

ISSN 1410-6086

# PROSIDING

## Seminar Nasional Teknologi Pengelolaan Limbah XII Tahun 2014



Tema :  
Penguasaan dan Pemanfaatan Teknologi Pengelolaan Limbah  
sebagai Wujud Perlindungan Lingkungan Hidup

Diterbitkan  
Oktober 2014



**Pusat Teknologi Limbah Radioaktif-BATAN**  
bekerjasama dengan  
**BLHD Kota Tangerang Selatan**



## KATA PENGANTAR

Puji syukur kita panjatkan ke hadirat Allah SWT, yang karena atas ijin dan karunia-Nya maka Prosiding Seminar Nasional Teknologi Pengelolaan Limbah XII dapat diterbitkan. Seminar dengan tema "***Penguasaan dan Pemanfaatan Teknologi Pengelolaan Limbah Sebagai Wujud Perlindungan Lingkungan Hidup***", telah dilaksanakan pada tanggal 30 September 2014 di Gedung Graha Widya Bhakti, Kawasan PUSPIPTEK Serpong – Tangerang.

Seminar ini diselenggarakan sebagai media sosialisasi hasil penelitian di bidang pengelolaan limbah radioaktif dan non radioaktif. Seminar Nasional Teknologi Pengelolaan Limbah XII dijadikan sebagai media tukar menukar informasi dan pengalaman, ajang diskusi ilmiah, peningkatan kemitraan di antara peneliti dengan praktisi, penimbul dengan pengelola limbah, mempertajam visi pembuat kebijakan dan pengambil keputusan, serta peningkatan kesadaran kolektif terhadap pentingnya pengelolaan limbah yang handal.

Prosiding ini memuat karya tulis dari berbagai hasil penelitian mengenai pengelolaan limbah radioaktif, industri dan lingkungan. Setelah melalui mekanisme evaluasi dan editing oleh tim editor maka makalah-makalah dikelompokkan menjadi empat kelompok, yaitu kelompok pengelolaan limbah, disposal, lingkungan dan perundang-undangan. Makalah-makalah tersebut berasal dari para peneliti di lingkungan lembaga penelitian, perguruan tinggi dan kalangan industri sebagai *stakeholder* kegiatan pengelolaan limbah.

Semoga penerbitan prosiding ini dapat digunakan sebagai data sekunder dalam pengembangan penelitian di masa akan datang, serta dijadikan bahan acuan dalam pengelolaan limbah. Akhir kata kepada semua pihak yang telah membantu, kami ucapkan terima kasih.

Serpong, 30 Oktober 2014

Pusat Teknologi Limbah Radioaktif  
Kepala,

Ir. Suryantoro MT.

### **SUSUNAN TIM EDITOR**

<b>Ketua</b>	<b>:</b>	<b>Dr. Budi Setiawan</b>	<b>- BATAN</b>
<b>Anggota</b>	<b>:</b>	<b>1. Dr. Adiarso</b>	<b>- BPPT</b>
		<b>2. Dr. Yus Rusdian Ahmad</b>	<b>- BAPETEN</b>
		<b>3. Dr. Rahmat Salam, M.Si</b>	<b>- BLHD</b>
		<b>4. Dr. Heny Suseno, S.Si., M.Si</b>	<b>- BATAN</b>
		<b>5. Dr. Sigit Santoso</b>	<b>- BATAN</b>
		<b>6. Dr. Sjafruddin, M.Eng</b>	<b>- BATAN</b>
		<b>7. Dr. Sudaryanto, M.Eng</b>	<b>- BATAN</b>
		<b>8. Drs. Gunandjar, SU</b>	<b>- BATAN</b>
		<b>9. Ir. Aisyah, MT</b>	<b>- BATAN</b>

## SUSUNAN PANITIA

### Pengarah

Pembina	: Prof. Dr. Djarot Sulistio Wisnubroto	- BATAN
Penanggung Jawab	: Ir. Suryantoro, M.T.	- BATAN

### Penyelenggara

Ketua	: Bung Tomo, ST	- BATAN
Wakil Ketua	: Hendra Adhi Pratama, S.Si, M.Si	- BATAN
Sekretaris	: 1. Endang Nuraeni, ST	- BATAN
	2. Titik Sundari, A.Md	- BATAN
Anggota	: 1. Ir. Eko Madi Parmanto	- BATAN
	2. Anna Triyana, A.Md	- BATAN
	3. Budiyono, ST	- BATAN
	4. Mas Udi, S.ST	- BATAN
	5. Nurul Efri Ekaningrum, S.ST	- BATAN
	6. Sugianto, ST	- BATAN
	7. Yuli Purwanto, A. Md.	- BATAN
	8. Adi Wijayanto, A. Md.	- BATAN
	9. Drs. Hendro	- BATAN
	10. Sunardi, ST	- BATAN
	11. Budi Arisanto, A.Md	- BATAN
	12. Parjono, ST	- BATAN
	13. Imam Sasmito	- BATAN
	14. Ajrieh Setyawan, S.ST	- BATAN
	15. Siti Silaturohmi	- BATAN
	16. Dadang	- BATAN
Staf Pendukung	: 1. Moh. Cecep Cepi Hikmat, S.ST	- BATAN
	2. Suhartono, A.Md	- BATAN
	2. Ade Rustiadam, S.ST	- BATAN
	3. Sariyadi	- BATAN
	4. Eri Iswayanti, A.Md	- BATAN
	5. Heru Sriwahyuni, S.ST	- BATAN
	6. Suparno, A.Md	- BATAN



## DAFTAR ISI

Kata Pengantar .....	i
Susunan Tim Editor .....	ii
Susunan Panitia .....	iii
Daftar Isi .....	iv
1. Devitrifikasi Gelas-Limbah Dari Abu Batubara Pada Berbagai Suhu Dan Waktu Pemanasan .....	1
<b>Herlan Martono, Yuli Purwanto</b>	
2. Imobilisasi Limbah Cair Tingkat Tinggi Menggunakan <i>Glass Frits Fly Ash</i> .....	8
<b>Aisyah, Yuli Purwanto</b>	
3. Pengolahan Resin Penukar Ion Bekas Menggunakan Reagen Fenton .....	21
<b>Mirawaty</b>	
4. Pengembangan Teknologi Pengolahan Limbah Cair Dari Industri : Imobilisasi Limbah Radioaktif Cair Tingkat Tinggi Dengan Bahan Matriks Synroc Titanat .....	26
<b>Gunandjar, Titik Sundari, Yuli Purwanto, Sugeng Purnomo</b>	
5. Komparasi Penggunaan Eps Terimobilisasi Dalam Matriks Ca-Alginat Dengan Eps Terdispersi Dan Kemampuannya Untuk Biosorpsi Cobalt, Cesium Dan Stronsium .....	39
<b>Endang Nuraeni</b>	
6. Pengolahan Limbah Tri Butil Fosfat (Tbp) Dengan Oksidasi Ion Perak II Dalam Sel Elektrokimia .....	45
<b>Sutoto</b>	
7. Pengelolaan Limbah Metalografi Di Laboratorium IEBE .....	52
<b>Ngatijo, Lilis Windaryati, Pranjono, Banawa Sri Galuh</b>	
8. Preparasi Dan Analisis Limbah Radioaktif Padat HEPA Filter Berasal Dari Pengoperasian Instalasi Nuklir Di Indonesia. ....	56
<b>Bung Tomo, M. Nurhasyim, Miswanto, M. Ramdan</b>	
9. Pengolahan Limbah Resin Bekas Dari Pemurnian Air Reaktor Dengan Cara Sementasi.....	64
<b>Bambang Sugito</b>	
10. Perancangan Dan Pembuatan Saluran Limbah Cair Dari Tangki Penampung KHIPSB3 ke Pusat Buangan Terpadu (PBT) PTLR.....	71
<b>Dyah Sulistyani Rahayu, Marhaeni Joko Puspito</b>	
11. Analisis Laju Korosi Material Almg <sub>2</sub> Dan Ss304 Dalam Lingkungan Air Kolam Penyimpanan Bahan Bakar Bekas (ISSF).....	78
<b>Rahayu Kusumastuti, Geni Rina Sunaryo</b>	
12. Studi Pengolahan Limbah Yang Ditimbulkan Dari Dekontaminasi Elektropolishing <i>Stainless Steel</i> 304 Secara Sinergi Elektro Filtrasi dan Pertukaran Ion Dalam <i>Resin</i> .....	86
<b>Sutoto</b>	
13. Penyimpanan Bahan Bakar Nuklir Bekas PLTN 1000 MWe Sistem Kering <i>Cask Storage</i> .....	92
<b>Subiarto, Cahyo Hari Utomo, Dwi Luhur Ibnu Saputra</b>	

14	Kajian Terhadap Persyaratan Surveilans Perawatan Sistem Pendingin dan Purifikasi Air Penyimpanan Bahan Bakar Nuklir Bekas.....	103
	<b>Budiyono, Sugianto, Parjono</b>	
15	Estimasi Pengolahan Limbah Radioaktif Paska Program Dekomisioning Reaktor <i>Triga Mark II</i> Bandung.....	114
	<b>Kuat Heriyanto, Nurokhim</b>	
16	Penyerapan Ion Logam Cu(II) Pada Limbah Cair Menggunakan Adsorben Selulosa Dari Jerami Padi.....	121
	<b>Meri Suhartini Dan Santoso Prayitno</b>	
17	Pengolahan Limbah Perak Dari Proses Elektrolisis Dengan Metode Elektrodeposit Dan Pemurniannya Menjadi Logam Perak.....	126
	<b>Dwi Luhur Ibnu Saputra, Sugeng Purnomo</b>	
18	Pengaruh Sumber Karbon Dan pH Pada Kinerja Mikroba Dalam Penanggulangan Pencemaran Limbah Ammonia Di Lingkungan Perairan.....	131
	<b>Hanies Ambarsari, Adityo Hertomo</b>	
19	Pengaruh Penambahan Nitrogen Terhadap Aktivitas Fotokatalis TiO <sub>2</sub> Dalam Pengolahan Limbah <i>Methylen Blue</i> .....	140
	<b>Agus Salim A, Auring R, Yustinus P, Asep Nana</b>	
20	Pengolahan Limbah Cair Model Industri Pulp Dan Kertas Menggunakan Kombinasi Metode Koagulasi-Flokulasi-Irradiasi UV/H <sub>2</sub> O <sub>2</sub> Dan Elektrokoagulasi.....	148
	<b>Galuh Yuliani, Ratna Agustiningsih, Nur Fitriah Rachmi, Budiman Anwar</b>	
21	Studi Calon Tapak Disposal Limbah Radioaktif Operasi PLTN Di Bangka Belitung : Pemilihan Tapak Potensial Di Bangka Barat.....	158
	<b>Sucipta Dan Hendra Adhi Pratama</b>	
22	Penyiapan Komponen Desain Tata Letak Fasilitas <i>Demonstration-Plant of Disposal</i> Di Kawasan Nuklir Serpong.....	172
	<b>Dewi Susilowati</b>	
23	Penyiapan Konsep Desain Fasilitas Disposal Demo Limbah Radioaktif di Kawasan Nuklir Serpong : Tata Letak, Drainase, Bahan Pengisi Dan Penutupan .....	178
	<b>Heru Sriwahyuni, Dewi Susilowati, Budi Setiawan, Hendra Adhi Pratama</b>	
24	Karakterisasi Geofisika Tapak Terpilih Untuk Disposal Limbah Radioaktif: Penggunaan Metode Geolistrik.....	188
	<b>Dadang Suganda, Sucipta, Sugeng Waluyo</b>	
25	Pengkajian Komponen Desain Penutupan Fasilitas <i>Demonstration Plant of Disposal</i> Di Kawasan Nuklir Serpong.....	197
	<b>Hendra Adhi Pratama</b>	
26	Penyiapan Disain Konsep Fasilitas Demo Disposal Limbah Radioaktif di Kawasan Nuklir Serpong : <i>Vault</i> , Pemilihan Bahan Pengisi, Operasi dan <i>Cover</i> .....	202
	<b>Heru Sriwahyuni, Budi Setiawan, Dewi Susilowati, Hendra Adhi Pratama</b>	
27	Pengkajian Keselamatan Fasilitas Disposal Limbah Radioaktif Di Kawasan Nuklir Serpong (Skenario).....	208
	<b>Arimuladi S Purnomo</b>	
28	Pengkajian Unjuk Kerja Wadah Limbah Radioaktif Dalam Fasilitas Disposal Saat Terkena Dampak Kecelakaan Dan Kebakaran.....	216
	<b>Nurul Efri Ekaningrum</b>	

29	Manajemen Teknologi Pendukung Keselamatan Fasilitas Disposal Limbah Radioaktif PLTN dan TENORM.....	225
	<b>Arimuladi S Purnomo, Sucipta</b>	
30	Mekanisme Penjerapan Plutonium Pada Sedimen di Perairan Laut Semenanjung Muria Jepara.....	236
	<b>Murdahayu Makmur</b>	
31	Analisis Tritium Dalam Air Laut Menggunakan LSC Tricarb 2910TR Melalui Proses Elektrolisis.....	243
	<b>Nurokhim</b>	
32	Evaluasi Penerimaan Dosis Personil Untuk Menentukan Pembatas Dosis di Instalasi Pengolahan Limbah Radioaktif Tahun 2014.....	251
	<b>L,Kwin Pudjiastuti, Untara, M. Cecep CH.</b>	
33	Perancangan Kartu Akses Kontrol Sebagai Pemantau Tingkat Kontaminasi Personil di Instalasi Pengolahan Limbah Radioaktif (IPLR).....	258
	<b>Adi Wijayanto, Suhartono</b>	
34	Evaluasi Dosis Eksterna Personil Yang Diterima Pekerja Radiasi di PTBIN-BATAN Periode Tahun 2007-2012.....	263
	<b>Auring Rachminisari , W. Prasud</b>	
35	Peran Safety Climate Dalam Fostering Budaya Keselamatan.....	271
	<b>W. Prasud</b>	
36	Deteksi Dan Kuantifikasi Kerusakan Asam Deoksiribonukleat (DNA) Akibat Paparan Radiasi Pngion Dengan Teknik <i>Comet Assay</i> .....	284
	<b>Mukh Syaifudin, Yanti Lusiyanti Dan Wiwin Mailana</b>	
37	Hubungan Respon Dosis Aberasi Kromosom Stabil Dan Tak Stabil Dengan Paparan Radiasi Gamma.....	292
	<b>Yanti Lusiyanti Dan Sofiaty Purnami</b>	
38	Pengembangan Prototip Perangkat Pemantau Radiasi Gamma, Suhu Dan Kelembaban Secara Kontinyu Pada Fasilitas Penyimpanan Limbah Radioaktif.....	298
	<b>I Putu Susila, Istofa, Sukandar</b>	
39	Pembuatan Pot Ramah Lingkungan Dari Komposit Limbah Tapioka Menggunakan Teknologi Radiasi.....	305
	<b>Sudradjat Iskandar</b>	
40	Sensor Kimia Bentuk Stik <i>N,N-Diethyl-P-Phenylenediamine</i> (DPD) Untuk Deteksi Kadar Klorin Dalam Air Minum .....	311
	<b>Teguh Hari Sucipto, Indra Sudrajat, Ganden Supriyanto, Ainur Roziqin, Siti Maryam, Alfinda Novi Kristanti</b>	
41	Tinjauan Sk Kepala Bapeten No. 572/K/X/2013 Tentang Penetapan Tingkat Layanan Persetujuan Pengangkutan Zat Radioaktif Di Lingkungan BAPETEN.....	317
	<b>Togap Marpaung</b>	
42	Pengaturan Lintas Batas Pengangkutan Limbah Radioaktif di Wilayah Hukum Republik Indonesia .....	327
	<b>Nanang Triagung Edi Hermawan</b>	
43	Tinjauan Kendali Pengawasan Pengangkutan Zat Radioaktif Berdasarkan PP No.26 Tahun 2002 dan Amandemennya.....	332
	<b>Togap Marpaung</b>	

---

44	Pengelolaan Zat Radioaktif Terbungkus Yang Tidak Digunakan Berdasarkan Peraturan Pemerintah Nomor 61 Tahun 2013.....	341
	<b>Suhaedi Muhammad, Nazaroh</b>	
45	Penentuan Ketebalan <i>Dead Layer</i> Detektor Hpge Melalui Simulasi Dan Pengukuran Kurva Kalibrasi Efisiensi Untuk Analisis Limbah Radioaktif Pemancar Gamma.....	348
	<b>Nurokhim</b>	
46	Penerapan Tingkat Klierens Untuk Limbah Radioaktif dari Produk Generator Tc-99m Berdasarkan Perka Bapeten Nomor 16 Tahun 2012.....	358
	<b>Suhaedi Muhammad, Rr.Djarwanti, Rps, Farida Tusafariah</b>	
47	Kajian Kualitas Listrik Transformator BHT03 Pada Operasi Teras Ke-85 Menggunakan <i>Power Quality Analyzer</i> .....	364
	<b>Teguh Sulistyio</b>	



## DEVITRIFIKASI GELAS-LIMBAH DARI ABU BATUBARA PADA BERBAGAI SUHU DAN WAKTU PEMANASAN

Herlan Martono, Yuli Purwanto  
Pusat Teknologi Limbah Radioaktif – BATAN  
Kawasan PUSPIPTEK, Serpong 15310

### ABSTRAK

**DEVITRIFIKASI GELAS-LIMBAH DARI ABU BATUBARA PADA BERBAGAI SUHU DAN WAKTU PEMANASAN.** Imobilisasi limbah cair aktivitas tinggi (LCAT) simulasi dari ekstraksi siklus I proses olah ulang dilakukan dengan gelas borosilikat. Gelas borosilikat yang digunakan dibuat dari abu batubara. Limbah cair aktivitas tinggi simulasi komposisinya ditentukan menggunakan komputer ORIGEN-2 berdasarkan jenis reaktornya PWR, fraksi bakar 50.000 MWD/MTU, pengkayaan uranium 4,50 %, panas peluruhan 38 MW/MTU, dan pendinginan selama 4 tahun. Untuk imobilisasi jenis limbah tersebut digunakan *bottom ash* dan *fly ash* hasil pembakaran batubara. Limbah cair aktivitas tinggi simulasi dengan kandungan limbah 20 % diimobilisasi dengan abu batubara pada suhu 1150 °C, selama 2,50 jam. Hasil imobilisasi gelas-limbah dipanaskan pada berbagai suhu dan waktu pemanasan di daerah kristalisasi gelas limbah. Pemanfaatan abu batubara untuk imobilisasi limbah cair aktivitas tinggi, *bottom ash* lebih tahan terhadap kristalisasi daripada *fly ash*. Untuk imobilisasi limbah cair aktivitas tinggi di Indonesia yang aktivitasnya tidak setinggi limbah aktivitas tinggi dari proses olah ulang, kedua bahan tersebut dapat digunakan. Proses sangat ekonomis dengan penggantian bahan kimia oleh abu batubara.

