar Total	65,00 ± 0,20	64,82
Tebal Total	Maksimum 5,08	5,08

Bentuk fisik dari absorber blade Ag-In-Cd RSG-GAS diperlihatkan pada Gambar 1. Gambar 2 memperlihatkan absorber blade Ag-In-Cd tersebut setelah dipasang menjadi batang kendali.

4. B. Shutdown Margin

Berdasarkan berbagai referensi, antara lain dokumen IAEA SS-35-G1⁴⁾ dan NUREG-1537⁵⁾, shutdown margin adalah nilai reaktivitas negatif yang

disediakan oleh sistem scram untuk membawa reaktor ke kondisi subkritis dengan asumsi satu perangkat batang kendali yang mempunyai nilai reaktivitas tertinggi gagal masuk ke dalam teras reaktor. Untuk keadaan di RSG-GAS, nilai shutdown margin ini menggambarkan kemampuan ke-16 absorber blade untuk men-shutdown reaktor meskipun diandaikan satu batang kendali (terdiri dari 2 absorber blade) yang mempunyai nilai reaktivitas tertinggi gagal berfungsi.

Selanjutnya, pada Part I dari NUREG-1537, Appendix 14.1, dinyatakan : *“The value of the shutdown margin should be large enough to be readily determined experimentally, for example, $\geq 0.5\% \Delta k/k$ or ≥ 0.5 dollar”*. Berdasarkan dokumen ini, Tim Evaluator BAPETEN menyetujui kriteria keberterimaan bahwa shutdown margin RSG-GAS $\leq -0,5\%$ (atau harga mutlaknya $\geq 0,5\%$).

Dari laporan hasil uji neutronik absorber Ag-In-Cd diteras RSG-GAS, diketahui bahwa dengan semakin banyaknya absorber Ag-In-Cd buatan PT. Batan Teknologi (Persero), kondisi keselamatan neutronik RSG-GAS menjadi semakin baik (lihat Tabel 3). Sesuai dengan Batasan dan Kondisi Operasi (BKO), PRSG melakukan

verifikasi shutdown margin ini pada setiap awal siklus operasi.

Tabel 3. Nilai Shutdown Margin RSG-GAS

No	Tanggal	Absorber yg sudah digunakan	Nilai Shutdown Margin*) (%)
1.	02-08-2007	No. 9	-4,37
2.	26-01-2008	No. 9 dan 10	-4,42
3.	22-08-2008	No. 9, 10 dan 11	-4,79
4.	05-03-2009	No. 9, 10, 11 dan 12	-5,22

*) Kriteria keberterimaan : $\leq -0,5\%$.

4. C. Waktu Jatuh Batang Kendali

Di dalam Bab 16 LAK RSG-GAS telah diuraikan analisis keselamatan dalam hal terjadi berbagai kejadian abnormal baik akibat kegagalan struktur, sistem atau komponen, kesalahan manusia maupun faktor eksternal termasuk bencana alam. Dari berbagai kejadian tersebut, kecepatan jatuhnya batang kendali diperlukan untuk mengantisipasi kejadian kehilangan aliran air pendingin

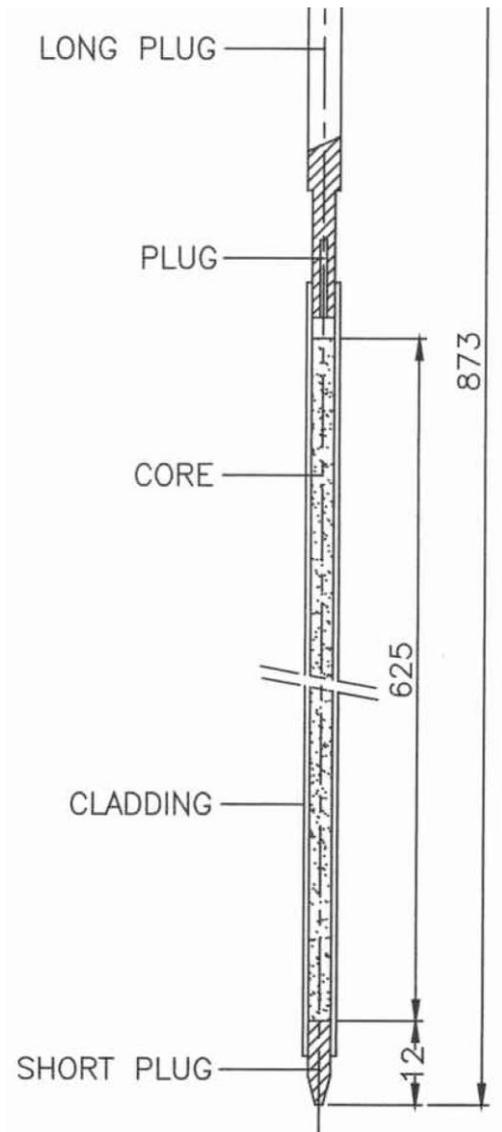
primer dan kejadian insersi reaktivitas. Dalam analisis dibuktikan bahwa kedua kejadian tersebut dapat diantisipasi dengan baik oleh sistem scram RSG-GAS dengan mengambil asumsi waktu tunda sejak sinyal trip sampai dengan jatuhnya batang kendali ke dasar teras reaktor sebesar 0,50 detik. Selanjutnya, berdasarkan hasil analisis tersebut, dalam Bab 17 Batasan dan Kondisi Operasi, PRSG menetapkan bahwa waktu jatuh batang kendali maksimum adalah 0,47 detik. BAPETEN sudah menyetujui kriteria waktu jatuh batang kendali ini sejak diberikannya Izin Komisioning RSG-GAS pada tahun 1987.

Dari laporan hasil uji waktu jatuh batang kendali setelah irradiasi diketahui bahwa waktu jatuh batang kendali yang sudah menggunakan absorber blade Ag-In-Cd buatan PT. Batan Teknologi (Persero) memenuhi kriteria tersebut (lihat Tabel 4). Sesuai dengan Batasan dan Kondisi Operasi, PRSG melakukan pengukuran waktu jatuh batang kendali pada setiap awal siklus operasi.

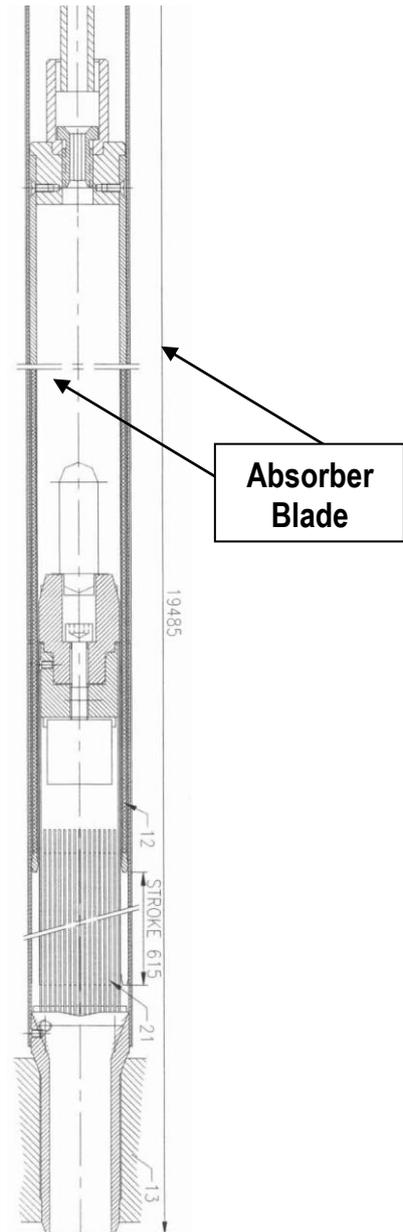
Tabel 4. Waktu Jatuh Batang Kendali

No.	Tanggal	Absorber	Waktu Jatuh ^{*)} (mili detik)
1.	08-06-2007	No. 9	378
2.	21-11-2007	No. 10	409
3.	21-05-2008	No. 11	378
4.	08-01-2009	No. 12	381,6

^{*)} Kriteria keberterimaan : < 0,47 detik
atau < 470 mili detik



Gambar 1 : Bentuk Fisik Absorber Blade Ag-In-Cd RSG-GAS



Gambar 2 : Absorber Blade Ag-In-Cd setelah Dipasang menjadi Batang Kendali.

4. D. Deformasi

Website Umicore Technical Materials menyatakan bahwa Ag-In-Cd biasa digunakan sebagai batang kendali di Pusat Listrik Tenaga Nuklir (PLTN) jenis *Pressurized Water Reactor* (PWR), hal ini menunjukkan bahwa Ag-In-Cd mampu bertahan terhadap kondisi suhu di teras PWR sampai dengan suhu maksimum operasi 319 °C dan tekanan pendingin sebesar 154 bar. Sedangkan kondisi suhu di teras RSG-GAS adalah maksimum 75,6 °C dan tekanan pendingin sebesar 2,0 bar. Dengan demikian kemungkinan kegagalan absorber Ag-In-Cd karena efek mekanik dapat diabaikan.

Dari rancangan batang kendali sebagaimana ditunjukkan pada Gambar 2, satu-satunya kemungkinan kegagalan pada batang kendali adalah seandainya terjadi deformasi absorber blade Ag-In-Cd akibat reaksi dengan neutron yang mengakibatkan pengembangan sehingga mengurangi kecepatan jatuh batang kendali.

Dalam pengoperasian reaktor, batang kendali ditarik di posisi paling bawah sampai tercapai kondisi kritis (tidak pernah ditarik sampai sepenuhnya keluar teras). Dengan kondisi ini, maka bagian bawah dari absorber menerima flux neutron lebih besar daripada bagian

diatasnya dan bagian ujung atas dari absorber hampir tidak menerima flux neutron yang signifikan. Seandainya reaksi dengan neutron menyebabkan pengembangan, maka pengembangan tersebut akan terjadi pada bagian bawah dari absorber blade sehingga dengan mudah perubahan bentuknya akan diketahui melalui inspeksi visual.

Lopes⁵⁾ mengungkapkan bahwa, berdasarkan pengalaman di Reaktor IEA-R1, Sao Paolo, Brazil, setelah digunakan selama 25 tahun absorber blade Ag-In-Cd mengalami erosi (menipis), bukannya mengembang. Hal ini terjadi karena Ag-In-Cd tersebut bersentuhan langsung dengan air. Dalam hal RSG-GAS, inti absorber Ag-In-Cd tidak bersentuhan langsung dengan air karena dibungkus dengan kelongsong stainless steel sehingga fenomena erosi tersebut tidak terjadi.

Sesuai dengan Batasan dan Kondisi Operasi, PRSG melakukan pemeriksaan absorber blade secara visual pada setiap pergantian siklus operasi. Sampai dengan saat ini belum ditemukan adanya kerusakan pada absorber blade, baik yang lama (buatan NUKEM GmbH) maupun yang baru (buatan PT. Batan Teknologi).