Kata kunci : devitrifikasi, limbah cair aktivitas tinggi, imobilisasi, gelas borosilikat, abu batubara.

### ABSTRACT

**DEVITRIFICATION OF WASTE-GLASS FROM COAL ASH AT VARIOUS TEMPERATURE AND TIME OF HEATING TIME.** Immobilisation of simulated high level liquid waste (HLLW) from the first cycle of the reprocessing plant is conducted by borosilicate glass. Borosilicate glass is conducted made of coal ash. The composition of simulated high level liquid waste was determined by ORIGEN-2 Code, based on PWR, burn up 50,000 MWD/MTU, uranium enriched 4,50 %, decay heat 38 MW/MTU, and cooling for 4 years. For immobilization this type of waste were used bottom ash and fly ash as product of combustion of coal. Simulated HLLW are immobilized by coal ash with waste loading 20 % at temperature 1150 °C for 2,50 hours. The immobilization product of waste-glass are heating at various temperature and time in the crystallization of waste-glass area. Application of coal ash for immobilization of high level liquid waste, bottom ash more resistance to the crystallization than fly ash. For immobilization of HLLW in Indonesia, its activity is not high as HLLW from reprocessing plant, the two materials can be used. The process is very economic with changed of chemical materials by coal ash.

Keywords : devitrification, high level liquid waste, immobilization, borosilicate glass, coal ash.

### PENDAHULUAN

Imobilisasi limbah cair aktivitas tinggi (LCAT) dilakukan dengan bahan gelas, yang dikenal dengan proses vitrifikasi. Pada pengolahan secara industri, suhu pembentukan gelas limbah yang tinggi mengakibatkan korosi *melter* lebih cepat sehingga umur *melter* lebih pendek dan lebih banyak menghasilkan limbah radioaktif padat. Oleh karena itu dibuat gelas - limbah yang suhu pembentukannya 1150°C, seperti yang dilakukan oleh negara-negara maju. Gelas adalah bahan amorf yang dibentuk dari pendinginan lelehan gelas menjadi gelas setelah melewati suhu transisinya (T<sub>g</sub>)[1]. Limbah cair aktivitas tinggi banyak mengandung radionuklida hasil belah dan sedikit aktinida. Imobilisasi LCAT menggunakan proses vitrifikasi memiliki sifat ketahanan kimia dan reduksi volume gelas-limbah tinggi sehingga menguntungkan dari segi

penyimpanan[2,3]. Banyak negara maju seperti Amerika Serikat, Perancis, Inggris, Jepang, Rusia, dan India telah menerapkan vitrifikasi untuk mengolah LCAT, sedangkan ada beberapa negara lain sedang dalam proses pengembangan[4].

Beberapa jenis gelas telah dikembangkan untuk vitrifikasi LCAT, namun gelas borosilikat adalah jenis gelas yang paling banyak digunakan. Hal ini karena proses pembuatan gelas borosilikat lebih mudah dan mempunyai ketahanan kimia dan kandungan limbah yang tinggi[5]. Gelas aluminosilikat tidak dikembangkan lagi karena kandungan limbahnya rendah sekitar 10 % berat dan suhu pembentukannya tinggi sekitar 1350 °C, sedangkan gelas fosfat bersifat korosif dan mengalami devitrifikasi pada suhu yang rendah yaitu 400 °C[6]. Suhu pembentukan gelas-limbah yang tinggi mengakibatkan umur molekul lebih

pendek. Aspek keselamatan merupakan pertimbangan utama dalam pemilihan bahan matriks untuk imobilisasi LCAT, namun aspek ekonomi juga harus dipertimbangkan. Jika hanya aspek keselamatan yang jadi pertimbangan, maka pengelolaan limbah menjadi sangat mahal. Ada 3 kendala yang dihadapi teknologi vitrifikasi yaitu biaya yang mahal, proses yang sukar, dan tuntutan ketahanan gelas-limbah hasil vitrifikasi[7]. Ketidak tahanan gelas-limbah terhadap panas menyebabkan perubahan struktur gelas dari amorf menjadi kristalin yang disebut devitrifikasi. Devitrifikasi atau kristalisasi gelas meningkatkan laju pelindihan yang berpotensi bahaya terhadap lingkungan. Adanya hambatan tersebut perlu inovasi vitrifikasi agar proses menjadi lebih ekonomis. Salah satu inovasi yang dapat diterapkan adalah mengganti *glas sfrits* dengan *bottom ash* dan *fly ash* abu batubara, sehingga diharapkan dapat menghemat biaya vitrifikasi.

Limbah abu dari Pembangkit Listrik Tenaga Uap (PLTU) berbahan bakar batubara dimungkinkan dapat dimanfaatkan sebagai bahan dasar pembuatan gelas untuk vitrifikasi LCAT karena komposisi abu batubara yang mendekati komposisi *glass frits* dari bahan kimia. *Bottom ash* dan *fly ash* merupakan material dengan kandungan utama silika dan alumina[8]. Kandungan silika dan alumina yang tinggi akan menaikkan suhu lebur gelas-limbah. Suhu lebur proses vitrifikasi yang tinggi akan mempercepat korosi dan umur pakai *melter*.

## TATA KERJA

### Bahan

*Fly ash* dan *bottom ash* abu batubara sebagai *glass frit*, dan bahan kimia :  $\text{SiO}_2$ ,  $\text{B}_2\text{O}_3$ ,  $\text{Na}_2\text{O}$ ,  $\text{Sb}_2\text{O}_3$ ,  $\text{Fe}_2\text{O}_3$ ,  $\text{CrO}_3$ ,  $\text{NiCl}_2$ ,  $\text{Gd}_2\text{O}_3$ ,  $\text{RbCl}$ ,  $\text{CsCl}$ ,  $\text{Sr}(\text{NO}_3)_2$ ,  $\text{BaO}$ ,  $\text{ZrO}_2$ ,  $\text{MoS}_2$ ,  $\text{Mn}_2\text{SO}_4\text{H}_2\text{O}$ ,  $\text{ScO}_3$ ,  $\text{CeO}_3$  dengan kemurnian tinggi untuk membuat limbah simulasi.

### Peralatan

Peralatan yang digunakan dalam penelitian ini antara lain :

- Furnace suhu maksimum 1200 °C
- Furnace suhu maksimum 1700 °C
- Neraca analitic
- X-Ray Defraction
- Peralatan gelas

### Metode

#### Penentuan Komposisi Limbah

Komposisi LCAT dari bahan bakar bekas PWR, *burn up* 45.000 MWD/MTU, pengkayaan uranium 4,50 %, panas peluruhan 38 MW/MTU dan pendinginan selama 4 tahun ditentukan dengan ORIGEN-2. Unsur-unsur Tc diganti Mn dan aktinida (U, Np, Pu, Am, Cm) diganti Ce.

#### Penentuan Komposisi Gelas-Limbah

Komposisi *fly ash* dan *bottom ash* hasil pembentukan batubara ditunjukkan pada Tabel 1.

Tabel 1. Komposisi kimia gelas borosilikat, *fly ash*, dan *bottom ash*.

Komposisi	Gelas borosilikat (% berat)	<i>Fly ash</i> (% berat)	<i>Bottom ash</i> (% berat)
$\text{SiO}_2$	62,3	35,44	47,36
$\text{Al}_2\text{O}_3$	6,7	36,54	24,30
$\text{B}_2\text{O}_3$	19	--	--
$\text{K}_2\text{O}$	--	1,15	0,90
$\text{Li}_2\text{O}$	4	--	--
$\text{CaO}$	4	5,26	3,45
$\text{ZnO}$	4	--	--
$\text{Fe}_2\text{O}_3$	--	20,32	22,71
$\text{MnO}_2$	--	0,20	0,24
$\text{Na}_2\text{O}$	--	0,43	0,48
$\text{TiO}_2$	--	0,66	0,56

### Pembuatan Gelas-Limbah

- Komposisi gelas borosilikat, *fly ash*, dan *bottom ash* ditunjukkan pada Tabel 1.
- Berat bahan limbah yang komposisinya seperti pada Tabel 2, digunakan untuk

- membuat komposisi gelas-limbah seperti pada Tabel 3 dan Tabel 4.
- Komposisi gelas (*fly ash*) dan gelas (*bottom ash*) masing-masing ditambahkan  $\text{B}_2\text{O}_3$ , sedang komposisi limbah LCAT pada Tabel 2 ada beberapa oksida yang tidak

- dimasukkan dalam komposisi gelas limbah yaitu tanpa SrO, Y<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, ZrO<sub>2</sub>, MoO<sub>3</sub>, Tc<sub>2</sub>O<sub>7</sub>, RuO<sub>2</sub>, ZrO, Sb<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, La<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, Pr<sub>6</sub>O<sub>11</sub>, Nd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, Pm<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, Sm<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, Eu<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>.
- Fly ash-limbah dengan kandungan limbah 20 % dan bottom ash-limbah dengan kandungan limbah 20 %.
  - Campuran bahan-bahan tersebut dicampur dan digerus sehingga homogen dalam crucibel porselin.
  - Campuran fly ash-limbah dan bottom ash-limbah masing-masing dilebur pada suhu 1150 °C selama 2,50 jam, kemudian didinginkan sampai suhu kamar, sehingga terbentuk gelas-limbah.

Tabel 2. Komposisi LCAT bahan bakar bekas PWR, fraksi bakar 45.000 MWD/MTU, pengkayaan U 4,50 %, daya spesifik 38 MW/MTU, pendinginan 4 tahun[2].

Oksida	% berat	Oksida	% berat
Na <sub>2</sub> O	16,48	Ag <sub>2</sub> O	0,11
Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	9,05	CdO	0,18
NiO	1,47	SnO	0,15
Cr <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	1,68	Sb <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0,04
P <sub>2</sub> O <sub>5</sub>	0,95	TeO <sub>2</sub>	0,84
SeO <sub>2</sub>	0,11	Cs <sub>2</sub> O	3,91
Rb <sub>2</sub> O	0,56	BaO	2,58
SrO	1,45	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	2,05
Y <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0,85	CeO <sub>2</sub>	4,19
ZrO <sub>2</sub>	6,99	Pr <sub>6</sub> O <sub>11</sub>	1,93
MoO <sub>3</sub>	7,19	Nd <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	6,77
Tc <sub>2</sub> O <sub>7</sub>	1,67	Pm <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0,07
RuO <sub>2</sub>	4,12	Sm <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	1,22
Rh <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0,74	Eu <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0,24
PdO	2,20	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	12,32
ZrO <sub>2</sub>	2,56	PuO <sub>2</sub>	0,14
UO <sub>2</sub>	3,81	Am <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0,52
NpO <sub>2</sub>	0,81	Cm <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0,05

### Pembuatan diagram Time Temperature Transformasion (TTT)

- Gelas-limbah hasil proses vitrifikasi di atas dipecah menjadi bagian-bagian kecil kemudian digerus sampai menjadi serbuk dalam crucibel porselin. Serbuk gelas-limbah dianalisis menggunakan difraktometer sinar-X. Pola difraksi sinar-X amorf menunjukkan struktur gelas.
- Bagian-bagian kecil gelas-limbah yang lain dipanaskan pada berbagai suhu dan waktu, kemudian digerus dalam crucible porselin sampai menjadi serbuk halus. Serbuk halus dianalisis menggunakan difraktometer sinar-X. Dari pola difraksi dapat dilihat terjadi kristal atau tidak.
- Dari hasil diatas dapat dibuat diagram TTT.

### HASIL DAN PEMBAHASAN

Pada pembuatan gelas – limbah secara simulasi, unsur-unsur aktinida (U, Np, Pu, Am, dan Cm) disubstitusi dengan Ce. Komposisi gelas-limbah dengan bahan gelas dari fly ash dengan komposisi seperti pada Tabel 3 dan dari bottom ash dengan komposisi seperti pada Tabel 4, masing-masing dengan penambahan B<sub>2</sub>O<sub>3</sub>.

Bahan gelas-limbah dengan bahan gelas dari fly ash dan bottom ash masing-masing dipanaskan pada 1150 °C selama 2,50 jam, sehingga terbentuk gelas-limbah. Penentuan suhu tersebut agar pada penerapan dalam skala industri, monofrax - K3 suhunya masih sama atau dibawah 900 °C, sehingga laju korosi bahan tersebut masih kecil. Pada suhu 1150 °C laju korosi monofrax K-3 sekitar 0,022 mm/hari, sehingga melter dengan bahan ini dapat tahan selama 5 tahun[1].

Adanya kadar Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> dan Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub> yang tinggi akan menaikkan suhu peleburan gelas-limbah. Oleh karena itu perlu adanya penambahan unsur-unsur untuk menurunkan



suhu peleburan gelas-limbah seperti  $\text{Na}_2\text{O}$  dan  $\text{B}_2\text{O}_3$ . Kadar maksimum  $\text{Na}_2\text{O}$  adalah 10 %, karena jika lebih besar dari 10 % akan terbentuk

fase pemisah yang berwarna kuning yang disebut *yellow phase*[1].

Tabel 3. Komposisi gelas (*fly ash* dengan penambahan  $\text{B}_2\text{O}_3$ )-limbah LCAT bahan bakar bekas PWR, fraksi bakar 45.000 MWD/MTU, pengkayaan U 4,50 %, daya spesifik 38 MW/MTU, pendinginan 4 tahun dengan kandungan limbah 19,37 % berat[2].

	Oksida	% berat		Oksida	% berat
a.	$\text{SiO}_2$	40,00		$\text{Rh}_2\text{O}_3$	0,09
	$\text{B}_2\text{O}_3$	11,58		$\text{PdO}$	0,23
	$\text{Al}_2\text{O}_3$	16,44		$\text{Ag}_2\text{O}$	0,01
	$\text{K}_2\text{O}$	0,53		$\text{CdO}$	0,01
	$\text{CaO}$	2,36		$\text{SnO}$	0,01
	$\text{MnO}_2$	0,09		$\text{TeO}_2$	0,10
	$\text{Na}_2\text{O}$	0,19		$\text{Cs}_2\text{O}$	0,45
	$\text{TiO}_2$	0,30		$\text{BaO}$	0,29
	$\text{Fe}_2\text{O}_3$	9,14		$\text{MnO}_2$	0,19
					$\text{CeO}_2$
b.	$\text{Na}_2\text{O}$	9,81		$\text{SrO}$	0,16
	$\text{Fe}_2\text{O}_3$	1,03		$\text{Y}_2\text{O}_3$	0,10
	$\text{NiO}$	0,17		$\text{ZrO}_2$	1,10
	$\text{Cr}_2\text{O}_3$	0,19		$\text{MoO}_3$	0,83
	$\text{P}_2\text{O}_5$	0,11		$\text{RuO}_2$	0,47
	$\text{SeO}_2$	0,01			
	$\text{Rb}_2\text{O}$	0,06			
	$\text{Gd}_2\text{O}_3$	1,41			

a. Komposisi gelas (*fly ash*)

b. Komposisi limbah LCAT

Tabel 4. Komposisi gelas (*bottom ash*)-limbah LCAT bahan bakar bekas PWR, fraksi bakar 45.000 MWD/MTU, pengkayaan U 4,50 %, daya spesifik 38 MW/MTU, pendinginan 4 tahun dengan kandungan limbah 19,37 % berat[2].

	Oksida	% berat		Oksida	% berat
a.	$\text{SiO}_2$	40,00		$\text{Rh}_2\text{O}_3$	0,09
	$\text{B}_2\text{O}_3$	14,32		$\text{PdO}$	0,26
	$\text{Al}_2\text{O}_3$	12,15		$\text{Ag}_2\text{O}$	0,01
	$\text{K}_2\text{O}$	0,45		$\text{CdO}$	0,01
	$\text{CaO}$	1,72		$\text{SnO}$	0,10
	$\text{MnO}_2$	0,12		$\text{TeO}_2$	0,45
	$\text{Na}_2\text{O}$	0,24		$\text{Cs}_2\text{O}$	0,29
	$\text{TiO}_2$	0,28		$\text{BaO}$	0,19
	$\text{Fe}_2\text{O}_3$	11,35		$\text{MnO}_2$	2,51
					$\text{CeO}_2$
b.	$\text{Na}_2\text{O}$	9,76		$\text{SrO}$	0,10
	$\text{Fe}_2\text{O}_3$	1,04		$\text{Y}_2\text{O}_3$	0,10
	$\text{NiO}$	0,17		$\text{ZrO}_2$	1,10
	$\text{Cr}_2\text{O}_3$	0,19		$\text{MoO}_3$	0,83
	$\text{P}_2\text{O}_5$	0,11		$\text{RuO}_2$	0,47
	$\text{SeO}_2$	0,01			
	$\text{Rb}_2\text{O}$	0,06			
	$\text{Gd}_2\text{O}_3$	1,42			

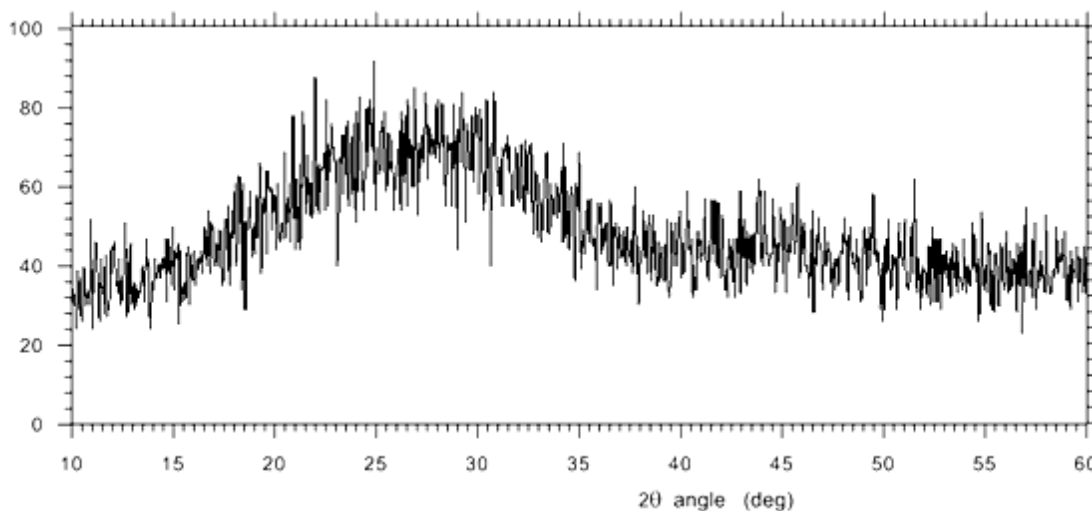
a. Komposisi gelas (*bottom ash*)

b. Komposisi limbah LCAT

Pada Tabel 3 dan Tabel 4 komposisi pembentukan gelas berbeda karena dari *fly ash* dan *bottom ash* jumlah  $\text{Na}_2\text{O}$  dalam bahan pembentuk gelas dan limbah dibuat 10 % berat untuk menurunkan suhu lebur gelas-limbah dan

untuk menghindari agar tidak terjadi pemisahan fase kuning (*yellow phase*)[1]. Dengan jumlah oksida pembentuk gelas yang sama (80,63 %), maka komposisi oksida limbah berbeda karena kadar  $\text{Na}_2\text{O}$  dalam limbah berbeda.

Intensitas (kcps)

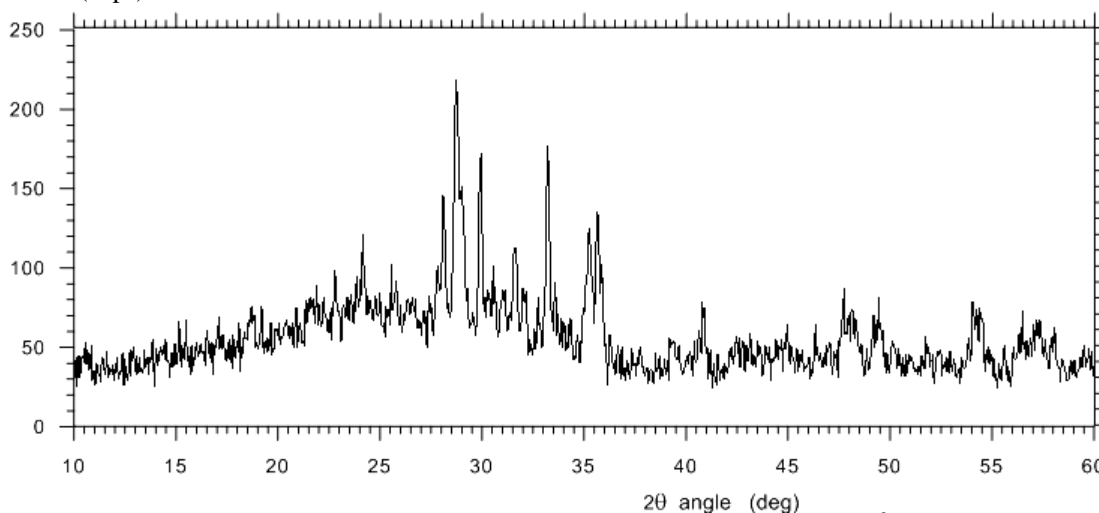


Gambar 1. Pola difraksi amorf bahan gelas dari *bottom ash*

Gelas-limbah dengan bahan gelas dari *bottom ash* dianalisis dengan difraktometer sinar-X menunjukkan pola difraksi untuk bahan amorf, seperti pada Gambar 1. Demikian pula gelas-limbah dengan bahan gelas dari *fly ash* yang

dipanaskan pada 800 °C selama 2 jam menunjukkan pola difraksi seperti pada Gambar 2.

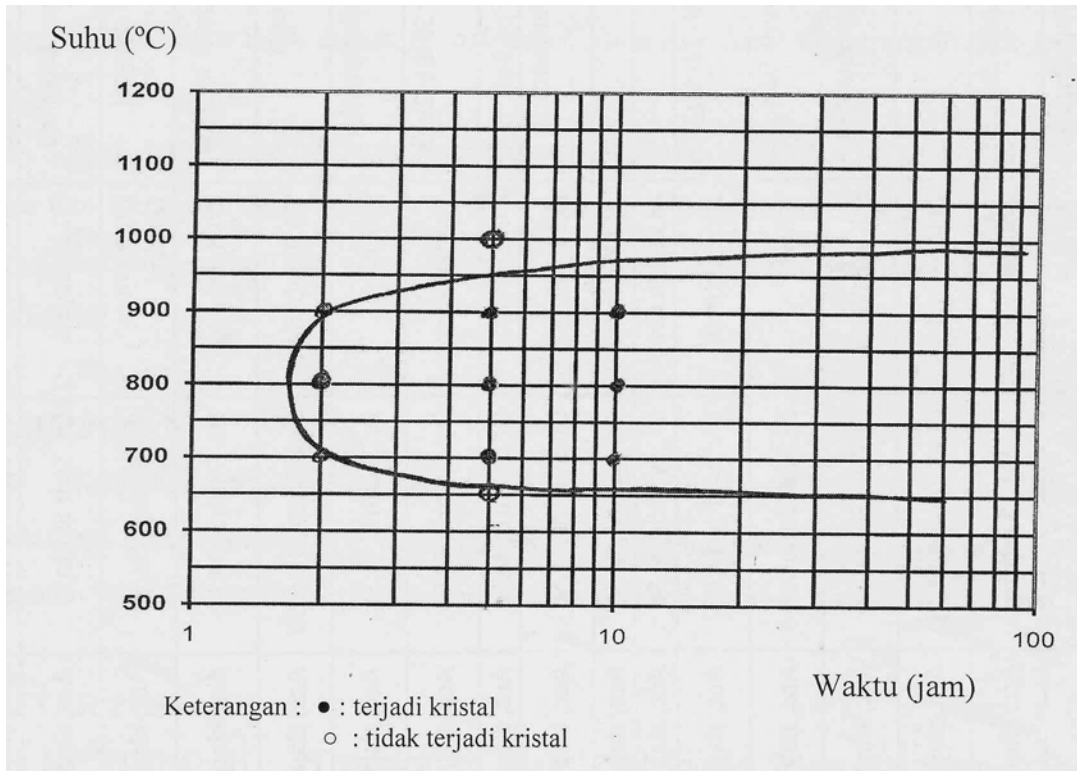
Intensitas (kcps)



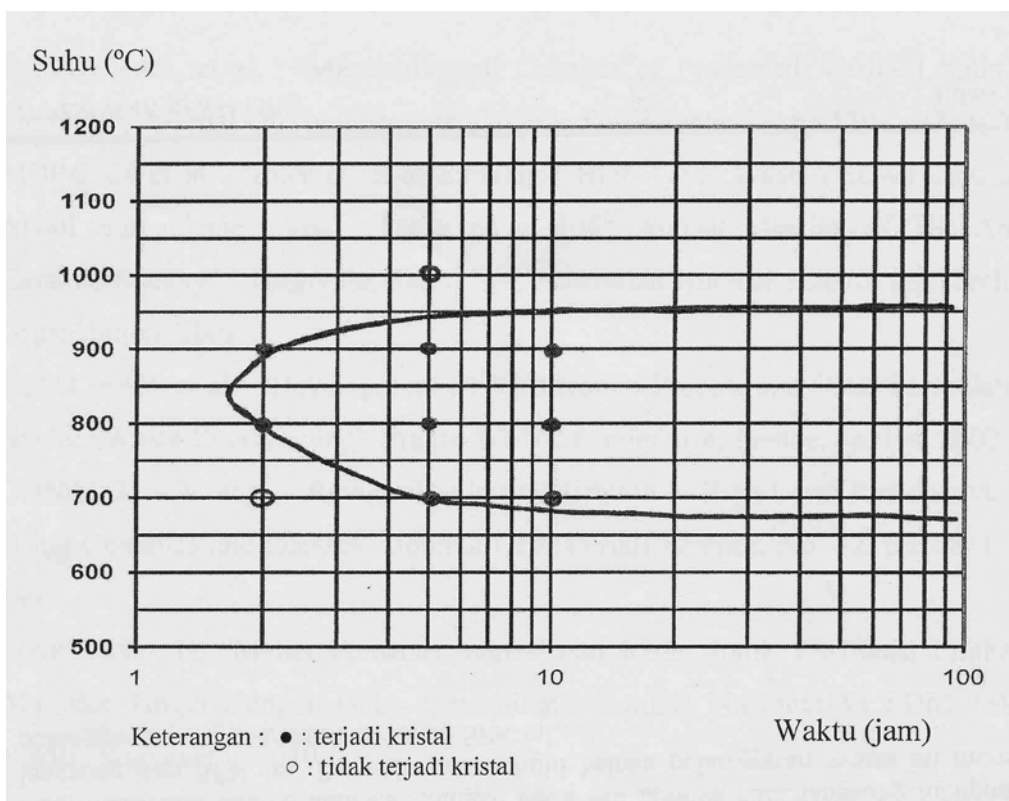
Gambar 2. Pola difraksi kristal gelas *fly-ash* limbah yang dipanaskan pada 800 °C selama 2 jam

Dari hasil analisis dengan defraktometer sinar -x, gelas (*fly ash*)- limbah dan gelas (*bottom ash*)-limbah dapat dibuat diagram TTT yang ditunjukkan pada Gambar 3 dan Gambar 4. Pada suhu diatas 900 °C tidak terjadi kristalisasi gelas

karena gerakan atom-atomnya sangat cepat sehingga atom-atom sukar untuk mengatur diri membentuk kristal. Kristalisasi dapat terjadi pada suhu rendah yaitu 600 °C tetapi dalam jangka waktu yang sangat lama. [9].



Gambar 3. Difraktometer sinar-X gelas limbah dengan bahan gelas dari *fly ash*



Gambar 4. Difraktometer sinar-X gelas limbah dengan bahan gelas dari *bottom ash*.

Kadar  $Al_2O_3$  yang tinggi dalam *bottom ash* menyebabkan titik lebur gelas-limbah yang tinggi. Penambahan  $B_2O_3$  dalam *bottom ash* dapat menurunkan titik lebur gelas-limbah.

Titik lebur (*melting point*) adalah suhu dimana viskositas gelas-limbah adalah 100 poise dan ini terjadi pada suhu 1150 °C. Terjadinya kristalisasi harus dihindari karena akan menaikkan laju pelindihan radionuklida gelas-limbah ke lingkungan. Untuk menghindari kristalisasi digunakan sistem pendingin sampai temperatur di bawah T<sub>g</sub> (titik transformasi) [9].

## KESIMPULAN

Kristalisasi *fly ash*-limbah dan *bottom ash*-limbah terjadi antara suhu 700 - 900 °C. Kristalisasi gelas-limbah harus dihindari karena menaikkan laju pelindihan gelas-limbah. Oleh karena itu pada penyimpanan sementara gelas-limbah digunakan sistem pendingin. Di atas suhu 900 °C, kristalisasi tidak terjadi karena gerakan atom-atomnya sangat cepat.

## DAFTAR PUSTAKA

- [1]. MARTONO, H, "Treatment of High Level Liquid Waste and Characterization of Waste Glass", PNC, Japan, 1988.
- [2]. KAVOURAS, et al, "Microstructural Changes of Processed Vitrified Solid Waste Products", *Journal Of The European Ceramic Society*, No. 23, pp 1305 - 1311, 2002.
- [3]. MORGAN et al, "Interaction of Simulated High Level Waste (HLW) Calcine With Alkali Borosilicate Glass". Presented at 105th Annual Meeting of The American Ceramic Society", Nashville, Tennessee, Australian Nuclear Science and Technology Organization, 2002.
- [4]. PETITJEAN, et al, "Development Of Vitrification Process and Glass Formulation For Nuclear Waste Conditioning" France WM'02 Conference, France, pp. 1-4, 2002.
- [5]. DONALD, I.W, et al, "Review The Immobilization of High Level Radioactive Wastes Using Ceramics and Glasses", *Journal Of Materials Science*, No. 32, pp. 5851 - 5887, 1997.
- [6]. MARTONO, H, "Melter Pemanas Induksi dan Joule Untuk Vitrifikasi Limbah Cair Aktivitas Tinggi Dengan Gelas Borosilikat", Seminar Nasional VI SDM Teknologi Nuklir, Yogyakarta, 2010.
- [7]. Pacific Northwest National Laboratory (PNNL), "High-Level Waste Melter Study Report", Pacific Northwest National Laboratory, Richland, Washington, 2001.
- [8]. PUSPITASARI, Y, et al, "Sintesis Dan Karakterisasi Geopolimer Berdasarkan Variasi Rasio Mol  $SiO_2/Al_2O_3$  Dari Abu Layang PLTU Suralaya", Prosiding Kimia FMIPA, Institut Teknologi Sepuluh November, Surabaya, 2010.
- [9]. MOSER, C.M, "Borosilicate and Alumino Silicate Glass AS A High Level Radioactive Waste Form", *Environmental Science*, 2001.

## IMOBILISASI LIMBAH CAIR TINGKAT TINGGI MENGUNAKAN *GLASS FRITS FLY ASH*

Aisyah, Yuli Purwanto

Pusat Teknologi Limbah Radioaktif – BATAN  
Kawasan PUSPIPTEK, Serpong 15310

### ABSTRAK

#### IMOBILISASI LIMBAH CAIR TINGKAT TINGGI MENGGUNAKAN *GLASS FRITS FLY ASH*.

Limbah cair tingkat tinggi (LCTT) adalah limbah yang ditimbulkan dari proses olah ulang bahan bakar nuklir bekas. Limbah ini banyak mengandung hasil belah dan sedikit aktinida. Limbah ini diimobilisasi menggunakan gelas borosilikat. Faktor penting yang mempengaruhi karakteristik gelas limbah antara lain komposisi kandungan limbah dan *glass frits*. *Fly ash* merupakan abu batubara yang memiliki kandungan antara lain  $\text{SiO}_2$ ,  $\text{Al}_2\text{O}_3$ ,  $\text{CaO}$  dan  $\text{Fe}_2\text{O}_3$  yang mirip dengan komposisi *glass frits* untuk imobilisasi LCTT, sehingga dapat digunakan sebagai *glass frits* pada imobilisasi LCTT. Penelitian ini bertujuan untuk mempelajari pemanfaatan *fly ash* sebagai *glass frits* pada imobilisasi LCTT. Dipelajari beberapa gelas limbah seperti gelas limbah A, B, C yang memiliki kandungan limbah 23,21; 36,75; 50,133 % berat dan gelas limbah D yang menggunakan *glass frits fly ash* saja tanpa penambahan oksida  $\text{SiO}_2$ . Sebagai standar digunakan gelas limbah milik JAEA. Karakteristik gelas limbah yang dipelajari adalah densitas, laju pelindihan dan devitrifikasi. Semakin tinggi kandungan limbah maka densitas dan laju pelindihan semakin tinggi. Densitas tertinggi adalah pada gelas limbah C yang memiliki kandungan limbah paling tinggi, sedangkan laju pelindihan tertinggi adalah pada gelas limbah D yang merupakan gelas limbah dengan *glass frits fly ash* tanpa penambahan  $\text{SiO}_2$ . Devitrifikasi gelas limbah terjadi pada gelas limbah A pada pemanasan  $700^\circ\text{C}$  dalam waktu 5 jam dengan terbentuknya kristal yang didominasi oleh  $\text{SiO}_2$ . Hasil penelitian menyimpulkan bahwa *fly ash* dapat dimanfaatkan sebagai *glass frits* untuk imobilisasi dengan penambahan  $\text{SiO}_2$  agar diperoleh karakteristik gelas limbah yang memenuhi persyaratan.