5. Kesimpulan

Berdasarkan evaluasi keselamatan diatas dapat disimpulkan bahwa Absorber Ag-In-Cd buatan PT. Batan Teknologi telah memenuhi aspek keselamatan yang dipersyaratkan oleh BAPETEN, yaitu :

1. Komposisi kimia dan dimensi absorber Ag-In-Cd sesuai yang dipersyaratkan oleh BAPETEN.
2. Shutdown margin yang disediakan oleh seluruh absorber blade diteras RSG-GAS bernilai $\leq -0,5\%$.
3. Waktu jatuh batang kendali (waktu tunda antara sinyal trip sampai dengan batang kendali mencapai posisi terbawah diteras) tidak melebihi 0,47 detik.
4. Tidak ada perubahan bentuk secara visual.

Oleh karena itu, Tim Evaluator BAPETEN menyetujui penggunaan absorber blade Ag-In-Cd buatan PT. Batan Teknologi (Persero) diteras RSG-GAS dengan syarat dilakukan serangkaian pengujian untuk masing-masing absorber blade sebagai berikut⁽⁶⁾:

- a. Uji dingin, yang mencakup :
 - 1) Uji kebocoran,
 - 2) Uji paparan γ ,
 - 3) Uji waktu jatuh absorber,
- b. Uji panas, yang mencakup :

- 1) Uji mekanikal,
- 2) Uji waktu jatuh absorber sebelum iradiasi,
- 3) Iradiasi absorber Ag-In-Cd pada daya tinggi,
- 4) Uji waktu jatuh absorber setelah iradiasi,
- 5) Pemeriksaan absorber secara visual,
- 6) Uji neutronik.

Selanjutnya sesuai dengan Batasan dan Kondisi Operasi, secara berkala PRSG melakukan survailan sebagai berikut :

- 1) Verifikasi shutdown margin pada setiap awal siklus operasi dengan kriteria keberterimaan $\leq -0,5\%$.
- 2) Pengukuran waktu jatuh batang kendali pada setiap awal siklus operasi dengan kriteria keberterimaan $< 0,47$ detik.
- 3) Pemeriksaan absorber blade secara visual pada setiap pergantian siklus operasi untuk mengamati ada/tidaknya kerusakan.

6. Daftar Pustaka

- [1] *ASTM Specification C752*, Annual Book of ASTM Standard 2000 Section Twelve, Volume 12.01
- [2] http://www.fnca.mext.go.jp/englis/hrruworkshop2008_imge_ws_2008_rrt_AttachmentB.pdf.

- [3] Laporan Analisis Keselamatan Reaktor Serba Guna G.A. Siwabessy Revisi 9 (No. Dok.: RSG.KK.02.04.63.06) Mei 2006.
- [4] US-NRC, NUREG-1537, Guidelines for Preparing and Reviewing Applications for the Licensing of Non-Power Reactors, February 1996.
- [5] Valdir Maciel Lopes, Slide Presentasi : “Ageing Management in IAE-R1 Research Reactor”, October 2007.
- [6] Laporan Evaluasi Keselamatan Penggunaan Absorber Ag-In-Cd Buatan PT. Batan Teknologi (Persero) Di Teras RSG – GAS, No. Dokumen : 074/LHE/PIBN/22-VII/2009 Rev. 0, DPIBN-BAPETEN, 2009.

ANALISIS WARM WATER LAYER SEBAGAI SISTEM PROTEKSI PADA REAKTOR SERBA GUNA G. A. SIWABESSY DENGAN MENGGUNAKAN KOMPUTASI DINAMIKA FLUIDA

Tiar Fridianto¹, Tri Agung Rohmat¹, M. Dhandhang Purwadi²

¹Jurusan Teknik Mesin dan Industri, Universitas Gadjah Mada

²Pusat Teknologi Reaktor dan Keselamatan Nuklir – BATAN

ABSTRAK

ANALISIS WARM WATER LAYER SEBAGAI SISTEM PROTEKSI PADA REAKTOR SERBA GUNA G. A. SIWABESSY DENGAN MENGGUNAKAN KOMPUTASI DINAMIKA FLUIDA. Sistem lapisan air hangat merupakan sistem proteksi untuk mencegah pendingin primer yang telah teraktivasi agar tidak naik ke permukaan kolam dan mengenai pekerja dan lingkungan yang berada di atasnya. Sistem ini membentuk lapisan air hangat dipermukaan kolam reaktor dengan ketebalan 1,5 m dan suhu 8 sampai 10°C lebih tinggi daripada suhu kolam reaktor yang berada di bawahnya. Komputasi dinamika fluida dapat digunakan untuk memberikan informasi-informasi dan karakteristik-karakteristik profil warm layer. Salah satu paket program komputasi dinamika fluida adalah FLUENT. Paket program ini digunakan dalam menganalisa lapisan air hangat di kolam reaktor serba guna G.A. Siwabessy. Hasil penelitian menunjukkan bahwa peningkatan suhu masuk air hangat menunjukkan adanya peningkatan jangkauan suhu lapisan air hangat tetapi tidak diikuti adanya peningkatan populasi dan ketebalan lapisan air hangat. Sedangkan peningkatan laju alir air hangat dapat meningkatkan ketebalan lapisan air hangat tetapi tidak mampu meningkatkan suhu rata-rata lapisan air hangat sesuai dengan kondisi batas yang diharapkan. Lapisan air hangat mulai efektif dalam mencegah air pendingin primer naik ke permukaan kolam pada laju alir air hangat sebesar 15 m³/jam dengan suhu masuk air hangat sekitar 50°C.

Kata Kunci : RSG-GAS, lapisan air hangat, komputasi dinamika fluida, laju alir air hangat, suhu masuk air hangat .

ABSTRACT

ANALYSIS OF WARM WATER SYSTEM AS A PROTECTIVE LAYER ON REACTOR FOR SERBA G. A. SIWABESSY USING COMPUTATION FLUID DYNAMICS . Warm water layer system is a protection system that protect the environment and the workers above of the reactor pool from radiation exposure which carried by the primary coolant. The system forms the warm water layer at the surface of reactor pool for about 1,5 m thick and temperature for about 8 to 10°C slightly above of the reactor pool temperature. Computational fluid dynamics can be used to analyze the characteristics of the warm water layer. One of the powerful computational fluid dynamics software is FLUENT and it is used to analyze the warm water layer at the G.A. Siwabessy multi purpose reactor. The results show that the increasing of warm water inlet temperature can increase the warm water layer temperature range which the safety system required. But it does not effect to the warm water layer thickness and population. In the other hand, the increasing of warm water layer inlet flow can increase the warm water layer thickness but not to the warm water layer temperature range. The effectiveness of warm water layer initially starts at 15 m³/h and 50°C of the warm water inlet flow and temperature. At this condition, the warm water layer can block the primary coolant to reach the reactor pool's surface.

Keywords : G.A. Siwabessy MPR, warm water layer, computational fluid dynamics, warm water inlet temperature, warm water inlet flow

1. Pendahuluan

Reaktor Serba Guna G. A. Siwabessy (RSG-GAS) di Serpong merupakan fasilitas nuklir terbesar di Indonesia dan memerlukan suatu analisis keselamatan instalasi daya nuklir. Analisis keselamatan dapat dilakukan dengan menggunakan paket program perhitungan komputer seperti program analisis struktur dan program komputasi dinamika fluida. Salah satu contoh paket program komputasi dinamika fluida yang telah banyak digunakan adalah FLUENT.

RSG-GAS di Serpong menggunakan kolam reaktor terbuka (*open pool tank*) untuk sistem pendinginnya. Air dalam kolam reaktor berguna sebagai pendingin terhadap teras. Sehingga desain dari kolam reaktor RSG-GAS dalam hal proteksi radiasi harus mempertimbangkan adanya sistem proteksi *warm layer* yang ada dibagian atas dari kolam untuk mencegah air pendingin yang teraktivasi naik ke atas permukaan dan dapat mengenai pekerja dan lingkungan yang berada di atasnya.

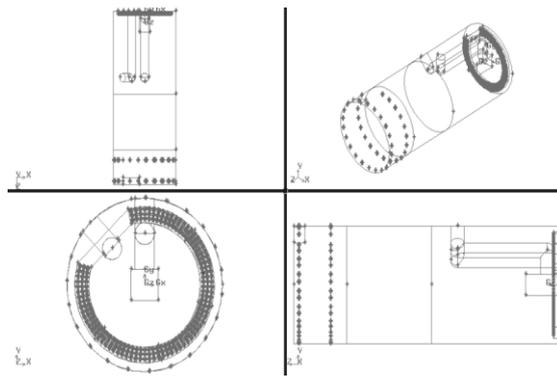
Tujuan penelitian ini adalah memberikan informasi dan juga data mengenai karakteristik aliran fluida serta perpindahan panas yang terjadi dalam kolam reaktor terutama profil *warm water layer*.

2. Metodologi

Analisis dilakukan pada *warm water layer system* dengan menggunakan komputasi dinamika fluida. Software yang digunakan untuk komputasi dinamika fluida adalah FLUENT 6 yang saat ini dimiliki oleh Pusat Teknologi Reaktor dan Keselamatan Nuklir - BATAN.

Data desain dan masukan menggunakan Laporan Analisis Keselamatan Reaktor Serba Guna G.A. Siwabessy dan Laporan Operasi per Teras yaitu Teras ke-66 sampai ke-70.

Geometri kolam reaktor dibuat dengan bentuk dasar silinder dengan diameter 5 m dan tinggi 12,5 m. Hal ini diambil menurut Laporan Analisis Keselamatan atau LAK [3] bahwa tinggi permukaan air kolam adalah 12,5 m.



Gambar 1. Pembuatan geometri reaktor

Proses meshing volum dengan menggunakan elemen *Tet/Hybrid* dan tipe *Tgrid*. Proses meshing menghasilkan sebanyak 199.510 elemen volum *Tgrid*.

Kemudian dari peninjauan *mesh* yaitu menggunakan *tool examine mesh* terlihat bahwa 100 % elemen aktif dengan kualitas *mesh* terburuk adalah 0,752833



Gambar 2. Kondisi batas

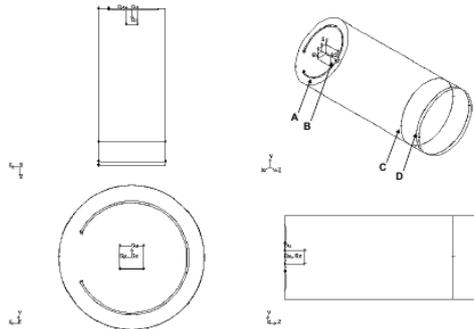
Kondisi batas untuk masukan dan keluaran diperlihatkan pada Gambar 2. Kondisi masukan ditentukan pada C untuk masukan aliran pendingin primer dan pada A sebagai masukan aliran air hangat.

Kondisi batas untuk keluaran ditentukan pada D sebagai permukaan atas teras reaktor dan B sebagai pipa *warm layer suction distributor*. Kemudain kondisi lainnya adalah diberlakukan percepatan gravitasi sebesar $-9,8 \text{ m/s}^2$ ke arah Z.

3. Tinjauan Pustaka

Penelitian dan simulasi kolam reaktor pada RSG-GAS juga telah dilakukan oleh Purwadi [2]. Analisis dinamika fluida kolam reaktor RSG-GAS dilakukan dengan pemodelan tiga dimensi

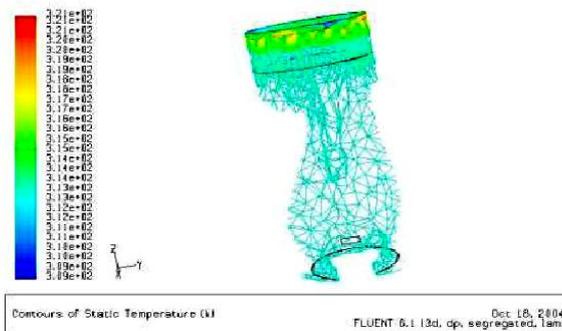
menggunakan perangkat lunak FLUENT 6. Bentuk fisik kolam reaktor dimodelkan dengan suatu model yang sangat sederhana berbentuk silinder seperti pada Gambar 3.



Gambar 3. Pemodelan kolam reaktor (Purwadi,2004)

Kondisi batas masuk dan keluar ditentukan pada *ring distributor* A sebagai air pendingin primer masuk dan permukaan teras B sebagai kondisi air pendingin primer keluar. Selain itu juga ditentukan kondisi batas air hangat pada C sebagai tempat keluar air hangat dan D sebagai tempat masuk air hangat. Dimensi struktur model seperti tinggi silinder, ukuran ring, teras dan lain-

lainnya disamakan dengan ukuran geometri kolam reaktor RSG-GAS aktual. Asumsi-asumsi yang dilakukan adalah aliran laminar, mengabaikan bentuk geometri-geometri pipa yang ada pada kolam reaktor dan batas kolam reaktor dengan penyimpanan, dan juga mengabaikan detail masukan dan keluaran air pendingin primer dan air hangat.



Gambar 4. Pola distribusi suhu fluida dalam kolam RSG-GAS (Purwadi, 2004)

Hasil analisis terbukti mampu mendemonstrasikan pola aliran pendingin di dalam kolam reaktor RSG-GAS seperti Gambar 4 yang menunjukkan distribusi suhu yang terjadi dalam kolam reaktor.

4. Dasar Teori

Komputasi Dinamika Fluida merupakan ilmu yang mempelajari cara memprediksi aliran fluida, perpindahan panas reaksi kimia dan fenomena lainnya dengan menyelesaikan persamaan numeris.

Persoalan utama yang harus diselesaikan dalam dinamika fluida adalah tiga persamaan konservasi. Persamaan konservasi tersebut adalah persamaan konservasi massa, momentum dan energi.

Persamaan konservasi energi mempertimbangkan hukum pertama termodinamika yaitu apabila sistem melibatkan adanya suatu kalor dQ atau Penentuan suatu aliran apakah merupakan laminar atau turbulen sangat dipengaruhi oleh sifat-sifat aliran. *Osborne Reynold* menentukan sebuah parameter yang selanjutnya dinamai bilangan *Reynold* atau *Re*.

$$Re = \frac{\rho V D}{\mu} \tag{12}$$

Keterbatasan pemodelan ini adalah asumsi aliran laminar dan detail masih sederhana. Selain itu juga belum dilakukan uji coba variasi masukan untuk melihat karakteristik lapisan air hangat.

Persamaan konservasi massa menganut hukum kekekalan massa. Kekekalan massa adalah laju aliran massa netto di dalam elemen adalah sama dengan laju perubahan massa tiap satuan waktu.

$$\int_{CV} \frac{\partial \rho}{\partial t} d^3V + \sum_i (\rho_i A_i V_i)_{out} - \sum_i (\rho_i A_i V_i)_{in} = 0 \tag{1}$$

Persamaan konservasi momentum mempertimbangkan hukum Newton II yaitu diperlukan gaya F untuk menghasilkan perubahan tersebut yang sebanding dengan besarnya kecepatan perubahan momentum.

$$\sum \mathbf{F} = \frac{d}{dt} \left(\int_{CV} \rho \mathbf{V} d^3V \right) + \int_{CS} \rho \mathbf{V} (\mathbf{V} \cdot \mathbf{n}) dA \tag{2}$$

usaha dW maka energi sistem dE tersebut harus berubah

$$\frac{dQ}{dt} - \frac{dW}{dt} = \frac{dE}{dt} = \frac{d}{dt} \left(\int_{CV} e \rho d^3V \right) + \int_{CS} e \rho (\mathbf{V} \cdot \mathbf{n}) dA \tag{11}$$

RSG-GAS memiliki beberapa sistem aliran pendingin antara lain adalah air pendingin primer. Air pendingin primer disirkulasikan di dalam sistem pendingin primer yang memasuki kolam reaktor melalui pipa *ring distribution* yang terletak di dasar kolam dan berbentuk lingkaran yang melingkari teras reaktor. Pada permukaan atas pipa

ring distributor terdapat lubang-lubang tempat air pendingin primer masuk ke kolam reaktor.

Sebagian besar air pendingin primer yang masuk tersebut akan dihisap kembali oleh teras reaktor dan reflektor. Lapisan air hangat yang diharapkan adalah setebal 1,5 m dengan suhu 8 sampai 10 °C lebih tinggi dari suhu air kolam reaktor. Sehingga perbedaan suhu ini mampu mencegah aliran pendingin primer naik ke permukaan kolam reaktor.

Aliran sistem purifikasi dan lapisan air hangat dihisap dari pipa melingkar yang terletak 1750 mm di bawah permukaan air kolam reaktor dan mengalir melalui pipa isap ke pompa lapisan air hangat.

Air yang telah dimurnikan dan dihangatkan dikembalikan ke kolam reaktor melalui pipa lingkaran distributor yang terletak 250 mm di bawah permukaan air kolam melalui pipa distributor melingkar yang terbuat dari ALMg₃.

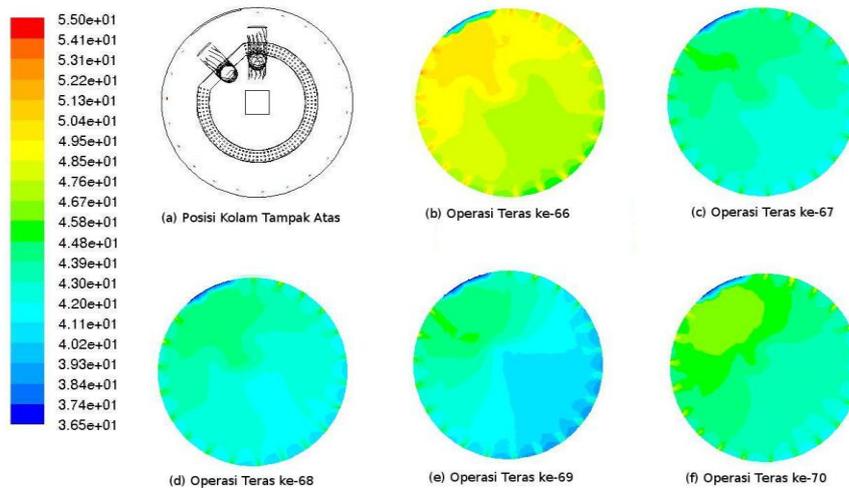
5. Hasil dan Pembahasan

Data pada laporan operasi per teras digunakan sebagai penentuan kondisi batas dan digunakan sebagai validasi sesuai dengan Tabel 1. Ada lima buah laporan operasi yaitu laporan operasi ke-66 sampai dengan laporan operasi ke-70.

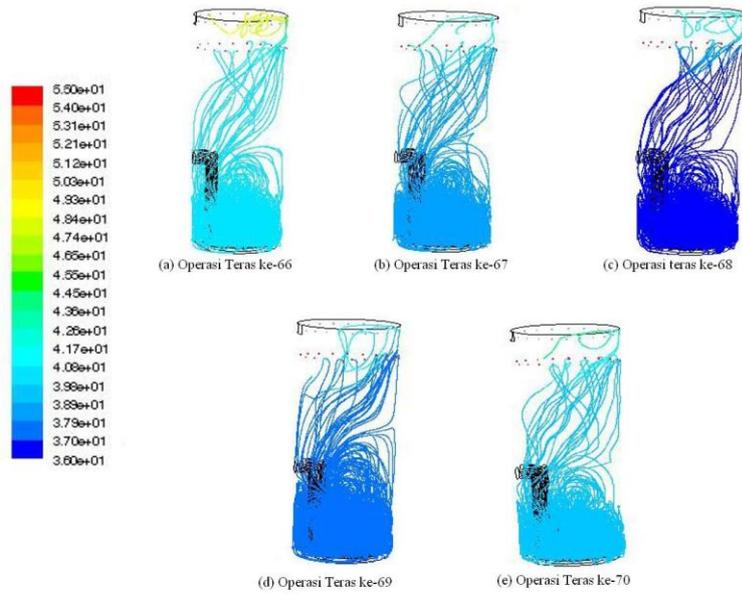
Distribusi suhu secara penampang melintang menunjukkan kondisi yang tidak merata. Hal ini dapat dilihat pada Gambar 4 yang menunjukkan penampang melintang distribusi suhu untuk operasi teras ke-66 sampai ke-70.

Tabel 1. Data Laporan Operasi Teras ke-66 sampai ke-70

No	Parameter	Laporan Operasi per Teras				
		66	67	68	69	70
Pendingin primer						
1	T_{in} °C	39,8	38,2	36,5	37	39
2	Q_{in} m ³ /jam	3150	3200	3150	3150	3150
Air Hangat						
1	T_{in} °C	55	50	50	50	51
2	Q_{in} m ³ /jam	11,9	12	12	11,5	11,5
Batas kolam penyimpanan (nilai max data)						
1	T °C	37,5	37	37	36	37



Gambar 5. Kontur suhu pada lubang masuk air hangat untuk operasi teras ke-66 sampai ke-70 (Z=12,25 m)



Gambar 6 Lintasan aliran air pendingin primer untuk operasi per teras

Hasil juga menunjukkan bahwa pada setiap laporan operasi menunjukkan adanya lintasan air pendingin primer yang mampu mencapai permukaan kolam reaktor. Hal tersebut dapat dilihat sesuai dengan Gambar 6.