*Kata kunci: Limbah cair tingkat tinggi, imobilisasi, glass frits, fly ash*

### ABSTRACT

**IMMOBILIZATION OF HIGH-LEVEL WASTE USING FLY ASH GLASS FRITS.** *High level liquid waste (HLLW) is a waste generated from reprocessing of spent nuclear fuel. This waste contains many fission products and a few actinides. The waste is immobilized with borosilicate glass. The important factors influencing the characteristics of the waste-glass among others are waste content and glass frits composition. Fly ash is the ash generated from coal firing. The ash composed of  $\text{SiO}_2$ ,  $\text{Al}_2\text{O}_3$ ,  $\text{CaO}$  and  $\text{Fe}_2\text{O}_3$ , which is similar to that of glass frits. It was assumed that fly ash is possible to be used as substitute for glass frits. The aims of this research was to study the utilization of fly ash for HLLW immobilization. Some waste-glass were studied, namely waste-glasses A, B, C that contain waste loading of 23.21; 36.75 and 50.133 wt% respectively, and waste-glass D that was immobilized with fly ash without addition of  $\text{SiO}_2$  oxide. A standard glass from JAEA was used as reference. The characteristics to be observed were density, leaching rate and devitrification. The higher the density and waste loading of the waste-glass, made the leaching rate higher. The waste-glass with the highest density was the waste-glass C, while the highest leaching rate was the waste-glass D. Devitrification occurred on the waste glass A under  $700^\circ\text{C}$  5 hours heating. The devitrification was identified by the formation of crystal dominated by  $\text{SiO}_2$ . It was concluded that the fly ash can be used as glass frits on immobilization of HLLW with addition of  $\text{SiO}_2$  for improvement of waste-glass characteristics, in order to meet the requirement.*

*Keywords : High-level liquid waste, immobilization, glass frits, fly ash*

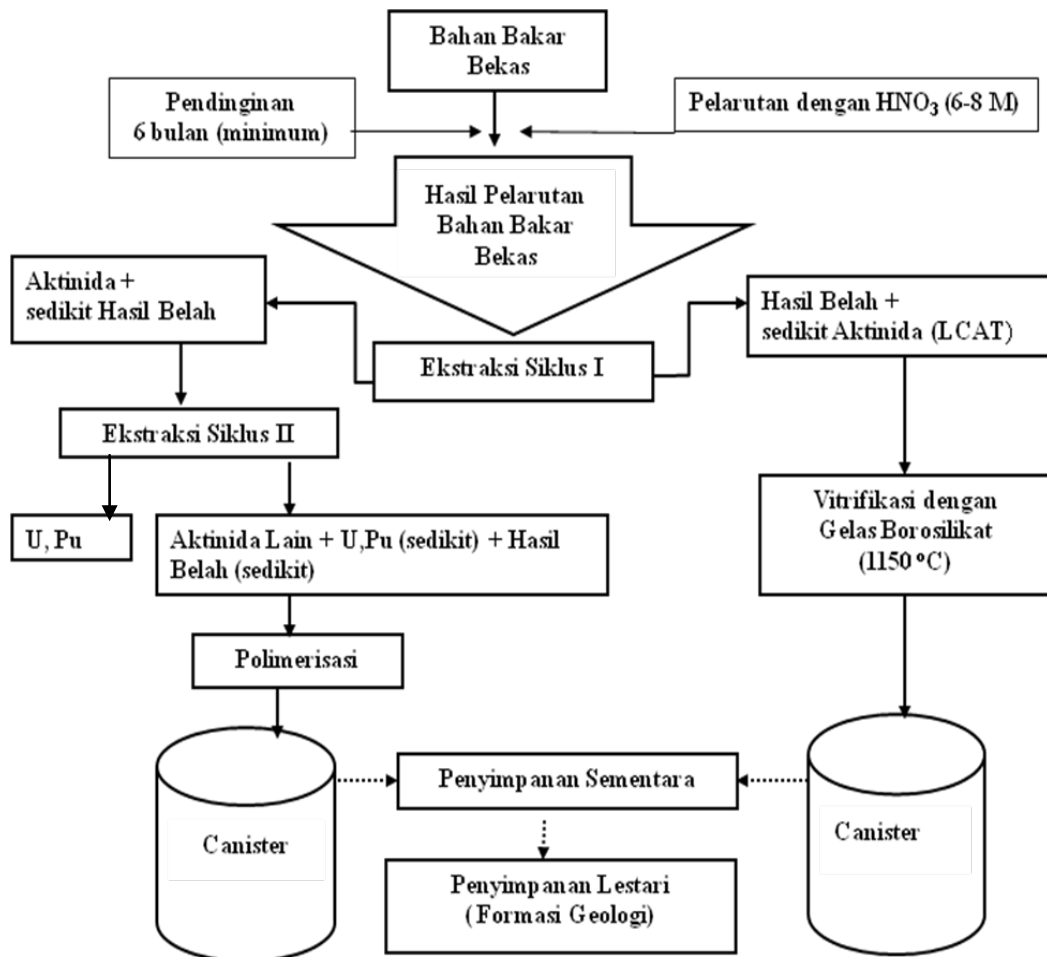
### PENDAHULUAN

Dalam Undang-Undang No.10 Tahun 1997 tentang ketenaganukliran ditetapkan bahwa klasifikasi limbah radioaktif dibagi atas 3 jenis, yaitu Limbah tingkat rendah (*Low Level Waste*), limbah tingkat sedang (*Intermediate Level*

*Waste*) dan limbah tingkat tinggi (*High Level Waste*) [1]. Pada sistem daur bahan bakar terbuka yang dimaksud Limbah Tingkat Tinggi (LTT) adalah bahan bakar bekas reaktor, sedangkan pada sistem daur tertutup bahan bakar bekas dari reaktor setelah proses penyimpanan sementara

akan mengalami proses olah ulang. Proses olah ulang bahan bakar bekas bertujuan untuk mengambil sisa uranium yang tidak terbakar dan plutonium yang terbentuk selama proses pembakaran bahan bakar nuklir. Dalam proses

olah ulang inilah akan ditimbulkan Limbah Cair Tingkat Tinggi (LCTT) dengan proses pengelolaan seperti yang ditunjukkan pada Gambar 1[2-4].



Gambar 1. Pengelolaan LCTT [2-4].

Pada Gambar 1 tampak bahan bakar setelah keluar dari reaktor dapat mengalami pendinginan (peluruhan) selama 6 bulan dalam kolam penyimpanan. Setelah pendinginan, bahan bakar dilarutkan kedalam larutan asam nitrat ( $\text{HNO}_3$ ) dan hasil pelarutan diekstraksi untuk memisahkan aktinida yaitu uranium (U), plutonium (Pu) dari hasil belah lainnya. Proses ini disebut ekstraksi siklus pertama. Dari hasil proses ekstraksi ini akan diperoleh larutan yang banyak mengandung hasil belah dan sedikit

aktinida, larutan ini yang disebut LCTT. Limbah cair tingkat tinggi ini memerlukan pendinginan sekitar 4 tahun sebelum dilakukan immobilisasi dengan gelas borosilikat menjadi gelas-limbah. Proses immobilisasi LCTT dengan gelas disebut vitrifikasi. Lelehan gelas-limbah dimasukkan ke dalam *canister* pada suhu  $1100\text{ }^\circ\text{C}$ . *Canister* yang telah terisi gelas-limbah disimpan dalam penyimpanan sementara (*interim storage*) selama 30-50 tahun, kemudian dapat dilakukan disposal pada formasi geologi [5,6].



Saat ini Indonesia memilih daur terbuka, sehingga terdapat LTT yang berupa bahan bakar bekas. Namun demikian dalam beberapa kegiatannya Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN) dan juga PT Industri Nuklir Indonesia (PT. INUKI ) menimbulkan limbah radioaktif yang komposisinya mirip dengan LCTT dari proses olah ulang bahan bakar bekas, seperti limbah dari pengujian bahan bakar paska iradiasi ataupun limbah dari produksi radioisotop Mo-99 [7,8]. Oleh karena itu diperlukan penguasaan teknologi pengelolaan LTT baik yang berupa bahan bakar bekas maupun LCTT yang berasal dari proses olah ulang bahan bakar bekas.

Limbah cair tingkat tinggi disamping memiliki panas radiasi yang cukup tinggi, juga mengandung aktinida yang berumur paro panjang. Oleh karena itu LCTT memerlukan pengelolaan dengan tingkat keselamatan yang cukup tinggi termasuk dalam hal pemilihan bahan matriks untuk imobilisasi beserta teknologi imobilisasinya. Beberapa hal yang perlu diperhatikan dalam memilih bahan matriks untuk imobilisasi LCTT adalah proses pembuatan yang mudah, praktis, kandungan limbah (*waste loading*) yang ekonomis, serta hasil imobilisasi memiliki karakteristik yang baik seperti ketahanan kimia yaitu laju pelindihan yang rendah, sifat fisika yang sesuai, kestabilan terhadap radiasi, kestabilan terhadap panas yaitu tidak mudah terjadi devitrifikasi dan keutuhan fisik (*physycal integrity*) [9].

Terdapat beberapa bahan matrik untuk imobilisasi LCTT seperti gelas, *synrock* dan *vitromet*. Berdasarkan pertimbangan teknik pembuatan, stabilitas dalam jangka panjang, besarnya kandungan limbah, serta berdasarkan standar *International Atomic Energy Agency* (IAEA) dan pengalaman beberapa negara maju seperti Perancis, Jepang, Inggris maka pengolahan LCTT dilakukan melalui imobilisasi dengan gelas borosilikat [10,11].

Banyak faktor yang mempengaruhi karakteristik gelas limbah dalam proses vitrifikasi seperti komposisi limbah, komposisi bahan *glass frits* maupun kondisi operasi vitrifikasi dimana masing-masing unsur memiliki peran dalam karakteristik gelas limbah yang dihasilkan. Umumnya gelas borosilikat dengan kandungan  $\text{SiO}_2$  di atas 40%

mempunyai kualitas yang memenuhi syarat hasil vitrifikasi.

*Fly ash* atau abu layang merupakan limbah abu dari Pembangkit Listrik Tenaga Uap (PLTU) yang berbahan bakar batubara. *Fly ash* memiliki komposisi kimia yang mirip dengan *glass frits* seperti  $\text{SiO}_2$ ,  $\text{Al}_2\text{O}_3$ ,  $\text{CaO}$  maupun  $\text{Fe}_2\text{O}_3$  sehingga *fly ash* memungkinkan untuk dimanfaatkan sebagai *glass frits* pada imobilisasi LCTT dengan gelas borosilikat [11].

Sesuai dengan kandungan limbahnya maka komposisi *glass frits* memiliki peran yang penting dalam menghasilkan karakteristik gelas limbah yang sesuai dengan standar. Perubahan komposisi *glass frits* akan menghasilkan karakteristik gelas limbah yang berbeda. Unsur Si maupun Al merupakan salah satu komponen penting dalam *glass frits* yang merupakan unsur pembentuk kerangka gelas yang jumlahnya dapat mempengaruhi karakteristik gelas limbah. Jadi semakin tinggi kadar Si dalam *glass frits* maka akan dihasilkan gelas limbah dengan kualitas yang semakin baik, namun suhu pelelehan gelas limbah semakin tinggi.

Pada penelitian sebelumnya telah dipelajari beberapa topik tentang imobilisasi LCTT menggunakan menggunakan gelas borosilikat antara lain persyaratan gelas limbah untuk vitrifikasi, perbandingan gelas keramik dan gelas borosilikat, pengaruh perlakuan panas terhadap devitrifikasi gelas limbah, pengaruh radiasi dan radionuklida hasil belah terhadap sifat fisika dan kimia gelas-limbah, perubahan komposisi bahan pembentuk gelas pada karakteristik gelas limbah [9,11-15]. Terdapat beberapa karakteristik gelas limbah yang perlu dipelajari seperti densitas, koefisien muai panjang, hantaran panas, viskositas, laju pelindihan, titik pelunakan, hantaran listrik, panas jenis, dan kekuatan mekanik.

Karakteristik gelas limbah yang dipelajari dalam penelitian ini adalah densitas, laju pelindihan dan devitrifikasi gelas limbah terkait dengan adanya perubahan kandungan limbah dan *glass frits*. Penentuan karakteristik densitas gelas limbah diperlukan dalam perancangan *melter*, *canister*, beban transportasi dan kekuatan tumpuk pada

penyimpanan gelas limbah. Karakteristik laju pelindihan merupakan karakteristik gelas limbah yang menunjukkan kekuatan gelas limbah dalam mengungkung radionuklida yang ada didalamnya. Seperti diketahui bahwa tujuan akhir pengelolaan limbah adalah menjaga agar radionuklida terikat cukup kuat dalam *monolith* bahan matriks dalam jangka waktu yang sangat lama, sehingga potensi radionuklida terlindih ke lingkungan bisa diminimalkan.

Sebagai acuan adalah gelas limbah standar milik *Japan Atomic Energy Agency* (JAEA) Jepang [6]. Komposisi LCTT ditentukan dengan program *ORIGEN 2*. Pembuatan gelas limbah simulasi dilakukan dengan cara melelehkan campuran *glass frits* dan limbah dalam berbagai komposisi pada suhu 1150 °C. Karakterisasi gelas limbah yang dilakukan adalah densitas, laju pelindihan dan devitrifikasi. Densitas dilakukan secara *Archimedes*, laju pelindihan dilakukan dengan alat soklet dan devitrifikasi dilakukan dengan Difraktometer Sinar X (XRD) sedangkan struktur mikro dilakukan dengan *Scanning Electrone Microscope* (SEM) beserta *Energy Dispersive-X-Ray Spectroscopy* (EDS). Karakteristik gelas limbah yang diteliti akan dibandingkan dengan karakteristik gelas limbah standar.

Penelitian ini bertujuan untuk mempelajari pemanfaatan *fly ash* sebagai *glass frits* dalam imobilisasi LCTT sehingga dapat diperoleh gelas limbah dengan karakteristik yang tidak hanya memenuhi standar namun juga ekonomis dan secara teknis dapat divitrifikasi dengan baik. Penelitian ini dilakukan di Laboratorium Bidang Teknologi Pengolahan Limbah Radioaktif Dekontaminasi dan Dekomisioning di Pusat Teknologi Limbah Radioaktif, Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN), Kawasan Puspiptek Serpong pada Tahun 2013.

Walaupun saat ini Indonesia belum melakukan proses olah ulang, namun topik penelitian ini menjadi penting sebagai acuan dalam mengelola LCTT yang ditimbulkan dari kegiatan produksi radioisotop maupun pengujian bahan bakar paska iradiasi dimana limbah yang ditimbulkan memiliki komposisi yang mirip dengan LCTT yang ditimbulkan dari proses olah ulang bahan bakar nuklir bekas.

## TATA KERJA

### Bahan dan Peralatan

Bahan yang digunakan dalam penelitian ini adalah *Fly ash* dari PLTU Suralaya, oksida – oksida  $\text{SiO}_2$ ,  $\text{B}_2\text{O}_3$ ,  $\text{Na}_2\text{O}$ ,  $\text{CaO}$ ,  $\text{Al}_2\text{O}_3$ ,  $\text{Fe}_2\text{O}_3$ ,  $\text{NiO}$ ,  $\text{Cr}_2\text{O}_3$ ,  $\text{SrO}$ ,  $\text{Cs}_2\text{O}$ ,  $\text{BaO}$ ,  $\text{La}_2\text{O}_3$  dan  $\text{CeO}_2$  buatan Merck dengan kemurnian yang tinggi.

Dalam penelitian ini digunakan beberapa peralatan seperti timbangan analitis, tungku pemanas (*Muffle Furnace*), cawan alumina untuk pembuatan gelas limbah, *X-Ray Fluorecent* (XRF), *Scanning Electrone Microscope* (SEM) dan *Energy Dispersive-X-Ray Spectroscopy* (EDS) untuk pengamatan struktur mikro gelas limbah, Difraktometer Sinar X (XRD) untuk pengukuran pola difraksi sinar X dan *software* *ORIGEN 2* untuk menentukan komposisi LCTT.

### Metode

1. Penentuan Komposisi *Fly Ash*

Abu batu bara jenis *fly ash* diambil dari Pembangkit Listrik Tenaga Uap (PLTU) Suralaya, Banten. Komposisi kimia *fly ash* ditentukan dengan XRF di Pusat Sains & Teknologi Nuklir Terapan (PSTNT) Bandung.
2. Penentuan Komposisi Limbah Cair Tingkat Tinggi

Komposisi LCTT ditentukan dengan menggunakan *software* *ORIGEN 2* berdasarkan atas sejarah elemen bahan bakarnya, yaitu jenis reaktor PWR, fraksi bakar 45000 MWD/MTU, pengkayaan uranium 4,5 %, daya spesifik 38 MW/MTU dan lama pendinginan sebelum proses vitrifikasi 4 tahun. Dalam penelitian ini digunakan LCTT simulasi yaitu dengan penggantian unsur-unsur radioaktif dengan unsur lain yang terdapat dalam 1 golongan pada tabel periodik dan berdasarkan pengalaman dari negara-negara maju. Dalam hal ini, Tc diganti Mn dan aktinida (U, Np, Pu, Am, Cm) diganti Ce [15,16].



### 3. Penentuan Komposisi Gelas-Limbah

*Glass frits* (bahan pembentuk gelas) yang utama adalah *fly ash* dengan penambahan oksida  $\text{SiO}_2$  dan  $\text{B}_2\text{O}_3$ . Komposisi gelas limbah ditentukan berdasarkan variasi kandungan limbah yaitu gelas A, B, dan C, masing-masing dengan kandungan limbah 23,21; 36,747; dan 50,133 %berat serta gelas D merupakan gelas limbah dengan *glass frits* murni *fly ash* tanpa penambahan oksida  $\text{SiO}_2$  lagi. Komposisi gelas limbah A,B,C dan D ditunjukkan pada Tabel 1. Sebagai standar digunakan gelas limbah milik JAEA Jepang dengan komposisi

dan karakteristik seperti yang ditunjukkan pada Tabel 2 dan 3.