Selanjutnya dicari parameter laju alir dan suhu masuk air hangat yang tepat supaya dapat menciptakan lapisan air hangat yang berfungsi baik untuk

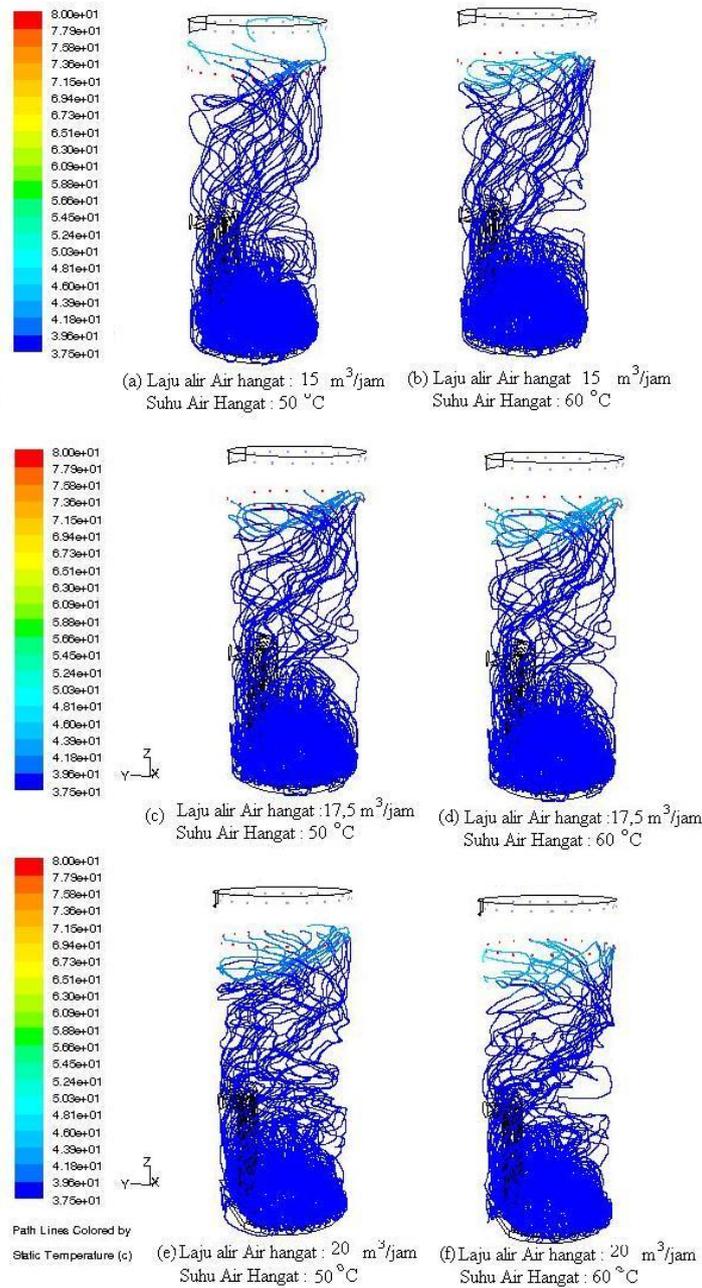
mencegah air pendingin primer supaya tidak naik ke permukaan kolam reaktor. Uji coba dilakukan dengan memvariasikan besar laju alir dan suhu masuk air hangat, karena dua hal ini merupakan parameter yang paling mudah dan dapat diaplikasikan. Uji coba dilakukan sesuai dengan data Tabel 2.

Tabel 2 Suhu rata-rata lapisan air hangat untuk variasi suhu dan laju alir air hangat masuk pada operasi teras ke-68

Suhu rata-rata lapisan air hangat (°C)		Variasi suhu masuk air hangat (°C)				
		40	50	60	70	80
Variasi laju alir air hangat (m ³ /jam)	12,5	38,15	42,42	46,80	50,99	55,15
	15	38,29	42,93	47,62	52,29	56,96
	17,5	38,43	43,50	48,57	53,69	58,77
	20	38,57	44,07	49,71	55,08	60,38
	22,5	38,69	44,49	50,04	56,15	62,33
Suhu air pendingin masuk : 36,5°C						
Laju alir pendingin masuk : 3150 m ³ /jam						
Keterangan warna :						
		Lapisan air hangat bekerja baik				
		Lapisan air hangat bekerja kurang baik				
		Tidak diperbolehkan (melanggar kondisi batas yang ditetapkan)				

Pemberian warna pada Tabel 2 menunjukkan karakteristik lapisan air hangat dalam mencegah pendingin primer naik ke permukaan kolam. Warna hijau sebagai tanda bahwa pada kondisi ini tidak ada aliran pendingin primer yang mampu mencapai permukaan kolam reaktor. Warna kuning menunjukkan bahwa masih terdapat adanya lintasan air pendingin primer yang mampu mencapai permukaan tetapi intensitasnya tidak banyak. Sedangkan warna merah menunjukkan bahwa pada kondisi ini

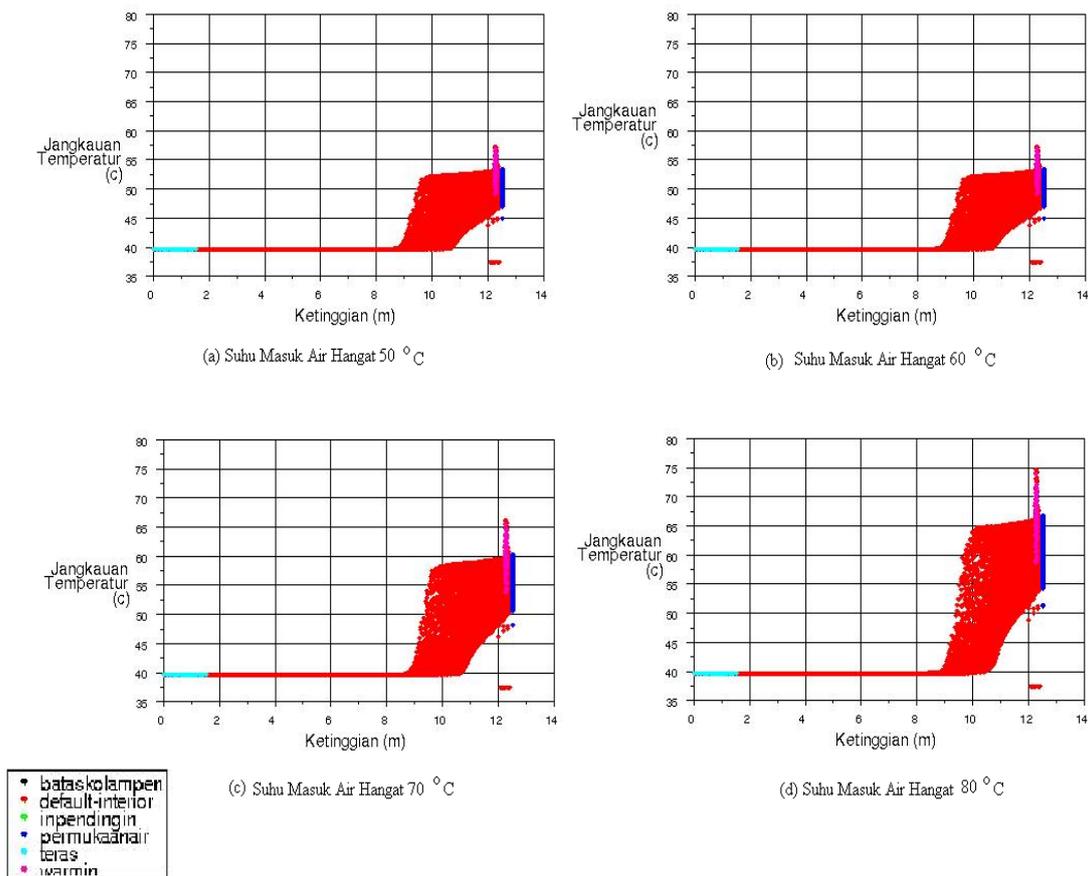
sistem lapisan air hangat telah melanggar batas operasi. Batas operasi sistem masukan lapisan air hangat adalah suhu air hangat masuk tidak boleh melebihi suhu 60°C dan suhu air hangat masuk tidak boleh sama dengan suhu air pendingin masuk. Hasil dari tabel 2 menunjukkan bahwa kisaran suhu lapisan air hangat yang diharapkan didapatkan pada variasi suhu air masuk 50 sampai 60°C dan laju alir minimal 15 m³/jam



Gambar 7 Lintasan pendingin primer pada kolam reaktor untuk operasi teras ke-68 dengan variasi suhu dan laju alir

Gambar 7 menunjukkan gambar lintasan pendingin primer pada variasi suhu dan laju alir air hangat masuk pada operasi teras ke-68. Laju alir 15 m³/jam dan suhu masuk air hangat sebesar 50°C masih belum mampu mencegah air pendingin primer naik ke permukaan kolam reaktor. Tetapi setelah suhu ditingkatkan menjadi 60°C, lintasan air pendingin primer yang mampu

mencapai permukaan kolam reaktor mulai tidak ada. Selanjutnya ketika laju alir ditingkatkan lebih besar dari pada 15 m³/jam maka tidak ada aliran dingin primer yang mencapai permukaan kolam reaktor. Hal tersebut menunjukkan bahwa lapisan air hangat mulai terbentuk dengan baik serta efektif dalam mencegah air pendingin primer mencapai permukaan kolam.

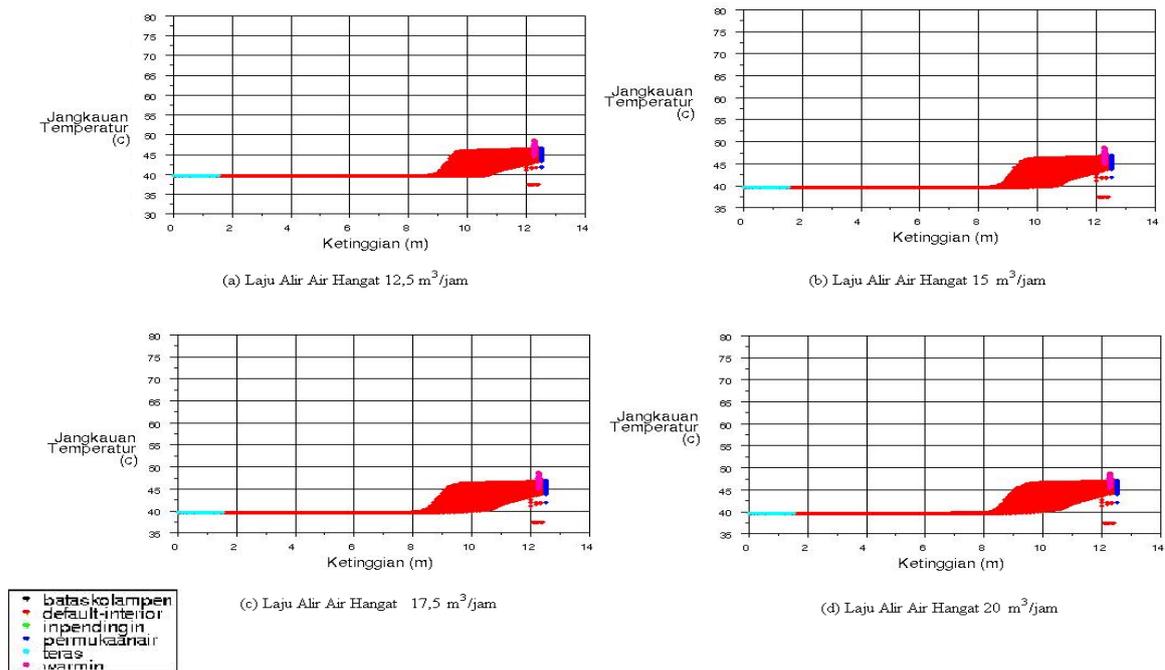


Gambar 8 Plot grafik ketinggian dan jangkauan suhu untuk variasi suhu air hangat masuk pada kondisi laju alir tetap pada 12,5 m³/jam Uji coba variasi masukan air hangat juga menunjukkan adanya karakteristik tertentu. Ketika laju alir tetap dan suhu masuk air hangat divariasikan maka

terjadi adanya peningkatan jangkauan suhu lapisan air hangat tetapi tidak diikuti adanya peningkatan ketebalan lapisan air hangat. Hal tersebut dapat dilihat pada Gambar 8 yang menunjukkan adanya peningkatan jangkauan suhu tetapi ketebalan lapisan air hangat tetap. Sebaliknya apabila laju alir divariasikan dan suhu masuk tetap maka akan ada peningkatan ketebalan ditandai dengan peningkatan populasi pada suhu tertentu akan tetapi tidak diikuti adanya peningkatan jangkauan

suhu. Hal tersebut dapat dilihat pada Gambar 9 yang menunjukkan adanya peningkatan ketebalan lapisan air hangat tetapi jangkauan suhu tidak mengalami peningkatan.

Maka dari itu kelebihan dan kekurangan kedua variasi tersebut diatur sedemikian rupa sehingga mendapatkan pengaturan suhu masuk dan laju alir yang tepat supaya dapat menciptakan lapisan air hangat yang berfungsi baik seperti pada Tabel 2.



Gambar 9. Plot grafik ketinggian dan jangkauan suhu untuk variasi laju alir air hangat masuk pada kondisi suhu air hangat masuk tetap pada 50°C

6. Kesimpulan

Penipisan lapisan air hangat terjadi pada setiap operasi teras ke-66 sampai ke-70

sehingga terdapat air pendingin primer yang mampu menembus lapisan air hangat dan mencapai permukaan kolam reaktor.

Peningkatan suhu masuk air hangat menunjukkan adanya peningkatan jangkauan suhu lapisan air hangat tetapi tidak diikuti adanya peningkatan populasi dan ketebalan lapisan air hangat.

Ketika suhu air hangat masuk sama dengan suhu air pendingin masuk, maka intensitas lintasan aliran pendingin primer yang mencapai permukaan kolam semakin banyak.

Peningkatan laju alir air hangat dapat meningkatkan ketebalan lapisan air hangat tetapi tidak mampu meningkatkan suhu rata-rata lapisan air hangat sesuai dengan kondisi batas operasi yang diharapkan.

Lapisan air hangat mulai efektif dalam mencegah air pendingin primer naik ke permukaan kolam pada laju alir air hangat sebesar $15 \text{ m}^3/\text{jam}$ dengan suhu masuk air hangat sekitar 50°C .

7. Ucapan Terima Kasih

Kami mengucapkan terima kasih untuk :

- Kepala Pusat Reaktor Serba Guna G.A. Siwabessy.
- Kepala Pusat Teknologi Reaktor dan Keselamatan Nuklir.
- Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir
- Jurusan Teknik Mesin dan Industri

Universitas Gadjah Mada

- Berbagai pihak yang telah membantu kelancaran penelitian ini.

8. Daftar Pustaka

- [1] Kim, H., dan Han, G.Y.. Flow Characteristics of the HANARO Reactor Pool, Korea Atomic Energy Research Institute, Korea, (2003).
- [2] Purwadi, M. D.. Analisis Dinamika Fluida Kolam Reaktor RSG-GAS dengan FLUENT 6, Pusat Pengembangan Teknologi Reaktor Riset BATAN, Serpong, (2004) .
- [3] BATAN. Laporan Analisis Keselamatan RSG-GAS Rev. 10, Pusat Reaktor Serba Guna BATAN, Serpong, (2008).
- [4] White, F .M. Fluid Mechanics 4th Edition, McGraw-Hill, University of Rhode Island, United State,(2001)

RANCANG BANGUN PERALATAN PENDETEKSI SUMBER GAMMA PADA GERBANG PPTN PASAR JUMAT UNTUK Mendukung Program KSR.

Wibisono
PATIR, BATAN

ABSTRAK

RANCANG BANGUN PERALATAN PENDETEKSI SUMBER GAMMA PADA GERBANG PPTN PASAR JUMAT UNTUK Mendukung Program KSR. Telah dibuat peralatan pendeteksi sumber gamma yang dipasang pada gerbang masuk kawasan PPTN Pasar Jumat. Penelitian ini untuk mendukung peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 7 Tahun 2007 tentang Keamanan Sumber Radioaktif. Penelitian dilakukan menggunakan detektor sintilasi, sumber gamma Cs-137 $8\mu\text{Ci}$, membuat modul pembangkit tegangan tinggi, modul pencacah, sistem mikrokontroler, sirine, dan lampu. Tegangan kerja detektor diset pada 1.062 Volt sedangkan sirine dan lampu diset aktif pada paparan 200 cacahan perdetik yang setara dengan 17 mikro R/h. Sirine dan lampu yang telah berbunyi/menyala hanya dapat dihentikan dengan menekan tombol stop secara manual. Hasil rancang bangun dikonversi dengan surveymeter terkalibrasi. Untuk keperluan analisa peralatan ini dapat mengirimkan data ke komputer menggunakan RS-232 dalam format teks dengan kecepatan 9.600 bps.

Kata kunci: keselamatan, detektor, sintilasi, radiasi, gamma.

ABSTRACT

ESTABLISHMENT OF GAMMA SOURCE DETECTION SYSTEM FOR SUPPORTING SAFETY RADIOACTIVE SOURCE PROGRAM. Equipment for detection of gamma source has been installed at the main gate of PPTN Pasar Jumat area. Establishment of this equipment is intended to support regulation of chairman of Nuclear Energy Regulatory Agency number 7 on Radioactive source safety. The equipment consists of scintillation detector, Cs-137 gamma source activity $8\mu\text{Ci}$, high voltage generator module, counting system, microcontroller, siren and indicator lamp. To operate this equipment the operating voltage of scintillation detector is set at 1,062 Volt. The siren and emergency light will be activated when the counting system shows at least 200 counts per second which equivalent to 17 $\mu\text{R/h}$. The activated siren and emergency light can only be stopped manually by pressing their push button. Numerical reading on counting system had been converted with calibrated survey meter. Counted data is sent to respective computer at the speed of 9,600 bps through RS-232 connection.

Keyword: safety, detector, scintillation, radiation, gamma.

1. Pendahuluan

Sumber radiasi adalah segala sesuatu yang dapat menyebabkan paparan radiasi, meliputi zat radioaktif dan peralatan yang mengandung zat radioaktif atau memroduksi radiasi, dan fasilitas atau instalasi yang didalamnya terdapat zat radioaktif atau peralatan yang menghasilkan radiasi [1]. Zat radioaktif dapat memberikan manfaat

untuk bidang industri, kedokteran, pertanian, dan energi. Selain manfaat zat ini juga memiliki potensi bahaya merugikan bagi masyarakat. Fenomena zat radioaktif tidak dapat dikenali menggunakan indera manusia. Kekuatan zat ini dapat diukur menggunakan peralatan khusus yang telah dilakukan kalibrasi dengan peralatan standar. Limbah zat radioaktif

juga sangat sulit dimusnahkan. Selain dilakukan dengan teknologi khusus limbah radioaktif juga harus diinventarisasi sehingga jumlah, lokasi dan kekuatannya dapat diketahui dengan pasti agar pemanfaatan zat radioaktif dapat dilakukan dengan aman.

Merujuk peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 7 Tahun 2007 tentang Keamanan Sumber Radioaktif. Keamanan Sumber Radioaktif adalah tindakan yang dilakukan untuk mencegah akses tidak sah, perusakan, kehilangan, pencurian, dan/atau pemindahan tidak sah sumber radioaktif. [2]

Untuk mendukung peraturan itu perlu dibuat peralatan yang dapat digunakan untuk memantau lalu-lintas sumber radioaktif di Pusat Aplikasi Teknologi Isotop dan Radiasi (PATIR) kawasan Pusat Penelitian Tenaga Nuklir (PPTN), Pasar Jumat. Pemantauan lalu-lintas zat radioaktif dimaksudkan untuk mengetahui pemanfaatan zat radioaktif di dalam kawasan PATIR maupun zat radioaktif milik PATIR yang digunakan diluar kawasan PPTN Pasar Jumat.

Peralatan yang dimaksud dapat mendeteksi apabila ada sumber gamma yang memasuki atau keluar dari kawasan PPTN Pasar Jumat. Peralatan

ini ditempatkan pada gerbang keluar dan masuk PPTN Pasar Jumat. pada saat zat radioaktif melewati gerbang peralatan ini akan memberikan sinyal berupa suara sirine dan lampu yang menyala, sehingga memberi informasi kepada pihak keamanan untuk melakukan pemeriksaan legalitas zat radioaktif tersebut.

2. Metodologi

Penelitian ini melakukan pabrikan, instalasi dan pengukuran, serta uji coba penggunaan. Peralatan dan bahan yang digunakan pada rancang bangun ini adalah sebagai berikut:

1. Survey meter Alnor seri RDS-120.

Survey meter ini terkalibrasi tanggal 9 Desember 2010 di PTKMR Batan dengan nomor sertifikat 2969/S/P1032/KMR/2010.

Berdasarkan data kalibrasi faktor kalibrasi survey meter ini adalah 0.96. (gambar 1.)



Gambar 1. Surveymeter terkalibrasi

2. Detektor sintilasi NaI(Tl)

Detektor digunakan untuk mendeteksi paparan radiasi yang dipancarkan oleh sumber radioaktif. Penggunaan detektor ini karena memiliki efisiensi yang cukup memadai untuk mendeteksi radiasi gamma.

Gambar 2.



Gambar 2. Detektor sintilasi berbagai ukuran

3. Sumber gamma.

Sumber standar Cs-137 aktivitas 8 μ Ci digunakan sebagai sumber untuk simulasi adanya paparan radiasi gamma.

4. Komponen elektronik.

Komponen elektronik digunakan untuk membangun catu daya dan amplifier untuk membangkitkan pulsa-pulsa sebagai respon atas adanya radiasi gamma. Gambar 3.

5. Mikrokontroler Atmel 89S52.

IC Mikrokontroler ini digunakan untuk melakukan perhitungan-

perhitungan serta algoritma sehingga menghasilkan informasi yang diinginkan. IC ini memiliki port yang dapat digunakan untuk mengirim atau menerima data saat komunikasi dengan komputer atau peralatan lainnya.



Gambar 3. Rangkaian elektronik dan mikrokontroler.

6. Komputer.

Dokumentasi data pengukuran menggunakan komputer sebagai media penyimpanan atau pengembangan program aplikasi yang dibutuhkan.