### 4. Pembuatan Gelas Limbah

Pembuatan gelas-limbah dilakukan dengan memanaskan campuran oksida seperti pada Tabel 1 pada suhu  $1150\text{ }^\circ\text{C}$  selama 2,5 jam. Pemanasan dilakukan dalam tungku pemanas menggunakan wadah dari crucible alumina. Selanjutnya dilakukan pendinginan sampai suhu kamar sehingga terbentuk gelas limbah [9,15,17].

Tabel 1. Komposisi Gelas Limbah A,B,C dan D

Komposisi	Kandungan Limbah (% berat)			
	A (23,21 %)	B (36,747%)	C (50,133%)	D ( <i>Fly ash</i> tanpa penambahan $\text{SiO}_2$ )
<i>Fly ash</i>	15,96	4,788	5,586%	65,21
$\text{SiO}_2$	52,82	43,842	29,487	-
$\text{B}_2\text{O}_3$	11,58	14,623	14,794	11,58
$\text{Na}_2\text{O}$	9,81	9,94	9,93	9,81
$\text{P}_2\text{O}_5$	0,15	0,3	0,45	0,15
$\text{Fe}_2\text{O}_3$	1,45	2,9	4,35	1,45
$\text{Cr}_2\text{O}_3$	0,27	0,54	0,81	0,27
$\text{NiO}$	0,24	0,48	0,72	0,24
$\text{Gd}_2\text{O}_3$	1,98	3,96	5,94	1,98
$\text{Rb}_2\text{O}$	0,09	0,18	0,27	0,09
$\text{Cs}_2\text{O}$	0,63	1,26	1,89	0,63
$\text{SrO}$	0,23	0,46	0,69	0,23
$\text{BaO}$	0,41	0,82	1,23	0,41
$\text{ZrO}_2$	1,54	3,08	4,62	1,54
$\text{MoO}_3$	1,16	2,32	3,48	1,16
$\text{MnO}_2$	0,27	0,54	0,81	0,27
$\text{RuO}_2$	0,66	1,32	1,98	0,66
$\text{Rh}_2\text{O}_3$	0,12	0,24	0,36	0,12
$\text{PdO}$	0,36	0,72	1,08	0,36
$\text{Ag}_2\text{O}$	0,02	0,04	0,06	0,02
$\text{SnO}_2$	0,02	0,04	0,06	0,02
$\text{SeO}_2$	0,02	0,04	0,06	0,02
$\text{TeO}_2$	0,14	0,28	0,42	0,14
$\text{Y}_2\text{O}_3$	0,14	0,28	0,42	0,14
$\text{CeO}_2$	3,5	7	10,5	3,5

Tabel 2. Komposisi Gelas Limbah Standar [6]

Bahan Pembentuk Gelas		Limbah	
Oksida	% berat	Oksida	% berat
$\text{SiO}_2$	43,15	$\text{Na}_2\text{O}$	9,0
$\text{B}_2\text{O}_3$	14,20	$\text{Fe}_2\text{O}_3 + \text{Cr}_2\text{O}_3 + \text{NiO}$	1,01
$\text{Li}_2\text{O}$	3,12	Hasil belah (termasuk aktinida)	18,83
$\text{Na}_2\text{O}$	1,0	Jumlah	28,84
$\text{K}_2\text{O}$	2,01		
$\text{CaO}$	2,05		
$\text{ZnO}$	2,10		
$\text{Al}_2\text{O}_3$	3,53		

Tabel 3. Karakteristik Gelas Limbah Standar [6]

Karakteristik	Besaran
Densitas	2,74 g cm <sup>-3</sup>
Koefisien muai panjang	83x10 <sup>-7</sup> °C <sup>-1</sup> (30-300 °C)
Titik transformasi	501 °C
Konduktivitas panas	0,87 K cal m <sup>-2</sup> jam <sup>-1</sup> °C <sup>-1</sup> (pada 100 °C)
Titik pelunakan	614 °C
Tahanan listrik	4,8 ohm cm (pada 1150 °C)
Kekentalan	40 poise pada (1150 °C)
Laju pelindihan	2,3x10 <sup>-5</sup> g cm <sup>-2</sup> hari <sup>-1</sup> (statik, 100 °C, 24 jam)
Panas jenis	0,21 cal g <sup>-1</sup> °C <sup>-1</sup> (pada 1150 °C)
Kekuatan mekanik	57 Mpa

5. Penentuan Densitas Gelas Limbah

Densitas gelas limbah ditentukan secara *Archimedes* dengan cara menimbang potongan gelas limbah di udara dan dalam keadaan tercelup dalam air pada suhu kamar. Densitas gelas limbah dihitung dengan persamaan [15,18,19]:

$$\rho = (W_a \rho_w - W_w \rho_a) / (W_a - W_w) \dots\dots (1)$$

dimana  $\rho$  adalah densitas gelas limbah (g cm<sup>-3</sup>),  $\rho_w$  adalah densitas air (g cm<sup>-3</sup>),  $\rho_a$  adalah densitas udara (g cm<sup>-3</sup>),  $W_a$  adalah berat gelas limbah di udara (g) dan  $W_w$  adalah berat gelas limbah di air (g). Sebagai standar dalam pengukuran densitas digunakan aluminium.

6. Penentuan Laju Pelindihan Gelas Limbah

Laju pelindihan gelas limbah dilakukan menurut *Japan Industrial Standart (JIS)*, yaitu laju pelindihan dipercepat dalam medium air. Contoh gelas-limbah dihaluskan dan dimasukkan dalam basket dan dipasang pada *sokhlet* untuk direfluks dengan air suling pada suhu 100 °C selama 24 jam. Laju pelindihan gelas-limbah dengan cara *Soxhlet* pada suhu 100 °C dan 1 atm selama 24 jam ini sama dengan laju pelindihan gelas limbah pada suhu kamar selama 1 tahun. Laju pelindihan dihitung berdasarkan berat contoh yang hilang dengan persamaan [20,21]:

$$L = W / S.t \dots\dots\dots(2)$$

dengan L: laju pelindihan (g cm<sup>-2</sup> hari<sup>-1</sup>), S: luas permukaan contoh (cm<sup>2</sup>), W: berat gelas limbah yang terlindih (g), t: waktu pelindihan (hari).

7. Penentuan *Amorf* dan Devitrifikasi Gelas Limbah

Penentuan struktur *amorf* dan kristalin pada devitrifikasi gelas limbah ditentukan dengan XRD. Terjadinya devitrifikasi secara kualitatif ditentukan terhadap gelas limbah A dengan cara memanaskan gelas limbah A pada suhu 700 °C selama 5 jam. Dari pola difraksi dapat ditentukan apakah bahan berada pada struktur *amorf* atau telah terbentuk kristal. Struktur kristal ditandai dengan munculnya puncak-puncak pada pola difraksi XRD sedangkan pola difraksi struktur amorf menunjukkan tidak adanya puncak-puncak [14,18].

8. Pengamatan Struktur Mikro Gelas Limbah Dengan SEM dan EDS

Gelas limbah A yang telah mengalami pemanasan pada suhu 700 °C selama 5 jam ditumbuk halus dan kemudian dilakukan analisis struktur mikro menggunakan SEM di Pusat Sains & Teknologi Bahan Maju (PSTBM) Serpong. Analisis EDS dilakukan secara *spot* (titik) analisis terhadap posisi kristal yang muncul pada permukaan struktur mikro tersebut. Analisis EDS akan memberikan informasi tentang jenis kristal yang terbentuk.

**HASIL DAN PEMBAHASAN**

Hasil analisis XRF dari *fly ash* PLTU surabaya ditunjukkan pada Tabel 4.

Tabel 4. Komposisi Kimia *Fly Ash*

Oksida	Kadar (% berat)
SiO <sub>2</sub>	35,44
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	36,54
K <sub>2</sub> O	1,15
CaO	5,26
MnO <sub>2</sub>	0,20
Na <sub>2</sub> O	0,43
TiO <sub>2</sub>	0,66
Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20,32

Pada Tabel 4 tampak bahwa komposisi *fly ash* didominasi oleh SiO<sub>2</sub>, Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> dan Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub>. Unsur yang penting dalam *glass frits* adalah SiO<sub>2</sub> dan Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, oleh karena itu *fly ash* ini dapat dimanfaatkan sebagai *glass frits* pada imobilisasi LCTT menggunakan gelas borosilikat. Untuk memperoleh kualitas gelas limbah yang memenuhi standar maka salah satunya adalah dengan mengatur kandungan SiO<sub>2</sub> dalam komposisi *glass frits*. Kandungan SiO<sub>2</sub> dalam *glass frits* minimal adalah 40 %berat, oleh

karena itu diperlukan penambahan SiO<sub>2</sub> lagi dari oksida kimia.

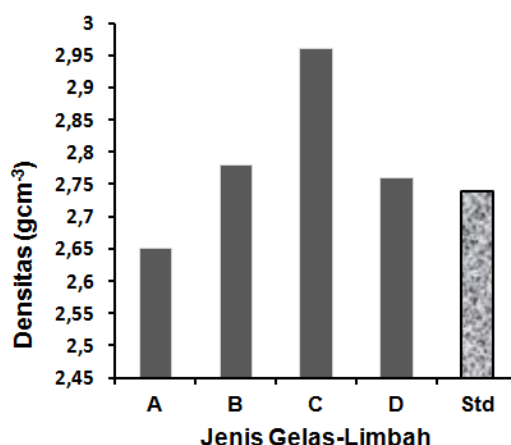
Hasil analisis LCTT menggunakan *software* ORIGEN 2 berdasarkan atas jenis reaktor PWR, fraksi bakar 45000 MWD/MTU, pengkayaan uranium awal 4,5 %, daya spesifik 38 MW/MTU dan lama pendinginan sebelum proses vitrifikasi 4 tahun ditunjukkan pada Tabel 5.

Pada Tabel 5 terlihat bahwa kandungan limbah didominasi oleh radionuklida hasil belah yang merupakan radionuklida pemancar gamma. Oleh karena itu adanya radiasi gamma yang cukup besar yang dipancarkan oleh radionuklida hasil belah dalam gelas-limbah dapat mengakibatkan suhu gelas limbah yang tinggi (> 500 °C). Suhu yang tinggi dan waktu yang cukup lama dapat mengakibatkan timbulnya devitrifikasi [14]. Adanya devitrifikasi akan mengakibatkan ketahanan kimianya menurun, karenanya laju pelindihannya meningkat.

Tabel 5. Komposisi LCTT dari Bahan bakar bekas PWR, fraksi bakar 45.000 MWD/MTU, pengkayaan uranium 4,50%, daya spesifik 38 MW/MTU dan pendinginan 4 tahun

Oksida	% Berat	Oksida	% Berat
Na <sub>2</sub> O	16,48	Ag <sub>2</sub> O	0,11
Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	9,05	CdO	0,18
NiO	1,47	SnO	0,15
Cr <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	1,68	Sb <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0,04
P <sub>2</sub> O <sub>5</sub>	0,95	TeO <sub>2</sub>	0,84
SeO <sub>2</sub>	0,11	Cs <sub>2</sub> O	3,91
Rb <sub>2</sub> O	0,56	BaO	2,58
SrO	1,45	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	2,05
Y <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0,85	CeO <sub>2</sub>	4,19
ZrO <sub>2</sub>	6,99	Pr <sub>6</sub> O <sub>11</sub>	1,93
MoO <sub>3</sub>	7,19	Nd <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	6,77
Tc <sub>2</sub> O <sub>7</sub>	1,67	Pm <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0,07
RuO <sub>2</sub>	4,12	Sm <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	1,22
Rh <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0,74	Eu <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0,24
PdO	2,20	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	12,32
ZrO <sub>2</sub>	2,56	PuO <sub>2</sub>	0,14
UO <sub>2</sub>	3,81	Am <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0,52
NpO <sub>2</sub>	0,81	Cm <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0,05

Hasil pengukuran densitas terhadap jenis gelas limbah yang diteliti yaitu jenis gelas limbah A, B, C, D ditunjukkan pada Gambar 2.



Gambar 2. Pengaruh Jenis Gelas-Limbah Terhadap Densitas Gelas-Limbah

Pada Gambar 2 tampak bahwa dengan bertambahnya kandungan limbah (gelas-limbah A,B,C) maka densitas semakin besar. Sedangkan untuk gelas-limbah D maka densitas menurun. Pada pembuatan gelas limbah, oksida limbah dan *glass frits* memiliki perbandingan yang tertentu, sehingga penambahan kandungan limbah akan diikuti dengan penurunan *glass frits*. Adanya penambahan kandungan limbah berarti prosentase oksida dari unsur-unsur yang lebih besar massanya meningkat sedangkan prosentase unsur *glass frits* yang lebih rendah massanya menurun. Bertambahnya prosentase unsur yang lebih besar massanya akan menaikkan densitasnya (gelas limbah A, B, C). Jika dibandingkan dengan densitas gelas limbah standar (Std) yaitu 2,74 g/cm<sup>3</sup> dengan densitas gelas limbah B dan C yaitu gelas limbah dengan kandungan limbah antara 36,74-50,133 %berat yang memiliki densitas berkisar antara 2,78 dan g/cm<sup>3</sup>, maka densitas gelas limbah standar nampak lebih kecil. Hal ini karena kandungan limbah pada gelas limbah standar lebih kecil yaitu 28,84 %berat dari pada kandungan limbah pada gelas limbah B dan C, sedangkan gelas limbah A memiliki densitas yang lebih kecil dari gelas limbah standar. Hal ini sejalan dengan kandungan limbah pada gelas limbah A sedikit lebih kecil dari kandungan limbah gelas standar. Kandungan limbah yang semakin tinggi akan menghasilkan densitas gelas limbah yang lebih tinggi pula. Berarti gelas limbah akan semakin padat dan kuat. Namun demikian gelas limbah dengan kandungan limbah yang terlalu besar

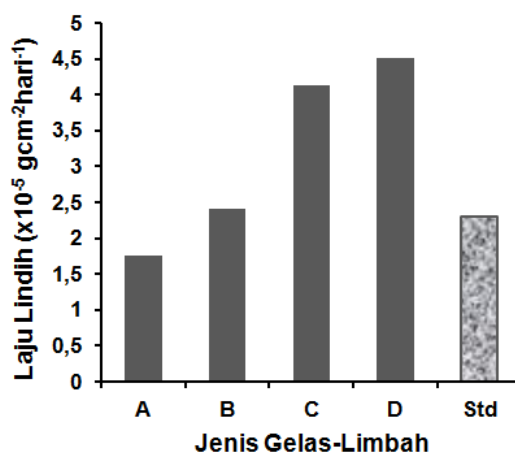
akan menurunkan ketahanan kimia gelas limbah yaitu laju pelindihan akan meningkat dan ini tidak diinginkan. Untuk gelas limbah D yaitu gelas limbah dengan *glass frit* hanya dari *fly ash* tanpa penambahan SiO<sub>2</sub> lagi memiliki densitas yang tidak signifikan berbeda dengan gelas limbah standar. Kandungan limbah pada gelas D adalah 23,21 %berat sedikit lebih rendah dari gelas limbah standar yaitu 28,84 % berat. Dengan demikian *fly ash* secara parsial atau total dapat digunakan sebagai gelas frits dalam imobilisasi LCTT dengan gelas borosilikat karena menghasilkan karakteristik densitas gelas-limbah yang sesuai dengan gelas limbah standar. Jika dibandingkan dengan penggunaan *fly ash* sebagai *glass frits* secara parsial dan total maka karakteristik densitas yang dihasilkan sama-sama memenuhi standar, namun dari segi ekonomis maka penggunaan *fly ash* secara total sebagai *glass frits* akan lebih ekonomis karena tanpa penambahan *glass frits* dari oksida kimia lainnya yang harganya lebih mahal dari *fly ash*.

Seperti diketahui bahwa data densitas ini sangat penting untuk diketahui guna perancangan *melter*, *canister* serta strategi penyusunan *canister* yang berisi gelas limbah dalam *storage* maupun disposal. Semakin besar densitas gelas limbah maka gelas limbah mampu menerima beban tumpuk yang lebih besar dan hal ini akan lebih menghemat lahan *storage* maupun disposal. Jika kandungan limbah lebih ditingkatkan lagi maka densitas dapat lebih meningkat lagi yang berarti gelas limbah akan semakin mampu

menerima beban tumpuk yang lebih besar. Namun demikian kandungan limbah yang semakin besar akan menurunkan jumlah oksida pembentuk gelas, salah satunya yaitu menurunkan jumlah  $\text{SiO}_2$ . Seperti diketahui  $\text{SiO}_2$  merupakan salah satu unsur dalam *glass frits* yang cukup dominan yang membentuk struktur kerangka gelas yang kuat. Jumlah  $\text{SiO}_2$  yang menurun dapat mengakibatkan menurunnya karakteristik gelas limbah karena kerangka

$\text{SiO}_2$  tidak cukup menampung radionuklida dalam limbah. Hal ini dapat meningkatkan laju pelindihan. Oleh karena itu untuk mendapatkan karakteristik gelas limbah yang baik maka jumlah kandungan limbah dibatasi yaitu 20-25 %berat. Kandungan limbah yang lebih tinggi lagi akan lebih meningkatkan laju pelindihan dan ini harus dihindari

Pengaruh laju pelindihan terhadap jenis gelas limbah ditunjukkan pada Gambar 3.