7. Blok diagram.

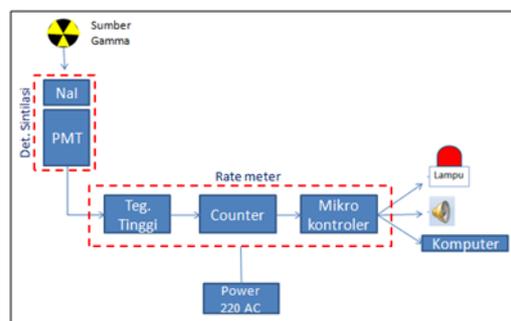
Blok diagram rangkaian peralatan ini secara garis besar sesuai gambar 4 berikut ini. Kristal NaI(Tl) dan tabung foto multiplier (PMT) dikemas dalam satu kemasan berbentuk silinder diproduksi oleh perusahaan Minekin@ Australia. Kristal NaI akan menghasilkan foton apabila terkena radiasi gamma. Foton selanjutnya akan

mengenai fotokatoda dan menghasilkan elektron [3]. Rangkaian catu daya dibuat dari tegangan masuk bolak-balik 220 Volt 60 Hz untuk mendapatkan keluaran tegangan tinggi searah yang dapat diset memberikan tegangan 400 Volt sampai 1.600 Volt. Tegangan tinggi yang dihasilkan digunakan untuk mencatu *PMT* sehingga elektron dari foto katode diperkuat dan didapatkan aliran elektron yang dapat diukur.

Aliran elektron dalam bentuk pulsa-pulsa digital dihitung menggunakan modul pencacah (*counter*). Jumlah pulsa-pulsa digital adalah proporsional terhadap aktivitas zat radioaktif penyebabnya. Mikrokontroler melakukan komputasi serta kondisi-kondisi yang diinginkan untuk memberikan sinyal keluaran yang diinginkan. Sirine dan lampu akan berbunyi /menyala apabila ada radiasi pada paparan tertentu. Sirine dan lampu hanya akan berhenti berbunyi/menyala apabila di tekan tombol stop secara manual. Logika ini agar dilakukan pemeriksaan secara intensif pada zat radioaktif walaupun zat tersebut telah dijauhkan dari detektor sintilasi.

Peralatan ini dikomunikasikan dengan komputer melalui *port* RS-232 dengan kecepatan *9600 bps* untuk menyimpan data pengukuran secara

realtime setiap detik. Data pengukuran terdiri dari nomor urut, tegangan kerja dan cacahan perdetik [4]. peralatan utama rancang bangun ini seperti terlihat pada gambar 5.



Gambar 4. Blok Diagram peralatan pendeteksi sumber gamma

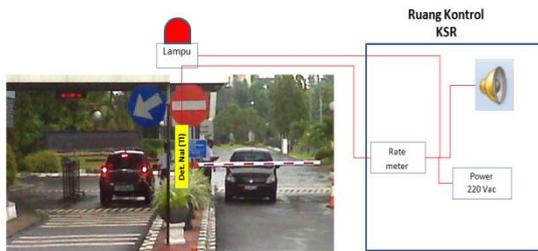


Gambar 5. Peralatan pendeteksi sumber gamma

8. Instalasi dan Pengukuran.

Kawasan PPTN Pasar Jumat memiliki 2 gerbang masuk/keluar, yaitu gerbang masuk/keluar Pusat Penelitian Bahan Geologi Nuklir (PPBGN) dan gerbang masuk/keluar PATIR. Penelitian ini hanya menempatkan peralatan pada gerbang masuk/keluar di PATIR tetapi belum menempatkan pada

gerbang masuk/keluar di PPBGN. Pada gerbang PATIR detektor sintilasi diletakan tepat ditengah gerbang antara lintasan masuk dan lintasan keluar [5]. Instalasi peralatan dilakukan pada gerbang masuk PPTN Pasar Jumat seperti gambar 6 berikut ini.



Gambar 6. Instalasi peralatan pendeteksi sumber gamma pada gerbang PPTN Pasar Jumat

Posisi ini memungkinkan satu detektor mengidentifikasi radiasi gamma pada saat memasuki kawasan maupun meninggalkan kawasan. Dengan lebar masing-masing lintasan 6 meter jarak terjauh sumber radiasi dikondisikan saat memasuki atau meninggalkan kawasan apabila diangkut dengan mobil adalah sekitar 3 meter. Lampu sinyal diletakan diatas detektor sintilasi sehingga mudah dilihat oleh tenaga pengamanan dan orang lain yang ada disekitar gerbang pada saat menyala. Sirine dan perangkat

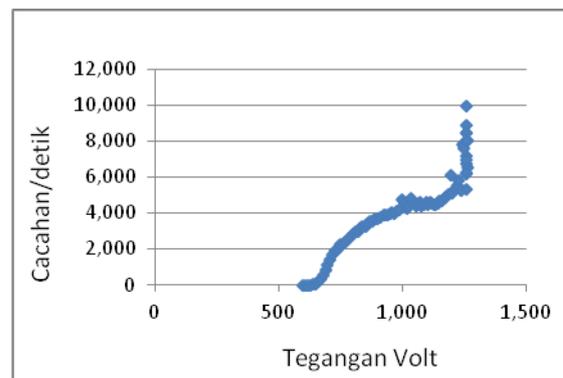
ratemeter yang terdiri dari tegangan kerja, pencacah dan mikrokontroler diletakan diruang kontrol pengamanan. Penempatan ini untuk menghindari kerusakan atau manipulasi kerja alat.

Pengukuran tegangan dilakukan dengan memberikan tegangan pada *PMT* dari 600 volt sampai 1.200 volt dan melakukan pencacahan pada jarak sumber 50 cm dari detektor. Konversi terhadap *surveymeter* yang terkalibrasi tersier di PTKMR digunakan untuk mengukur paparan radiasi dari zat radioaktif. Setpoint kerja sirine dan lampu dilakukan untuk menentukan titik kerja agar hanya apabila ada sumber radioaktif sekecil mungkin akan terdeteksi dan memberikan sinyal. Uji coba kerja alat dilakukan dengan simulasi menggunakan sumber standar.

3. Hasil dan Pembahasan

1. Penentuan tegangan kerja detektor.

Data penentuan tegangan kerja detektor adalah seperti pada gambar 7 dibawah ini



Gambar 7. Grafik tegangan terhadap intensitas

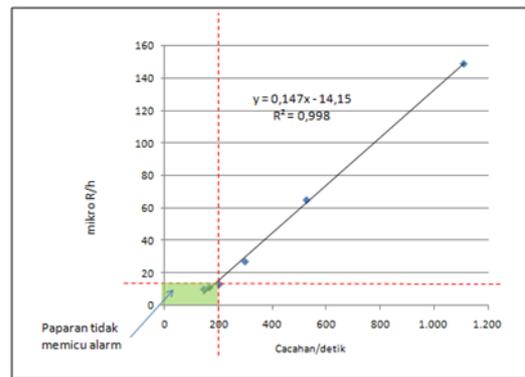
Kemiringan sudut paling landai tampak pada tegangan 989 volt sampai 1.136 volt berarti tegangan kerja yang dipilih adalah $989 + ((1.136 - 989)/2) = 1.062$ volt. Dengan demikian apabila ada perubahan selebar ± 73 volt pada tegangan PMT detektor akan memberikan pencacahan yang tetap 4.500 ± 161 cacahan perdetik.

2. Konversi pengukuran paparan radiasi.

Pengukuran paparan radiasi dilakukan dengan melakukan konversi peralatan ini dengan surveymeter yang telah dikalibrasi secara tersier di PTKMR, Batan [6]. Pengukuran dilakukan dengan meletakkan detektor radiasi pada jarak 210 cm dari sumber radiasi gamma. Selanjutnya *surveymeter* diletakan berhimpit dengan detektor sintilasi sehingga masing detektor berjarak sama dari sumber *gamma*. Hasil pengukuran dalam satuan cacahan per detik dan mR/h dari masing-masing alat, serta jarak sumber dicatat. Pengukuran dilakukan kembali pada jarak sumber sumber 195 cm, 180 cm sampai 30 cm. Mendekatkan sumber setiap 15 cm terhadap detektor untuk memberikan

variasi intensitas radiasi yang diterima detektor. data ini digunakan untuk menentukan nilai konversi intensitas cacahan yang terdeteksi terhadap surveymeter yang terkalibrasi.

Grafik konversi cacahan perdetik terhadap mikro R/h seperti pada gambar 8 berikut ini.



Gambar 8. Grafik konversi intensitas c/d terhadap paparan radiasi mikro R/h

Apabila x adalah cacahan perdetik sedangkan y adalah mikro R/h maka besarnya paparan radiasi adalah

$$Y = 0,147 x - 14,15 \quad (1)$$

Faktor korelasi kedua variabel adalah

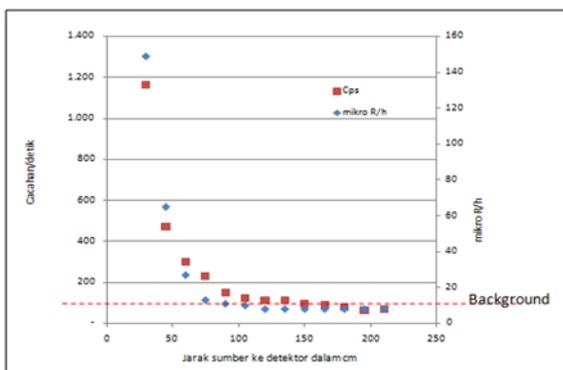
$$R^2 = 0,998 \quad (2)$$

Dengan faktor korelasi ini secara pendekatan peralatan ini dapat digunakan sebagai pengukur paparan radiasi.

3. Penentuan setpoint.

Setpoint dilakukan untuk menentukan intensitas paparan yang diterima detektor dari zat radioaktif. Besarnya intensitas paparan diharapkan tidak jauh diatas paparan latar belakang (*background*) tetapi dapat mendeteksi adanya zat radioaktif. Pada gambar berikut ini tampak paparan latar belakang sekitar ± 100 cps atau ± 10 mikro R/h. Setpoint ditentukan dua kali intensitas paparan latar belakang atau ± 200 cacahan perdetik yang setara dengan ± 22 mikro R/h.

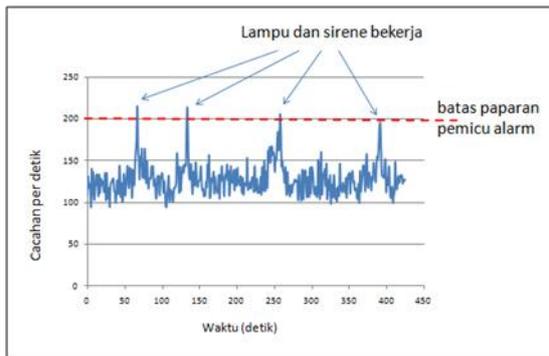
Konversi respon pendeteksi radiasi gamma antara peralatan hasil rancang bangun dengan survey meter terkalibrasi seperti tampak pada gambar 9.