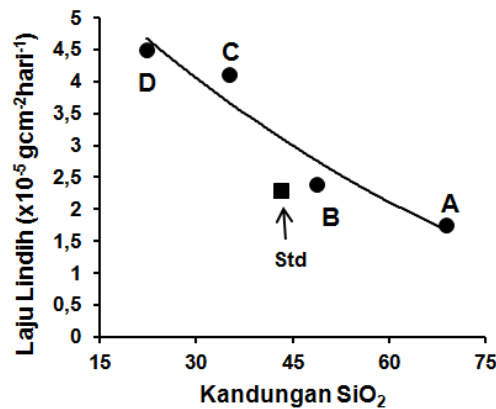
Gambar 3. Pengaruh Jenis Gelas-Limbah Terhadap Laju Pelindihan Gelas-Limbah

Pada Gambar 3 tampak bahwa laju pelindihan semakin meningkat untuk jenis gelas-limbah A,B, dan C. Jika dilihat dari komposisi gelas limbah, maka terjadi peningkatan kandungan limbah A,B, dan C. Bertambahnya kandungan limbah menyebabkan laju pelindihan semakin besar. Kandungan limbah yang besar berarti jumlah radionuklida yang harus ditampung dalam kerangka gelas juga besar, bahkan kerangka gelas akan menjadi penuh dengan radionuklida yang terkandung dalam limbah. Akibatnya, radionuklida mudah terlindih keluar. Gelas limbah dengan laju pelindihan yang besar merupakan gelas limbah dengan kualitas yang tidak baik. Laju pelindihan gelas-limbah B, C dan D lebih besar dari laju pelindihan gelas-limbah standar. Untuk gelas limbah B dan C jumlah kandungan limbah lebih besar dari gelas limbah standar, sehingga jumlah radionuklida yang harus ditampung dalam kerangka gelas B dan C semakin banyak, sehingga potensi pelindihan radionuklida keluar dari gelas limbah semakin besar. Untuk gelas limbah D yaitu gelas

limbah dengan *glass frits* hanya *fly ash* memiliki laju pelindihan paling besar yaitu  $4,514 \times 10^{-5} \text{ g cm}^{-2} \text{ hari}^{-1}$  hampir dua kali laju pelindihan gelas limbah standar. Gelas limbah D memiliki kandungan  $\text{SiO}_2$  hanya dari *fly ash* tanpa adanya penambahan  $\text{SiO}_2$  dari bahan kimia sebagai *glass frits* yaitu 22,823 % berat paling kecil dibandingkan dengan gelas limbah A,B,C bahkan jauh lebih kecil dari gelas limbah standar yaitu 43,15 %berat. Dengan demikian untuk imobilisasi LCTT hanya menggunakan *fly ash* sebagai *glass frits* mengharuskan penambahan  $\text{SiO}_2$  agar diperoleh gelas limbah dengan kualitas yang baik yaitu laju pelindihannya kecil. Yang perlu diperhatikan adalah semakin kecil laju pelindihan menunjukkan bahwa gelas-limbah mempunyai kualitas yang cukup baik. Laju pelindihan merupakan karakteristik yang penting mengingat tujuan akhir dari imobilisasi limbah adalah untuk memperkecil potensi terlepasnya radionuklida yang ada dalam limbah ke lingkungan.

Jika dipelajari pengaruh oksida  $\text{SiO}_2$  dalam *glass frits* terhadap laju pelindihan gelas

limbah A,B, C dan D dihasilkan grafik seperti yang ditunjukkan pada Gambar 4.



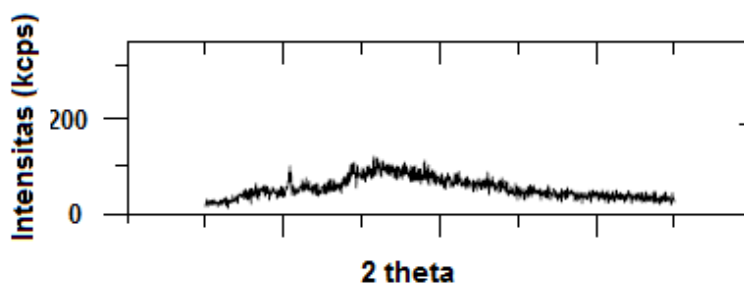
Gambar 4. Pengaruh Kandungan  $\text{SiO}_2$  Terhadap Laju Pelindihan Gelas Limbah

Unsur Si merupakan salah satu unsur dalam *glass frits* yang cukup dominan yang membentuk struktur kerangka gelas yang kuat. Gelas limbah A,B,C,D dan gelas limbah standar memiliki kandungan  $\text{SiO}_2$  yang berbeda yaitu masing – masing 68,78; 48,63; 35,07; 22,28 dan 43,15 %berat. Pada Gambar 4 terlihat bahwa semakin tinggi kandungan  $\text{SiO}_2$  maka laju pelindihan gelas limbah semakin kecil. Semakin tinggi kandungan  $\text{SiO}_2$  maka kualitas gelas limbah akan semakin baik karena karakteristik laju pelindihannya semakin kecil. Namun demikian kandungan  $\text{SiO}_2$  yang besar akan menaikkan titik leleh dan viskositas gelas limbah, sehingga proses vitrifikasi memerlukan suhu yang lebih tinggi lagi. Ini akan meningkatkan laju korosi *refraktory* (bata tahan api) *melter* sehingga meningkatkan timbulnya limbah radioaktif padat sekunder. Demikian pula untuk bisa menuangkan lelehan gelas limbah dari *melter* ke *canister* perlu pemanasan yang lebih tinggi. Hal ini akan mengakibatkan energi untuk pembentukan gelas limbah menjadi lebih tinggi. Oleh karena itu kandungan  $\text{SiO}_2$  dalam gelas limbah yang ideal adalah sekitar 40 %berat. Pada Gambar 4 tampak bahwa laju pelindihan terbesar adalah  $4,514 \times 10^{-5} \text{ g cm}^{-2} \text{ hari}^{-1}$  dan gelas limbah ini

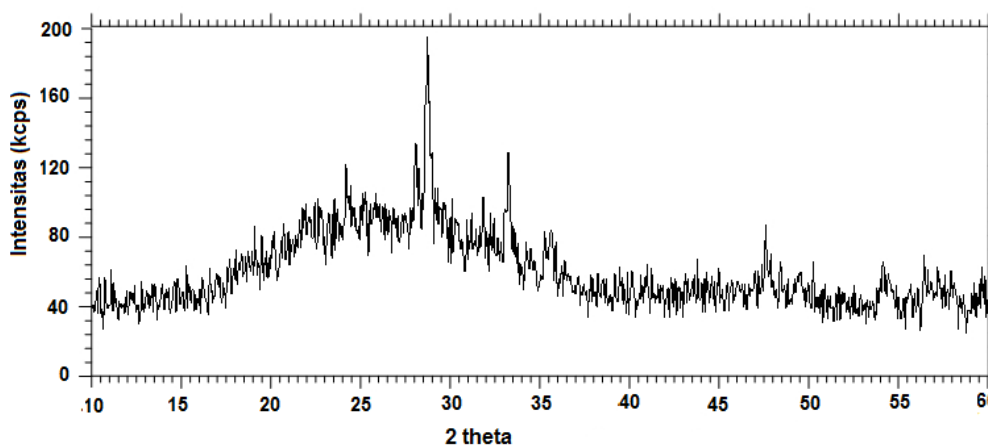
memiliki kandungan  $\text{SiO}_2$  terkecil yaitu 22,283 % berat dan ini adalah gelas limbah D yang merupakan gelas limbah dengan kandungan  $\text{SiO}_2$  hanya dari *fly ash*.

Selain densitas dan laju pelindihan, karakteristik gelas limbah lain yang penting untuk dipelajari adalah devitrifikasi gelas limbah. Devitrifikasi merupakan perubahan struktur gelas limbah dari amorf menjadi kristalin akibat adanya pengaruh panas. Seperti diketahui bahwa LCTT memiliki kandungan hasil belah yang tinggi sehingga panas akibat peluruhan gamma radionuklida hasil belah cukup tinggi yang memungkinkan akan memanaskan gelas sehingga terjadi devitrifikasi. Gelas limbah yang baik harus tahan terhadap kondisi ini. Oleh karena itu untuk meminimalkan terjadinya devitrifikasi maka dalam penyimpanan sementara gelas limbah maka dilengkapi dengan sistem pendingin. Devitrifikasi secara kualitatif dapat diketahui dengan analisis menggunakan Difraktometer Sinar X. Gambar 5 menunjukkan hasil analisis XRD terhadap gelas limbah yang memiliki struktur amorf, sedangkan Gambar 6 menunjukkan struktur gelas limbah A yang mengalami devitrifikasi pada suhu  $700^\circ\text{C}$  5 jam.





Gambar 5. Struktur gelas-limbah *amorf*

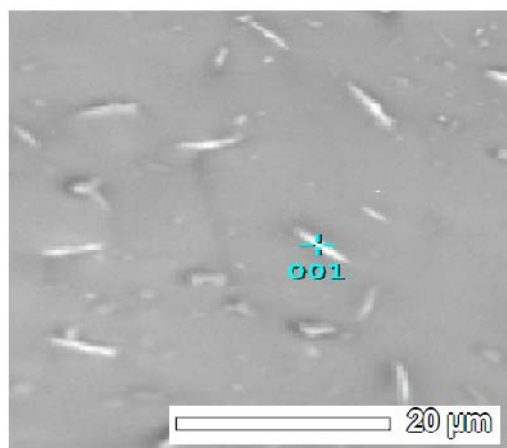


Gambar 6. Srtuktur gelas limbah yang mengalami devitrifikasi.

Pada Gambar 5 tampak pola difraksi yang tidak muncul puncak-puncak dan hal ini menunjukkan bahwa struktur gelas limbah adalah *amorf*. Sedangkan pola difraksi pada Gambar 6 menunjukkan adanya puncak puncak pada sudut  $2\theta$  tertentu. Hal ini menunjukkan bahwa struktur amorf telah berubah menjadi kristalin. Gambar 6 merupakan pola difraksi XRD dari gelas limbah

A dengan kandungan limbah 23,21 %berat yang mengalami pemanasan pada suhu  $700\text{ }^{\circ}\text{C}$  selama 5 jam

Analisis struktur mikro menggunakan SEM terhadap gelas limbah A yang mengalami devitrifikasi pada suhu  $700\text{ }^{\circ}\text{C}$  selama 5 jam ditunjukkan pada Gambar 7.



Gambar 7. Struktur Mikro Gelas Limbah A yang mengalami Devitrifikasi

Pada Gambar 7 tampak adanya kristal seperti jarum yang tersebar pada permukaan contoh gelas limbah A yang mengalami devitrifikasi pada suhu 700 °C selama 5 jam. Analisis *spot* menggunakan EDS pada kristal putih menunjukkan bahwa kristal tersebut didominasi oleh oksida SiO<sub>2</sub>.

## KESIMPULAN

*Fly ash* dapat dimanfaatkan sebagai *glass frit* pada imobilisasi LCTT menggunakan gelas borosilikat. Untuk mendapatkan karakteristik gelas limbah yang memenuhi standar maka pemanfaatan *fly ash* sebagai *glass frit* harus ditambahkan lagi oksida SiO<sub>2</sub> dan kandungan limbah dibatasi sekitar 20 -25 % berat. Penggunaan *fly ash* sebagai *glass frits* disamping dapat menghasilkan gelas limbah yang memenuhi standar juga proses imobilisasi menjadi lebih ekonomis karena harga *fly ash* jauh lebih murah dibandingkan dengan SiO<sub>2</sub> dari bahan kimia.

## DAFTAR PUSTAKA

- [1]. NEGARA REPUBLIK INDONESIA, Pengelolaan Limbah Radioaktif, Peraturan Pemerintah Republik Indonesia Nomor 27 Tahun 2002, Jakarta, 2002.
- [2]. IAEA, *Spent Fuel Reprocessing Options*, TECDOC Series No.1587, IAEA, Vienna 2008.
- [3]. IAEA, *Management of Reprocessed Uranium Current Status and Future Prospects*, Tecdoc Series No. 1529, IAEA, Vienna, 2007.
- [4]. AISYAH, "Sensitisasi Pada Bahan Canister Limbah Cair Tingkat Tinggi Yang Diimobilisasi dengan Gelas", *Naskah Presentasi Peneliti Utama*, PTLR-BATAN, Serpong, 20 November 2012.
- [5]. KANWAR RAJ AND KAUSHIK, C.P, "Glass Matrices for Vitrification of Radioactive Waste: an Update on R & D Efforts", *Materials Science and Engineering*, 2: 1-6, 2006.
- [6]. JAEA, *Second Progress Report on Research and Development for the Geological Disposal of HLW in Japan*, JAEA, Japan, 2000.
- [7]. AISYAH, MARTONO, H., "Pengelolaan Limbah Radioaktif Hasil Samping Produksi Radioisotop Molibdenun-99", *Prosiding Seminar Teknologi Pengelolaan Limbah V*, hal. 26-38, PTLR-BATAN, Serpong, 2007.
- [8]. MARTONO, H., AISYAH, WATI, "Pengolahan Limbah Cair Hasil Samping Pengujian Bahan Bakar Paska Iradiasi Dari Instalasi Radiometalurgi", *J. Teknol. Pengelolaan Limbah*, Vol.10(2), hal.1-8, 2007.
- [9]. MARTONO, H., "Persyaratan Gelas-Limbah Untuk Vitrifikasi Skala Industri Dan Penyimpanan", *Jurnal Teknologi Pengelolaan Limbah*, Vol.8(1), hal.8-15, 2005.
- [10]. IAEA, *Spent Fuel and High Level Waste : Chemical Durability and Performance Under Simulated Repository Conditions*, IAEA, Vienna, 2007.
- [11]. MARTONO, H., AISYAH, "Pengaruh Radiasi Terhadap Gelas-Limbah Hasil Vitrifikasi Limbah Aktivitas Tinggi", *Prosiding Seminar Nasional Kimia 2012*, hal. D14-D22 Jurusan Kimia-FMIPA, UNS, Surabaya, 2012.
- [12]. EMEM, W., AND MORIMOTO, S., "Preparation Of Glass-Ceramics Using flyash As A RawMaterial", *Suranaree J. Sci. Technol.* Vol. 13, No. 2, pp. 137-142, 2005.
- [13]. MARTONO, H., "Perbandingan Gelas Keramik dan Gelas Borosilikat untuk Solidifikasi Limbah Aktivitas Tinggi", *Prosiding Seminar Nasional ke 37, Jaringan Kerja Sama Kimia Indonesia*, hal.121--126, Jakarta, 2006.
- [14]. AISYAH DAN MARTONO, H., "Pengaruh Perlakuan Panas Dan Kandungan Limbah Terhadap Perubahan Struktur Gelas Limbah", *Jurnal Teknologi Pengelolaan Limbah*, Volume 13, Number 2, hal. 8-17, 2010.



- [15]. AISYAH, "Perubahan Komposisi Bahan Pembentuk Gelas Pada Karakteristik Gelas Limbah", *Jurnal Teknologi Pengelolaan Limbah*, Volume 15 Nomor 2, hal 1-14, 2012.
- [16]. FARMAN, I., *Nuclear Materials Nuclear Waste Lecture 2: Incorporation of radionuclides in immobilisation matrices*, Department of Earth Sciences Cambridge University, 2011.
- [17]. SHIOTSUKI, M. et al., "Perspectives on Application and Flexibility of LWR Vitrification Technology for High Level Waste Generated from Future Fuel Cycle System", *Proceedings of Waste Management 2006*, February 26 - March 2, Tucson, 2006, Available: [http://jolifukyu.tokai-sc.jaea.go.jp/fukyu/mirai-en/2006/8\\_2.html](http://jolifukyu.tokai-sc.jaea.go.jp/fukyu/mirai-en/2006/8_2.html), diakses pada 08-02-2010.
- [18]. IAEA, *Strategy and Methodology for Radioactive Waste Characterization*, Tecdoc -1537, IAEA, Vienna, 2007.
- [19]. PRADO, M.,O., MESSI, N.,B.,et.all., "The Effects of Radiation on The Density of an Aluminoborosilicate Glass", *Journal of Non Crystalline Dolid* ,289:175-184, 2001. Available: <http://www.lamav.ufscar.br/artpdf/jncs289.pdf>, diakses pada 15 -01- 2011
- [20]. JIS K0058-1, Leaching Test Methods, JSA, Japan, 2009.
- [21]. WATI DAN HERLAN, M., "Pengaruh Kondisi Penyimpanan dan Air Tanah Terhadap Laju Pelindihan Radionuklida dari Hasil Solidifikasi", *Journal Teknologi Pengelolaan Limbah*, Vol.12.No.1,hal. 19-26, 2009.

## TANYA JAWAB

Penanya : Sugeng Purnomo, S.ST

- Apa yang dimaksud dengan *glass frits* dan mengapa digunakan *fly ash*?
- Berapa optimum penggunaan *fly ash* sebagai *glass frit*?

Aisyah

- *Glas frits* atau bahan pembentuk gelas adalah bahan untuk membuat gelas yang dicampur dengan limbah sehingga membentuk gelas limbah. Komposisi *glass frits* ini akan mempengaruhi karakteristik gelas limbah yang terjadi. Pada umumnya komposisi *glass frits* didominasi oleh silika ( $\text{SiO}_2$ ) disamping  $\text{B}_2\text{O}_3$ ,  $\text{Li}_2\text{O}$ ,  $\text{K}_2\text{O}$ ,  $\text{Al}_2\text{O}_3$ , dan lainnya. *Fly ash* memiliki komposisi kimia yang mirip dengan *glass frits* seperti  $\text{SiO}_2$ ,  $\text{Al}_2\text{O}_3$ ,  $\text{CaO}$  maupun  $\text{Fe}_2\text{O}_3$  sehingga *fly ash* memungkinkan untuk dimanfaatkan sebagai *glass frits* pada imobilisasi LCTT dengan gelas borosilikat.
- Dari data hasil penelitian yang dilakukan penggunaan *fly ash* sebagai *glass frits* optimum pada gelas limbah A yaitu kandungan limbah 23,21 %berat dan *fly ash* 15,96 %berat. Untuk memperoleh karakteristik gelas limbah yang memenuhi standart maka kekurangan  $\text{SiO}_2$  dalam *glass frits* diakomodir dengan penambahan  $\text{SiO}_2$  dari oksida kimia.

## PENGOLAHAN RESIN PENUKAR ION BEKAS MENGUNAKAN REAGEN FENTON

Mirawaty

Pusat Teknologi Limbah Radioaktif - BATAN,  
Kawasan PUSPIPTEK, Serpong 15310  
[mirawaty@batan.go.id](mailto:mirawaty@batan.go.id)

### ABSTRAK

PENGOLAHAN RESIN PENUKAR ION BEKAS MENGGUNAKAN REAGEN FENTON. Resin penukar ion digunakan untuk pengolahan limbah cair aktivitas rendah (LCAR), dari proses pengolahan tersebut akan dihasilkan limbah sekunder yang merupakan limbah resin penukar ion dan limbah tersebut harus diolah sebelum dilepas ke lingkungan. Pada saat ini pengolahan limbah radioaktif resin penukar ion dilakukan dengan teknologi imobilisasi langsung menggunakan bahan matriks semen. Teknologi ini masih memiliki kekurangan, yaitu resin sebagai bahan organik tidak dapat membentuk satu fasa padatan monolit yang kompak dengan semen, sehingga akan mengurangi kualitas (densitas, kuat tekan dan laju pelindihan) blok limbah. Pada penelitian ini akan dilakukan pengolahan limbah resin penukar ion menggunakan reagen fenton untuk melarutkan limbah resin. Proses melarutkan limbah resin dilakukan dengan variasi limbah resin - reagen fenton dan komposisi reagen fenton itu sendiri ( $H_2O_2$ -Fe). Hasil penelitian menunjukkan bahwa limbah resin penukar ion dapat diolah dengan proses destruksi menggunakan reagen fenton dimana komposisi optimal limbah resin : reagen fenton = 1 : 2 dan komposisi reagen fenton Fe :  $H_2O_2$  = 1 : 100. Proses destruksi dilakukan dengan teknik penambahan reagen fenton secara kontinyu untuk membuat resin terdestruksi sempurna. Kelemahan dari metode jika dilihat dari prinsip pengolahan limbah, reduksi volume dan segi ekonomi pengolahan limbah resin ini kurang efektif sehingga perlu dicari alternatif lain untuk pengolahan limbah ini.

**Kata Kunci** : Limbah Radioaktif, Resin Penukar Ion, Reagen Fenton, Hidrogen Peroksida, Pengolahan Limbah Radioaktif

### ABSTRACT

*Ion exchange resin uses to treat Liquid Low Level Radioactive Waste (LLLW), during the treatment process secondary radioactive waste was produced, which is ion exchange radioactive waste, and it should be treated prior released to the environment. Currently, ion exchange resin radioactive waste treatments are done using direct immobilization with cement matrix. Weakness of this technology is, the organic resin could not form as a compact monolithic single phase with cement, therefore it would reduce the quality of waste-cement block(density, compressive strength, and leaching rate). This research investigate the treatment of ion exchange resin using fenton reagent as resin waste solvent. The solvent processes were done by varying the composition of resin waste-reagent and fenton reagent  $H_2O_2$ -Fe composition itself. The result showed that ion exchange resin waste can be treated by destructive treatment using fenton reagent, with optimum composition of resin waste:reagent=1:2 and reagent composition Fe: $H_2O_2$ =1:10. Destructive treatment technique was done by adding fenton reagent continuously in order to make the resin perfectly destructed. The weakness of this technique from several aspects such as; waste treatment principal, volume reduction and economical, is not effective, therefore alternative approach to treat the waste is required.*

**Keywords** : Radioactive waste, ion exchange resin, fenton reagent, hydrogen peroxide, radioactive waste treatment

### PENDAHULUAN

Resin merupakan senyawa hidrokarbon terpolimerisasi yang mengandung ikatan hubung silang (*cross-linking*) serta mengandung gugusan ion-ion yang dapat dipertukarkan [1,2]. Berdasarkan gugus fungsionalnya, resin penukar ion terbagi menjadi dua yaitu resin penukar kation dan anion. Salah satu teknologi resin penukar ion digunakan pada operasi siklus bahan bakar nuklir dan pengolahan limbah radioaktif cair. Seperti dalam pembangkit listrik tenaga nuklir resin penukar ion digunakan dalam aplikasi pemurnian air pendingin primer,

pengolahan limbah primer, pengolahan air kolam penyimpanan bahan bakar, pengolahan limbah cair, pemurnian asam borat untuk daur ulang, dan lain-lain[3].

Limbah resin penukar ion dari operasi reaktor merupakan limbah radioaktif semi cair yang selama ini diolah melalui proses pemadatan langsung dengan matriks semen, plastik polimer, atau aspal. Pemadatan dengan plastik polimer reduksi volumenya 4 kali dibanding pemadatan dengan semen [4]. Pada saat ini pengolahan limbah radioaktif resin dilakukan dengan teknologi imobilisasi langsung dengan matriks semen. Teknologi ini sebenarnya masih ada

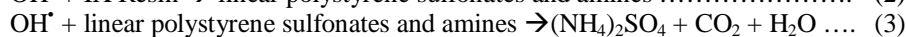
kekurangannya yaitu resin yang merupakan bahan organik tidak dapat membentuk satu fasa padatan monolitik yang kompak dengan matriks semen, sehingga terjadi pengembangan yang disebut dengan *swelling* dan akan mengurangi kekuatan blok limbah. Dengan adanya kekurangan tersebut maka beberapa negara melakukan pengembangan teknologi pengolahan limbah radioaktif resin penukar ion dengan metode destruksi menggunakan reagen fenton[3].

Reagen Fenton merupakan pereaksi yang terdiri dari hidrogen peroksida (H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>) dan katalis besi. Reagen Fenton telah banyak digunakan untuk pengolahan berbagai macam limbah industri yang mengandung senyawa organik toksik seperti fenol, formaldehida, limbah kompleks dari pestisida, cat, dan bahan organik lainnya yang bersifat toksik, maupun zat aditif plastik. Reagen ini dapat diaplikasikan untuk limbah cairan, lumpur, atau kontaminan tanah. Keuntungan metode oksidasi menggunakan reagen Fenton adalah pelarut H<sub>2</sub>O<sub>2</sub> yang digunakan tidak mahal, siap digunakan, dan produk reaksi tidak berbahaya di lingkungan (berupa air, oksigen, dan CO<sub>2</sub>)[5].



Reaksi yang terjadi merupakan reaksi eksotermis dan sangat cepat. Resin penukar ion pertama dilarutkan menjadi polistirene sulfonat linier dan amina (Reaksi 2), yang kemudian dioksidasi

Reaksi dengan resin penukar ion



Katalis ion besi diregenerasi dengan hidrogen peroksida tambahan (Reaksi 4) atau bereaksi dengan radikal organik yang terbentuk selama

lebih lanjut menjadi karbon dioksida dan ammonium sulfat (reaksi 3).

oksidasi dari resin. Hidroksil radikal juga dapat bereaksi dengan peroksida tambahan sebagai reaksi sampingan (reaksi 5).

Regenerasi katalis besi



Dekomposisi peroksida



Pada penelitian ini akan diteliti pengolahan limbah resin penukar ion menggunakan reagen fenton dengan variasi komposisi limbah dan reagen fenton

**METODOLOGI**

a. Pembuatan limbah simulasi resin penukar ion

Larutkan CsCl<sub>2</sub> dalam air bebas mineral sehingga diperoleh larutan dengan konsentrasi 5 g/liter. Sebanyak 20 g resin

dijenuhkan dengan limbah simulasi tersebut. Resin yang telah jenuh dengan Cs kemudian disaring dan dikeringkan dalam oven pada suhu 100°C.

- b. Proses penguraian resin penukar ion menggunakan reagen fenton

Sebanyak 10 g limbah resin yang telah jenuh Cs ditambahkan reagen fenton ( $\text{FeSO}_4 : \text{H}_2\text{O}_2$ ) sebanyak 10 ml, temperature 60-100°C selama 30 menit. Diamati perubahan yang terjadi. Percobaan diatas dilakukan dengan variasi komposisi reagen fenton (Fe dan  $\text{H}_2\text{O}_2$ ), variasi volume reagen fenton dengan limbah

## HASIL DAN PEMBAHASAN

Pengelolaan limbah resin penukar ion sebelum diimobilisasi diolah terlebih dulu untuk menghindari terjadinya *swelling*, pada penelitian ini dilakukan pengolahan menggunakan reagen fenton. Resin penukar ion yang telah dijenuhkan dengan cesium didestruksi menggunakan reagen fenton. Destruksi dilakukan dengan berbagai variasi volume limbah-reagen fenton dan variasi komposisi reagen fenton itu sendiri ( $\text{Fe}:\text{H}_2\text{O}_2$ ). Hasil penelitian dengan berbagai variasi ditunjukkan pada Tabel 1.

Tabel 1. Hasil pengamatan proses destruksi limbah resin dengan fenton

Variasi Limbah : Fenton	Pengamatan		
	Variasi komposisi Fenton ( $\text{Fe} : \text{H}_2\text{O}_2$ )		
	1:100	1:200	1:300
1:2	Reaksi cepat Resin yang hancur sedikit, sisa resin masih banyak	Reaksi cepat Resin yang hancur sedikit, sisa resin masih banyak	Reaksi cepat Resin yang hancur sedikit, sisa resin masih banyak
1:3	Reaksi cepat Resin yang hancur sedikit, sisa resin masih banyak	Reaksi cepat Resin yang hancur sebagian (50%)	Reaksi cepat Resin yang hancur sebagian (60%)
1:4	Reaksi cepat Resin yang hancur sedikit, sisa resin masih banyak	Reaksi cepat Resin yang hancur sedikit, sisa resin masih banyak	Reaksi cepat Resin yang hancur sedikit, sisa resin masih banyak

Proses destruksi di atas dilakukan dengan cara memasukkan limbah dan reagen fenton secara bersamaan. Hasil pengamatan cara tersebut menunjukkan limbah resin bekas bereaksi dengan reagen fenton tapi tidak mampu menghancurkan limbah tersebut secara sempurna. Karena yang dapat menghancurkan resin itu sendiri adalah hidroksil radikal bebas seperti pada reaksi 2 dan 3, sedangkan hidroksil

radikal bebas dihasilkan dari reaksi antara hidrogen peroksida dan katalis besi seperti pada reaksi 1. Dilihat dari reaksi 2 dan 3 proses destruksi untuk menghancurkan resin harus dilakukan secara bertahap dengan adanya hidroksil. Sehingga proses destruksi selanjutnya dilakukan secara bertahap dengan hasil pengamatan seperti pada tabel 2.

Tabel 2. Hasil pengamatan proses destruksi limbah resin penukar ion menggunakan reagen fenton

Variasi	
Resin : Fenton = 1: 2 Fenton = $\text{Fe} : \text{H}_2\text{O}_2 = 1 : 100$ Dengan pemanasan $T=80^\circ\text{C}$ selama $t=1$ jam	Campuran bereaksi dan resin terdestruksi sempurna, resin larut semua
Resin : Fenton = 1: 5 Fenton = $\text{Fe} : \text{H}_2\text{O}_2 = 1 : 50$ Dengan pemanasan $T=80^\circ\text{C}$ selama $t=1$ jam	Campuran bereaksi dan resin terdestruksi sempurna, resin larut semua
Resin : Fenton = 1: 2 Fenton = $\text{Fe} : \text{H}_2\text{O}_2 = 3 : 100$ Dengan pemanasan $T=80^\circ\text{C}$ selama $t=1$ jam	Campuran bereaksi dan resin terdestruksi sempurna, resin larut semua
Resin : Fenton = 1: 1 Fenton = $\text{Fe} : \text{H}_2\text{O}_2 = 3 : 100$ Dengan pemanasan $T=80^\circ\text{C}$ selama $t=1$ jam	Campuran bereaksi dan resin terdestruksi sempurna, resin larut semua

Resin : Fenton = 1 : 1 Fenton = Fe : H <sub>2</sub> O <sub>2</sub> = 1 : 100 Dengan pemanasan T=80°C selama t=1 jam	Campuran bereaksi dan resin terdestruksi sempurna, resin larut semua
---	--

Dari pengamatan di atas penambahan reagen fenton yang dilakukan secara bertahap dapat mendestruksi limbah resin sempurna. Hal ini disebabkan karena proses penambahan reagen fenton dilakukan secara bertahap (kontinyu) sehingga radikal hidroksil selalu ada untuk memecah limbah resin tersebut seperti pada reaksi 2 dan 3. Dilihat dari data di atas yang

penambahan volume reagen paling sedikit merupakan kondisi yang optimal yaitu komposisi limbah : reagen fenton = 1 : 1 dan komposisi reagen fenton Fe : H<sub>2</sub>O<sub>2</sub> = 1 : 100, dengan pemanasan pada suhu 80°C selama 1 jam.

Variasi komposisi diatas dianalisis kandungan Cs menggunakan AAS yang ditunjukkan pada tabel 3.

Tabel 3. Hasil pengamatan analisis kandungan Cs

Variasi	Pengamatan
Resin : Fenton = 1 : 2 Fenton = Fe : H <sub>2</sub> O <sub>2</sub> = 1 : 100 Dengan pemanasan T=80°C selama t=1 jam	7,248 ppm
Resin : Fenton = 1 : 5 Fenton = Fe : H <sub>2</sub> O <sub>2</sub> = 1 : 50 Dengan pemanasan T=80°C selama t=1 jam	39,312 ppm
Resin : Fenton = 1 : 2 Fenton = Fe : H <sub>2</sub> O <sub>2</sub> = 3 : 100 Dengan pemanasan T=80°C selama t=1 jam	11,340 ppm
Resin : Fenton = 1 : 1 Fenton = Fe : H <sub>2</sub> O <sub>2</sub> = 3 : 100 Dengan pemanasan T=80°C selama t=1 jam	78,540 ppm
Resin : Fenton = 1 : 1 Fenton = Fe : H <sub>2</sub> O <sub>2</sub> = 1 : 100 Dengan pemanasan T=80°C selama t=1 jam	11,304 ppm

Hasil analisis limbah resin yang telah larut dengan reagen fenton mengandung Cs, menunjukkan Cs yang terikat resin terurai kembali dengan terputusnya ikatan-ikatan pada resin akibat proses destruksi menggunakan reagen fenton. Hasil penelitian yang telah dilakukan dengan penambahan reagen fenton terjadi penambahan volume limbah, hal ini tidak sesuai dengan prinsip pengolahan limbah yaitu reduksi volume, dimana seminimal mungkin tidak terjadi penambahan volume limbah. Proses destruksi limbah resin juga mengakibatkan radionuklida Cs yang telah terikat oleh resin terurai kembali, sehingga jika dilihat dari segi ekonomi hal tersebut tidak ekonomis. Hal tersebut dilihat dari limbah cair yang mengandung Cs direduksi volume dengan cara diserap oleh resin penukar ion, namun disini

limbah resin tersebut diuraikan kembali menggunakan reagen fenton.

### KESIMPULAN

Hasil penelitian ini limbah resin penukar ion dapat diolah dengan proses destruksi menggunakan reagen fenton dimana komposisi optimal yaitu komposisi limbah resin : reagen fenton = 1 : 2 dan komposisi reagen fenton Fe : H<sub>2</sub>O<sub>2</sub> = 1 : 100. Proses destruksi dilakukan dengan teknik penambahan reagen fenton secara kontinyu untuk membuat resin terdestruksi sempurna. Namun dilihat dari segi prinsip pengolahan limbah reduksi volume dan dari segi ekonomi pengolahan limbah resin ini kurang efektif jika menggunakan metode destruksi dengan reagen fenton sehingga perlu dicari alternatif lain untuk pengolahan limbah ini.

### UCAPAN TERIMAKASIH

Penulis mengucapkan terimakasih kepada Yuli Purwanto, A.Md., Dwi Luhur Ibnu Saputra, A.M. dan Sugeng Purnomo, S.ST atas bantuannya dalam pelaksanaan penelitian ini.

### DAFTAR PUSTAKA

- [1]. NUGRAHA, H., DKK, "Analisis Limbah Resin di Reaktor Serba Guna GA. Siwabessy, prosiding seminar nasional IV SDM teknologi nuklir, STTN – Yogyakarta, 2008.
- [2]. GOKHLE, A.S., et.al, Ion Exchange Resin for Water Purification: Properties and Characterization", water chemistry division bhabha atomic research centre, Bombay-India, 1987.
- [3]. TECHNICAL REPORTS SERIES No. 408, "Application of Ion Exchange Processes for the Treatment of Radioactive Waste and Management of Spent Ion Exchangers", IAEA, Viena, 2002.
- [4]. S. MIYAZAKAI and I. KOMOTO, "Japan's Experiences in The Fundamental Management of Radioactive Waste", BATAN-JEPIC Seminar, Jakarta, Nov. 1996.
- [5]. US DEPARTEMENT OF ENERGY, 1999, Innovative technology : summary report, <http://apps.em.doe.gov/OST/pubs/itsrs/itsrs2161.pdf>, [16 November 2011].
- [6]. PLACE, B.G, "Engineering Study for the Treatment of Spent Ion Exchange Resin Resulting from Nuclear Process Applications", U.S. Departement of Energy, U.S of America, 1990.
- [7]. INDUSTRIAL WASTEWATER, "Fenton's reagent : iron-Catalyzed hydrogen peroxide", <http://www.h2o2.com/applications/industrialwastewater/Fentonsreagent.html>, 2007, [16 november 2011].
- [8]. TAYLOR, P.A, "Destruction of Ion Exchange Resin in Waste from the HFIR, T1, and T2 Tank Using Fenton's Reagent, U.S. Department of Energy, Oak Ridge, United States Amerika, 2002.