Gambar 9. Grafik respon peralatan pendeteksi gamma dengan surveymeter terhadap sumber gamma pada berbagai jarak pengukuran

4. Uji coba peralatan.

Peralatan yang telah diinstal dilakukan uji coba menggunakan sumber standar untuk mengetahui respon dan sinyal yang dikeluarkan apabila terdapat radiasi mengenai detektor. Data hasil pengukuran seperti pada gambar 10 berikut ini. Peralatan ini mencatat secara kontinyu cacahan setiap detik yang diterima detektor. Intensitas berkisar antara 100-150 cacahan perdetik. Ketika sumber standar didekatkan ke detektor pada detik ke-67 intensitas naik menjadi 200 cacahan per detik. Saat intensitas mencapai 200 cacahan perdetik sirine berbunyi dan lampu menyala. Sirine dan lampu tetap menyala ketika sumber dijauhkan kembali dari detektor. Hal ini sesuai dengan tujuan agar sirine dan lampu tetap berbunyi/menyala walaupun intensitas kembali berkurang dari 200 cacahan perdetik. Tombol stop ditekan pada detik ke-70 sirine tidak berbunyi dan lampu tidak menyala karena intensitas sekitar 125 cacahan perdetik. Percobaan diulang pada detik ke-145, 254, dan 386 memberikan hasil yang konsisten. Data disimpan menggunakan komputer dan dianalisa dengan program aplikasi Microsoft® excel untuk mendapatkan grafik cacahan terhadap waktu.



Gambar 10. Grafik simulasi respon dan sinyal pendeteksi radiasi gamma.

4. Kesimpulan

Berdasarkan data hasil percobaan dapat disimpulkan hal-hal sebagai berikut.

1. Peralatan pendeteksi sumber gamma dapat mengidentifikasi sumber gamma dalam satuan cacahan perdetik.
2. Apabila intensitas radiasi lebih dari 200 cacahan perdetik peralatan ini akan memberikan sinyal sirene berbunyi dan lampu menyala.
3. Sirene dan lampu yang telah berbunyi/menyala hanya dapat dihentikan secara manual dengan menekan tombol stop walapun intensitas telah kurang dari 200 cacahan perdetik.
4. Untuk keperluan dokumentasi dan pengembangan program aplikasi lain peralatan ini dapat

dikomunikasikan dengan komputer melalui port RS-232. Data disimpan dalam format teks kolom.

5. Apabila intensitas radiasi adalah x dalam cacahan perdetik dan paparan radiasi adalah Y dalam mikro R/h maka peralatan ini dapat pula digunakan untuk mengukur paparan radiasi menggunakan persamaan

$$Y = 0,147 x - 14.15.$$

Ucapan Terima Kasih

Ucapan terima kasih kami sampaikan kepada Bapak Achdiyat, B.Sc., Bayu Azmi, S.Si., Makih dan berbagai pihak yang tidak dapat kami sebutkan satu-persatu atas kontribusinya memberikan data dan informasi yang dibutuhkan untuk kelengkapan penelitian ini.

5. Daftar Pustaka

- [1] Peraturan Pemerintah Republik Indonesia nomor 33 tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber radioaktif.
- [2] Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 7 Tahun 2007 tentang Keamanan Sumber Radioaktif.

- [3] Modul Pelatihan Proteksi Radiasi Bagi Pegawai Baru, PUSDIKLAT, BATAN, Jakarta, Revisi-2009
- [4] Scot MacKenzie, I. Scoot, 1995, *The 8051 Microcontroller*, Prentice Hall
- [5] Wawancara dengan Kepala Keamanan Sumber Radioaktif, Kawasan PPTN Pasar Jumat.
- [6] Wawancara dengan staf dan Kepala sub bagian Keselamatan, Bidang Keselamatan, PATIR, BATAN.

Tanya Jawab:

1. Nama penanya: Tri Aji
Instansi : PTBN-Batan
Pertanyaan : Berapa biaya pembuatan alat ini
Jawaban :
Fabrikasi di laboratorium PATIR menggunakan komponen lokal dengan biaya sekitar Rp 5.000.000,-
sebagian menggunakan komponen yang ada di laboratorium akan tetapi bila dibutuhkan dapat lakukan pabrikasi dengan fitur sesuai pesanan dan harga kompetitif.
2. Nama penanya: Djarwanti
Instansi : PPR-Batan
Pertanyaan : Diletakan dimana peralatan ini, 2. Mengapa sensitivitas dipilih 3 x BG ?
Jawaban : Peralatan ini dipasang di gerbang PATIR, PPTN Pasar Jumat
Sebenarnya pemilihan sensitivitas dipilih serendah mungkin, sedikit di atas background tetapi harus dapat membedakan radiasi dari background sehingga alarm tidak mudah/sering berbunyi.

AUDIT TERHADAP PROTOKOL UJI KESESUAIAN PESAWAT SINAR-X RADIODIAGNOSTIK DAN INTERVENSIONAL

Endang Kunarsih, Fitria Sandra

Subdit. Jaminan Mutu - Direktorat Keteknikan dan Kesiapsiagaan Nuklir

ABSTRAK

AUDIT TERHADAP PROTOKOL UJI KESESUAIAN PESAWAT SINAR-X RADIODIAGNOSTIK DAN INTERVENSIONAL. Protokol uji merupakan dokumen yang ditetapkan dan diterapkan oleh lembaga pengujian dalam melaksanakan pengujian kesesuaian untuk memastikan mutu pelaksanaan uji terencana dan terkendali serta sesuai dengan peraturan dan standar yang berlaku. Protokol uji menjadi salah satu persyaratan dalam pengajuan permohonan untuk ditetapkan menjadi lembaga pengujian yang berkualifikasi. Auditor akan mereview dokumen protokol uji untuk menilai kecukupannya terhadap kriteria keberterimaan sebelum dilanjutkan ke proses berikutnya. Makalah ini menyajikan secara ringkas kriteria keberterimaan yang dibutuhkan dalam audit terhadap dokumen protokol uji dari calon lembaga pengujian.

Kata Kunci: audit, protokol uji, uji kesesuaian

ABSTRACT

AUDIT PROTOCOL OF COMPLIANCE TEST ON X-RAY AND INTERVENTIONAL RADIODIAGNOSTIC. Testing protocol is a document that defined and implemented by the testing agency in conducting compliance testing to ensure that quality of testing implementation is planned and controlled in accordance with applicable regulations and standards. Testing protocol is required in filing an application to be a qualified testing agency. Auditors will review the testing protocol document to assess adequacy of the acceptance criteria before proceed to the next process. This paper presents the acceptance criteria required in an audit of the testing protocol document from the applicant of testing agency.

Key words: audit, testing protocol, compliance testing

1. Pendahuluan

Pemanfaatan pesawat sinar-X radiologi diagnostik dan intervensional (selanjutnya disebut pesawat sinar-X) di Indonesia sebagai alat diagnostik untuk suatu penyakit semakin banyak (berdasarkan data dari perijinan BAPETEN per 13 Mei 2011, terdapat 8521 pesawat sinar-X yang aktif). Pemanfaatan pesawat sinar-X memerlukan pengawasan yang ketat

untuk mencegah agar tidak terjadi paparan berlebih pada pasien. Kebijakan nasional dalam mengatur penggunaan pesawat sinar-X salah satunya tertuang dalam pasal 40 pada Peraturan Pemerintah No. 33 tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif, yang mensyaratkan uji kesesuaian terhadap pesawat sinar-X radiologi diagnostik dan intervensional.

Uji kesesuaian tersebut dimaksudkan untuk:

- memastikan bahwa peralatan yang digunakan dalam prosedur radiologi diagnostik berfungsi dengan benar sehingga pasien tidak mendapatkan paparan yang tidak diperlukan; dan
- menerapkan program jaminan mutu untuk radiologi diagnostik.

Untuk memastikan bahwa uji kesesuaian dilakukan dengan benar dan akurat, maka lembaga penguji sebagai pelaksana pengujian kesesuaian terhadap pesawat sinar-X radiologi diagnostik dan intervensional harus memenuhi persyaratan yang ditetapkan BAPETEN. Calon penguji yang berkualifikasi mengajukan permohonan tertulis dengan menyertakan dokumen teknis, salah satunya adalah protokol uji.

Makalah ini menyajikan beberapa kriteria keberterimaan untuk memudahkan Auditor dalam mereview (audit kecukupan dokumen) dokumen protokol uji sebelum melakukan surveilan (audit lapangan).

2. Metodologi

Makalah ini disusun dengan melakukan kajian dari beberapa pustaka yaitu Perka 4 tahun 2010, SNI

19011:2005, dan GS-G-3.1 untuk mengidentifikasi kriteria keberterimaan di setiap klausul dalam dokumen protokol uji.

3. Pembahasan Penetapan lembaga penguji

Uji Kesesuaian Pesawat Sinar-X adalah uji untuk memastikan Pesawat Sinar-X dalam kondisi andal, baik untuk kegiatan Radiologi Diagnostik dan Intervensial dan memenuhi peraturan perundang-undangan. Lembaga pelaksana pengujian ditetapkan oleh BAPETEN melalui mekanisme penetapan Penguji yang berkualifikasi. Untuk dapat ditetapkan sebagai Penguji Berkualifikasi, calon lembaga penguji harus mengajukan permohonan tertulis kepada Kepala BAPETEN dengan melampirkan dokumen persyaratan yang meliputi:

- Protokol Uji
- Daftar Personil Penguji dan anggota pendukung, yang dilengkapi dengan sertifikat pendukungnya;
- Daftar Peralatan Uji, yang dilengkapi sertifikat pendukungnya; dan
- Daftar Periksa Uji.

Dokumen persyaratan tersebut dievaluasi oleh BAPETEN melalui audit dan verifikasi.

Protokol uji

Protokol uji merupakan program yang memuat aspek manajemen dan aspek teknis, yang harus ditetapkan dan diimplementasikan oleh lembaga penguji dalam melaksanakan pengujian kesesuaian untuk memastikan bahwa mutu pelaksanaan pengujian terencana dan terkendali sesuai dengan peraturan dan standar yang berlaku.

Fomat protokol uji yang tersedia saat ini dalam Raperka disusun dengan mengacu pada: SNI-17020:1999, SNI-17025:2005, dan Perka Bapeten No 4 tahun 2010.

Audit

Audit dilakukan terhadap seluruh dokumen persyaratan dari pemohon, terutama dokumen protokol uji. Audit kecukupan terhadap dokumen protokol uji adalah pemeriksaan kecukupan isi dokumen terhadap kriteria keberterimaan yang telah ditetapkan. Apabila dari hasil audit kecukupan menunjukkan bahwa dokumen protokol uji tersebut belum memenuhi kecukupan terhadap kriteria keberterimaan maka dokumen harus segera diperbaiki untuk diajukan kembali. Protokol uji yang telah memenuhi kecukupan secara

dokumentasi, akan diverifikasi implementasinya di lapangan.

Verifikasi lapangan dapat menggunakan teknik antara lain:

- Mengumpulkan informasi;
- Klarifikasi; untuk memperoleh kejelasan atas pernyataan yang kurang dapat dimengerti.
- Verifikasi;
- Observasi terhadap berbagai aktifitas yang ada di lingkungan tempat kerja;
- Wawancara;
- Pengambilan contoh secara acak, auditor dapat memutuskan seberapa banyak contoh yang harus diambil dan mewakili kondisi yang sesungguhnya.

Data hasil verifikasi lapangan terhadap protokol uji dan persyaratan yang lain akan menjadi pertimbangan dalam menetapkan berkualifikasi atau tidak calon lembaga penguji yang bersangkutan.

Kriteria keberterimaan

Kriteria keberterimaan adalah ketentuan yang menjadi dasar penilaian atau penetapan sesuatu hal agar dapat diterima. Kriteria yang dipakai dalam suatu audit tergantung dari jenis audit yang dilakukan dan bentuk serta sifat

kegiatan yang diaudit. Kriteria dapat disusun berdasarkan:

- Peraturan perundang-undangan yang berlaku;
- Standar nasional/internasional yang berlaku;
- Ketentuan dan pengendalian manajemen;
- Tolok ukur keberhasilan

Kriteria keberterimaan untuk setiap klausul dalam protokol uji dapat diidentifikasi dan diuraikan sebagai berikut:

Bab I. PENDAHULUAN

Audit kecukupan:

Terdapat uraian mengenai dasar hukum, latar belakang, ruang lingkup pengujian, tujuan, dan definisi istilah yang dipakai dalam dokumen.

Bab II. ASPEK MANAJEMEN

II.1. UMUM

Audit kecukupan:

Terdapat uraian bahwa lembaga pengujian berkomitmen untuk mandiri dan bebas dari tekanan komersial, finansial dan tekanan lain yang dapat mempengaruhi hasil pengujian, serta menjamin kerahasiaan informasi yang diperoleh dalam menjalankan kegiatan pengujian, dan melindungi hak kepemilikan.

Verifikasi lapangan:

Tersedianya pakta integritas, prosedur aksesibilitas informasi, dll.

II.2. ORGANISASI DAN PERSONIL

Audit kecukupan:

Terdapat uraian struktur organisasi lembaga pengujian beserta uraian kualifikasi, kompetensi, dan pembagian tugas serta tanggung jawab. Struktur organisasi lembaga pengujian sekurang-kurangnya terdiri dari pimpinan, personil pengujian dan anggota pendukung.

Terdapat uraian bahwa lembaga pengujian mempekerjakan personil yang berkualifikasi sesuai dengan bidang kerjanya.

Terdapat uraian bahwa lembaga pengujian berkomitmen untuk memutakhirkan kompetensi personil paling sedikit 1 (satu) kali dalam 5 (lima) tahun melalui pendidikan atau pelatihan di bidang Uji Kesesuaian Pesawat Sinar-X. Kompetensi personil pengujian harus didukung dokumen yang lengkap dan sah. Misalnya, salinan ijazah, surat keterangan bekerja, salinan sertifikat pelatihan proteksi radiasi,

salinan SIB PPR, salinan sertifikat uji kesesuaian.

Verifikasi lapangan:

- Tersedianya ketetapan tentang struktur organisasi;
- Tersedianya dokumen terkait analisa kebutuhan personil;
- Tersedianya dokumen terkait kualifikasi personil;
- Tersedianya dokumen terkait analisa kebutuhan pelatihan;
- Tersedianya program pendidikan dan pelatihan ;
- Tersedianya rekaman data personil;
- Tersedianya rekaman data pelatihan personil, dll

II.3. PENGENDALIAN PROSES

Audit kecukupan:

Terdapat uraian mengenai tata cara untuk mengandalikan semua proses atau kegiatan yang saling terkait dalam rangka mengubah input menjadi output (hasil uji kesesuaian).

Verifikasi lapangan:

Tersedianya prosedur, instruksi kerja, rekaman terkait seluruh proses pengujian.

II.4. PENGENDALIAN ALAT UKUR DAN ALAT UJI

Audit kecukupan

Terdapat uraian tata cara untuk mengendalikan keandalan atau kinerja alat ukur dan alat uji, termasuk kalibrasi, penggunaan dan peringatan mengenai hal-hal yang dapat merusak atau mengurangi kinerja peralatan, perawatan, penyimpanan, serta cara-cara untuk mengangkut peralatan tersebut ke lapangan sehingga kinerjanya di lapangan dapat dipastikan tetap sesuai dengan spesifikasi.

Verifikasi lapangan:

Tersedianya prosedur, IK, rekaman terkait penggunaan, perawatan, penyimpanan, dan kalibrasi, dan tersedianya dokumen terkait analisa kebutuhan peralatan, dll.

II.5. PENGENDALIAN DOKUMEN

Audit kecukupan:

Terdapat uraian tata cara mendokumentasikan semua dokumen terkait dan melakukan pengendalian terhadap seluruh dokumen. Pengendalian dilakukan dalam hal persiapan, pemeriksaan, pengesahan, penerbitan, penyimpanan (retensi),

pengambilan (*retrieval*), pemeliharaan dan perubahan, serta pemusnahan dokumen. Kemamputelusuran dokumen pendukungnya harus diverifikasi sesuai lingkup uji yang dilaksanakan.

Verifikasi lapangan:

- Tersedianya daftar induk dokumen.
- Tersedianya prosedur pengendalian dokumen.
- Tersedianya daftar distribusi dokumen.
- Tersedianya berita acara pemusnahan dokumen, dll

II.6. PENGENDALIAN REKAMAN

Audit kecukupan:

Terdapat mekanisme untuk melakukan pengendalian terhadap seluruh rekaman. Pengendalian dilakukan dalam hal persiapan, pemeriksaan, pengesahan, penyimpanan, pengambilan, pemeliharaan sehingga terjaga keawetan, keamanan, dan kerahasiaannya; serta pemusnahan rekaman.

Verifikasi lapangan:

- Tersedianya daftar induk rekaman.
- Tersedianya prosedur pengendalian rekaman.

- Tersedianya daftar distribusi rekaman.
- Tersedianya berita acara pemusnahan rekaman, dll

II.7. PENGENDALIAN KETIDAKSESUAIAN

Audit kecukupan:

Terdapat uraian mekanisme untuk menetapkan suatu kendali atas peralatan dan proses pengujian yang tidak memenuhi persyaratan yang telah ditentukan, serta mengevaluasi dampak ketidaksesuaian tersebut.

Verifikasi lapangan:

- Tersedianya prosedur pengendalian ketidaksesuaian,
- Tersedianya laporan dan rekaman ketidaksesuaian,
- Tersedianya laporan analisa dampak ketidaksesuaian, dll

II.8. TINDAKAN KOREKTIF

Audit kecukupan:

Terdapat uraian mekanisme untuk melaksanakan tindakan korektif guna menghilangkan penyebab ketidaksesuaian yang ditemukan atau situasi yang tidak dikehendaki.

II.9. TINDAKAN PENCEGAHAN

Audit kecukupan:

Terdapat uraian mekanisme untuk melaksanakan tindakan pencegahan guna menghilangkan penyebab ketidaksesuaian yang potensial atau situasi potensial lain yang tidak dikehendaki.

Verifikasi lapangan:

- Tersedianya prosedur tindakan korektif dan tindakan pencegahan.
- Tersedianya laporan tindakan korektif dan tindakan pencegahan.
- Tersedianya rekaman tindakan korektif dan tindakan pencegahan, dll

II.10. PENILAIAN DIRI

Audit kecukupan:

Terdapat uraian mekanisme untuk menetapkan suatu penilaian melalui audit yang dilakukan secara berkala dan memadai, agar dapat mengevaluasi, memantau dan mengukur efektivitas kinerja proses, dan untuk mengkonfirmasi kemampuan proses dalam mencapai hasil yang diinginkan.

Verifikasi lapangan:

- Tersedianya prosedur audit internal,
- Tersedianya laporan hasil audit internal maupun eksternal,
- Tersedianya laporan tindak lanjut hasil audit, dll

Bab III. ASPEK TEKNIS

III.1. PERALATAN UJI KESESUAIAN

Audit kecukupan:

Terdapat uraian jenis-jenis alat ukur dan alat uji yang digunakan sesuai dengan jenis pesawat Sinar-X yang akan diuji.

Verifikasi lapangan:

- Tersedianya dokumen spesifikasi peralatan,
- Tersedianya laporan uji fungsi peralatan,
- Tersedianya laporan uji keberterimaan peralatan,
- Tersedianya sertifikat kalibrasi peralatan, dll

III.2. METODE PENGUJIAN

Audit kecukupan:

Terdapat uraian mengenai metode uji yang akan digunakan, sesuai dengan jenis pesawat sinar-X yang akan diuji, dan standar serta peraturan yang berlaku.

III.3. TEKNIK PENGOLAHAN DATA DAN DESKRIPSI KONDISI PENGUJIAN

Audit kecukupan:

Terdapat uraian mengenai teknik pengolahan data yang memadai terkait

metode analisa, formula dan aplikasi komputer yang digunakan untuk mengolah data hasil uji, serta deskripsi kondisi pengujian terkait rentang toleransi dari kondisi fisik di lokasi pengujian sebagai syarat agar teknik pengolahan data di atas dapat digunakan.

Verifikasi lapangan:

- Tersedianya prosedur pengujian,
- Tersedianya prosedur pengolahan data,
- Tersedianya dokumen terkait kondisi pengujian,
- Tersedianya dokumen standar terkait metode pengujian & pengolahan data, dll

III.4. LAPORAN HASIL UJI KESESUAIAN

Audit kecukupan:

Terdapat uraian tata cara untuk melaporkan hasil uji kepada tim ahli secara akurat, jelas, tidak meragukan dan obyektif, paling lama 5 (lima) hari kerja terhitung sejak selesainya pelaksanaan Uji Kesesuaian Pesawat Sinar-X.

Verifikasi lapangan:

Tersedianya prosedur pelaporan hasil pengujian, tersedianya rekaman hasil pengujian, dll.

4. Kesimpulan

Audit kecukupan terhadap dokumen persyaratan yang diajukan dilakukan secara komprehensif baik terhadap isi maupun validitasnya.

Audit kecukupan terhadap protokol uji dan dokumen persyaratan lainnya perlu ditindaklanjuti dengan verifikasi di lapangan.

Tim audit perlu memahami kriteria keberterimaan baik konsep maupun penerapannya untuk memudahkan pelaksanaan audit.

Kriteria keberterimaan dalam audit kecukupan dan audit lapangan bersifat kualitatif tergantung dari jenis audit yang dilakukan dan bentuk serta sifat kegiatan yang diaudit.

5. Daftar Pustaka

- [1] SNI 19011: 2005 tentang Panduan Audit Sistem Manajemen Mutu dan/atau Lingkungan, BSN, Jakarta, (2005)
- [2] SNI 17020:1999 tentang Persyaratan Umum Pengoperasian berbagai Lembaga Inspeksi, BSN, Jakarta, (1999)

- [3] SNI 17025:2005 tentang Persyaratan Umum Kompetensi Laboratorium Pengujian dan Laboratorium Kalibrasi, BSN, Jakarta, (2005).
- [4] GS-G-3.2: Management Systems for Technical Services in Radiation Safety, IAEA, Vienna. (2006).
- [5] GS-G-3.1: Application of Management Systems for Facility and Activity, IAEA, Vienna, (2006)
- [6] PERKA No 4. tahun 2010 tentang Sistem Manajemen Fasilitas dan Kegiatan Pemanfaatan Tenaga Nuklir, BAPETEN, Jakarta, (2010).
- [7] RAPERKA tentang Uji Kesesuaian Pesawat Sinar-X Radiologi Diagnostik dan Intervensional, BAPETEN, Jakarta.