## PENGEMBANGAN TEKNOLOGI PENGOLAHAN LIMBAH CAIR DARI INDUSTRI : IMOBILISASI LIMBAH RADIOAKTIF CAIR TINGKAT TINGGI DENGAN BAHAN MATRIKS SYNROC TITANAT

Gunandjar, Titik Sundari, Yuli Purwanto, Sugeng Purnomo

Pusat Teknologi Limbah Radioaktif - BATAN

Kawasan PUSPIPTEK, Serpong 15310

E-mail: gunand-m@batan.go.id

### ABSTRAK

**PENGEMBANGAN TEKNOLOGI PENGOLAHAN LIMBAH CAIR DARI INDUSTRI: IMOBILISASI LIMBAH RADIOAKTIF CAIR TINGKAT TINGGI DENGAN BAHAN MATRIKS SYNROC TITANAT.** Dilakukan penelitian imobilisasi limbah cair radioaktif tingkat tinggi (LCRTT) dengan bahan matriks synroc titanat. Penelitian ini bertujuan untuk imobilisasi LCRTT melalui proses pemadatan menggunakan synroc titanat sebagai bahan matriks melalui proses sintering pada suhu tinggi yang merupakan pengembangan dari proses pres-panas isostatik. Proses imobilisasi dilakukan dengan cara mencampurkan LCRTT simulasi dengan prekursor oksida, kemudian campuran tersebut dikeringkan, dikalsinasi pada suhu 750 °C, kemudian dipres dalam cetakan. Proses berikutnya adalah sintering pada suhu 1000 - 1300 °C selama 1 - 4 jam untuk membentuk suatu synroc keramik multi-fase yang padat. Komposisi prekursor oksida (dalam % berat) adalah : Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> (5,4); BaO (5,6); CaO (11,0); TiO<sub>2</sub> (71,4) dan ZrO<sub>2</sub> (6,6). Tingkat muat limbah dalam blok synroc limbah divariasikan antara 10 - 60 % berat. Kualitas blok synroc limbah ditentukan dengan pengujian densitas, kuat tekan, dan laju pelindihan. Hasil pengujian menunjukkan bahwa kualitas terbaik blok synroc limbah diperoleh pada tingkat muat limbah 20 % berat, proses sintering pada suhu 1200 °C selama 3 jam, dengan harga densitas 3,35 g/cm<sup>3</sup>, kuat tekan 14,18 kN/cm<sup>2</sup>, laju pelindihan total 2,5x10<sup>-3</sup> g.cm<sup>-2</sup>.hari<sup>-1</sup>, dan laju pelindihan Cs, Sr, dan U berturut-turut adalah 4,1x.10<sup>-4</sup> g.cm<sup>-2</sup>.hari<sup>-1</sup>, 2,3x10<sup>-6</sup> g.cm<sup>-2</sup>.hari<sup>-1</sup>, dan 6,3x10<sup>-7</sup> g.cm<sup>-2</sup>.hari<sup>-1</sup>. Kualitas blok synroc limbah hasil imobilisasi dengan proses sintering tersebut sesuai dengan proses pres-panas isostatik.

Kata Kunci : imobilisasi limbah radioaktif, limbah radioaktif cair aktivitas tinggi, synroc

### ABSTRACT

**TECHNOLOGY DEVELOPMENT OF INDUSTRIAL LIQUID RADIOACTIVE WASTE TREATMENT : THE IMMOBILIZATION OF HIGH LEVEL RADIOACTIVE LIQUID WASTES USING MATRIX MATERIAL OF SYNROC TITANATE.** The research of immobilization of high level radioactive liquid wastes (HLLW) using matrix material of titanate synroc have been carried out. The research aim to immobilization of the HLLW by solidification using matrix material of titanate synroc through sintering process at high temperature as development of hot isostatic pressing process. Immobilization process was carried-out by mix the HLLW simulation with precursor oxide, then drying the mixture, calcination at 750 °C, then it was pressed in the moulder. Further process are sintering at the temperature of 1000 - 1300 °C with the time 1-4 hours to form the synroc of solid multiphase ceramic. The composition of precursor oxide (in % weight) i.e : Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> (5,4); BaO (5,6); CaO (11,0); TiO<sub>2</sub> (71,4) and ZrO<sub>2</sub> (6,6). Waste loading in the waste synroc block are 10 - 60 % weight. The quality of the synroc block was determined by testing of density, pressing strength, and leaching-rate. The testing results showed that the best quality of waste synroc block was obtained at the waste loading 20% weight, sintering process at 1200 °C for 3 hours with values of density 3,35 g/cm<sup>3</sup>, pressing strength 14,18 kN/cm<sup>2</sup>, total leaching-rate 2,5.10<sup>-3</sup> g.cm<sup>-2</sup>.day<sup>-1</sup>, and leaching-rate of Cs, Sr, and U are 4,1x.10<sup>-4</sup> g.cm<sup>-2</sup>.day<sup>-1</sup>, 2,3x10<sup>-6</sup> g.cm<sup>-2</sup>.day<sup>-1</sup> and 6,3x10<sup>-7</sup> g.cm<sup>-2</sup>.day<sup>-1</sup> respectively. The quality of the waste synroc block produced by the sintering process conform to the hot isostatic pressing process.

Keywords : immobilization of radioactive waste, high level radioactive waste, synroc.

### PENDAHULUAN

Di Indonesia, limbah cair radioaktif tingkat tinggi (LCRTT) ditimbulkan dari pengujian bahan bakar nuklir pasca iradiasi yang dilakukan di Instalasi Radiometalurgi (IRM). Hal tersebut karena Indonesia pada kegiatan di bidang daur bahan bakar nuklir pada pemanfaatan tenaga nuklir di bidang energi menganut strategi daur bahan bakar nuklir terbuka, sehingga tidak melakukan proses olah

ulang bahan bakar bekas reaktor nuklir. Oleh karena itu limbah radioaktif tingkat tinggi (LRTT) yang ditimbulkan dari pengoperasian reaktor nuklir adalah bahan bakar bekas reaktor nuklir itu sendiri.

Pengembangan bahan bakar nuklir untuk reaktor riset jenis MTR (Material Test Reactor) di Indonesia untuk memasok bahan bakar reaktor RSG GAS telah dikembangkan yang semula dari jenis U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> menjadi jenis uranium silisida (U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub>) masing-masing dengan pengkayaan uranium 20



% berat  $^{235}\text{U}$ . Keduanya telah dilakukan uji pasca iradiasi yang menimbulkan LCRTT.

Pengelolaan LCRTT harus dilakukan untuk menjamin keselamatan pekerja dan masyarakat serta untuk perlindungan lingkungan hidup terhadap potensi bahaya radiasi baik untuk generasi sekarang maupun yang akan datang. Untuk itu dilakukan imobilisasi (solidifikasi) LCRTT untuk mengungkung radionuklida dengan bahan matriks tertentu menjadi kemasan limbah yang siap disimpan dalam fasilitas penyimpanan lestari tanah dalam (*Deep Geological Disposal Facility*). Pemilihan bahan untuk imobilisasi (solidifikasi) didasarkan atas pertimbangan sebagai berikut <sup>[1]</sup> : (a). Proses imobilisasi (solidifikasi) mudah dan praktis; (b). Kandungan limbah atau tingkat muat limbah (*waste loading*) dalam kemasan/matriks tinggi; (c). Ketahanan kimia, yaitu laju pelindihannya sangat rendah; (d). Stabil terhadap radiasi; dan (e). Stabil terhadap panas akibat pemanasan gamma (*gamma heating*).

Pusat Teknologi Limbah Radioaktif – BATAN telah menerapkan dengan mantap teknologi sementasi untuk imobilisasi limbah khususnya golongan limbah radioaktif tingkat rendah (LRTR) dan limbah radioaktif tingkat sedang (LRTS) umur paroh pendek ( $T_{1/2} \leq 30$  tahun). Selanjutnya untuk mendukung program pemanfaatan tenaga nuklir di bidang kesehatan (kedokteran nuklir) dan bidang energi, maka perlu disiapkan teknologi imobilisasi LCRTT umur panjang yang ditimbulkan dari produksi radioisotop  $^{99}\text{Mo}$  dan dari uji pasca iradiasi bahan bakar nuklir. Imobilisasi LCRTT tersebut telah dipelajari melalui solidifikasi (pemadatan) dengan proses vitrifikasi menjadi gelas borosilikat <sup>[2,3]</sup> dan juga dengan bahan polimer untuk imobilisasi limbah transuranium <sup>[4]</sup>.

Di negara-negara maju di bidang nuklir, strategi saat ini pengelolaan limbah cair radioaktif tingkat tinggi (LCRTT) umur panjang yang mengandung unsur-unsur hasil belah (hasil fisi), uranium, dan aktinida atau transuranium (TRU) dari proses olah-ulang bahan bakar nuklir bekas dilakukan imobilisasi melalui solidifikasi (pemadatan) dalam gelas borosilikat (proses vitrifikasi), yang diikuti dengan penyimpanan lestari pada formasi tanah dalam (*Deep Geological Disposal Facility*). Strategi ini ternyata masih menghadapi masalah karena hasil penelitian para ahli geokimia bahwa gelas borosilikat limbah (hasil imobilisasi LCRTT dengan teknik vitrifikasi) ternyata masih kurang stabil bila disimpan di dalam tanah akibat adanya pemanasan gamma (*gamma heating*) di dalam gelas dan perbedaan suhu bumi (*geothermal gradient*) yang dapat menimbulkan suhu lebih dari  $100\text{ }^{\circ}\text{C}$ . Selain itu tidak dapat dijamin terhindar kontak air tanah dengan gelas,

walaupun serangkaian lapisan tambahan seperti wadah limbah dari logam (*metal container*) dan *overpack* (bungkus luar) dari tanah liat telah digunakan di dalam fasilitas penyimpanan lestari pada formasi geologi tanah dalam <sup>[5]</sup>. Dengan alasan tersebut maka pengembangan teknologi imobilisasi LCRTT terus dilakukan untuk mencari teknologi yang lebih baik. Salah satu teknologi yang telah dikembangkan adalah metode *Synroc* (metode proses pembentukan *synroc*). Metode ini telah dikembangkan di Australia, Inggris, dan Jepang dalam rangka kerja sama dengan Australia <sup>[6]</sup>. *Synroc* adalah suatu bahan imobilisasi limbah bentuk kristalin yang terdiri dari gabungan fase-fase kristal titanat yang stabil. *Synroc* ini dipilih karena kestabilan geokimia dan kemampuan kolektif untuk imobilisasi (mengungkung) semua unsur-unsur radioaktif dalam LCRTT <sup>[7]</sup>. Perkembangan selanjutnya, *synroc* tidak hanya digunakan untuk imobilisasi LCRTT dari olah-ulang bahan bakar nuklir bekas, tetapi juga dikembangkan untuk limbah radioaktif cair aktivitas sedang (LCAS) umur panjang yang mengandung uranium (U), torium (Th) dan TRU/aktinida pemancar  $\alpha$  (alfa) termasuk limbah yang ditimbulkan dari produksi  $^{99}\text{Mo}$  yang karena pertimbangan keselamatan digolongkan dalam LCRTT.

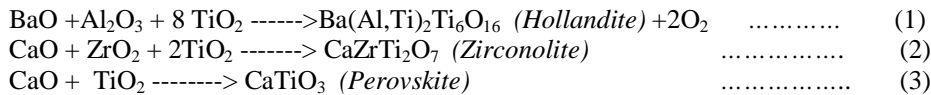
Dalam makalah ini disajikan hasil penelitian imobilisasi LCRTT simulasi dengan bahan matriks *synroc* titanat melalui proses sintering suhu tinggi sebagai pengembangan dan alternatif proses pres-panas isostatik. Optimasi proses imobilisasi dilakukan dengan parameter suhu sintering, waktu sintering, dan tingkat muat limbah. Kualitas blok *synroc* limbah hasil imobilisasi dilakukan pengujian berdasarkan densitas, kuat tekan dan laju pelindihan dalam fasa air. Penelitian ini dipersiapkan untuk pengolahan LCRTT di Indonesia.

## TEORI

Pengembangan bahan untuk imobilisasi LCRTT sebagai alternatif pengganti limbah gelas borosilikat pertama kali dikemukakan dengan ide dasar memasukkan limbah hasil belah dan aktinida ke dalam kisi-kisi kristal mineral sintesis yang telah diketahui mempunyai umur yang sangat panjang (beberapa juta tahun) di alam. Suatu contoh sebagai ilustrasi ditemukan *chemical zoning* dari mineral *zirconite* alam dalam umur 40 juta tahun yang ditemukan di Adamello Itali Utara, kristal tersebut mengandung : 2,7 – 17,1 % berat  $\text{ThO}_2$  dan 0,7 – 6,0 % berat  $\text{UO}_2$  dan telah dihitung dosis peluruhan  $\square$  adalah  $0,2 - 1,0 \times 10^{16} \square/\text{mg}$  yang ekuivalen dengan umur suatu *synroc* yang disimpan selama  $10^5$  sampai  $10^6$  tahun <sup>[5]</sup>.

Perkembangan selanjutnya pada tahun 1978, RINGWOOD [8] menemukan *synroc* yang merupakan gabungan mineral titanat yang jauh lebih tahan terhadap air dibanding dengan gelas borosilikat. Proses imobilisasi limbah dalam *synroc* dilakukan dengan cara mencampurkan limbah hasil belah atau aktinida dalam larutan asam nitrat dengan prekursor oksida (*precursor oxide*), kemudian campuran tersebut dikeringkan, dikalsinasi dan dipres-panas dibawah kondisi reduksi pada suhu sekitar 1200 °C untuk membentuk suatu *synroc* keramik multi-fase

yang padat [9]. Komposisi prekursor oksida (dalam % berat) adalah : Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> (5,4); BaO (5,6); CaO (11,0); TiO<sub>2</sub> (71,4) dan ZrO<sub>2</sub> (6,6). Fase-fase mineral utama dalam *synroc* adalah : *Hollandite* [Ba(Al,Ti)<sub>2</sub>Ti<sub>6</sub>O<sub>16</sub>], *Zirconolite* (CaZrTi<sub>2</sub>O<sub>7</sub>), dan *Perovskite* (CaTiO<sub>3</sub>), selain itu terdapat fase titan-oksida dan fase-fase paduan (*alloy phases*) dalam jumlah lebih kecil. Pembentukan fase-fase utama mineral *synroc* terjadi pada suhu tinggi sekitar 1200 °C dengan reaksi sebagai berikut :



Sebagaimana tujuan awal pengembangan *synroc*, maka telah dikembangkan *synroc-C* yaitu jenis *synroc* yang dikembangkan untuk imobilisasi LCRTT yang ditimbulkan dari proses olah-ulang bahan bakar nuklir bekas. Fase-fase

penyusun *synroc-C* (*synroc* standar) yang mengandung 20 % berat limbah aktivitas tinggi dan radionuklida yang masuk ke dalam kisi-kisi berbagai fase mineral yang ada ditunjukkan pada Tabel 1.

Tabel 1. Komposisi dan mineralogi *synroc-C* (*synroc* standar) yang mengandung 20 % berat limbah aktivitas tinggi [10].

Fase mineral	% berat	Radionuklida dalam kisi fase mineral
a. Fase Utama :		
- <i>Hollandite</i> , Ba(Al,Ti) <sub>2</sub> Ti <sub>6</sub> O <sub>16</sub>	30	- Cs dan Rb.
- <i>Zirconolite</i> , CaZrTi <sub>2</sub> O <sub>7</sub>	30	- Logam tanah jarang, aktinida.
- <i>Perovskite</i> , CaTiO <sub>3</sub>	20	- Sr, logam tanah jarang, dan aktinida
b. Fase Minor :		
- Titan Oksida	10	- Tc, Pd, Rh, Ru, dll.
- Fase paduan	5	
- Fase oksida lain	5	

Pada pengembangan *synroc* terbentuk fase turunan dari fase utama dengan unsur-unsur yang terkandung dalam limbah, yaitu : *pyrochlore* (CaATi<sub>2</sub>O<sub>7</sub>, A = Gd, Hf, Pu, dan U) yang merupakan turunan *zirconolite* dengan penambahan unsur penyerap neutron (Hf dan Gd)

untuk mencegah terjadinya kritikalitas, *brannerite* (AnTi<sub>2</sub>O<sub>6</sub>, An = aktinida), dan *freudenbergite* (Na<sub>2</sub>Fe<sub>2</sub>Ti<sub>6</sub>O<sub>16</sub>). Fase-fase utama dan fase turunan mineral *synroc-C* ditunjukkan pada Tabel 2.

Tabel 2. Fase-fase Utama dan fase turunan dalam mineral *synroc-C* (standar) [10,11].

Fase Utama	Fase Turunan	Rumus Kimia Fase turunan
<i>Zirconolite</i>	<i>Pyrochlore</i>	CaATi <sub>2</sub> O <sub>7</sub>
<i>Perovskite</i>	<i>Brannerite</i>	An Ti <sub>2</sub> O <sub>6</sub>
<i>Hollandite</i>	<i>Freudenbergite</i>	Na <sub>2</sub> Fe <sub>2</sub> Ti <sub>6</sub> O <sub>16</sub>

Pembuatan blok *synroc* titanat limbah telah dikembangkan oleh ANSTO (Australia) yang menggunakan proses pres-panas isostatik pada suhu tinggi (1200 °C) menghasilkan blok *synroc* dengan densitas sekitar antara 2,1-3,4 g/cm<sup>3</sup>, yaitu tergantung jenis limbah (kandungan radionuklida) dan tingkat muat limbah (*waste loading*)<sup>[7]</sup>. *Synroc* titanat mampu mengungkung lebih kuat untuk unsur radioaktif dengan nomor massa yang lebih tinggi (seperti uranium) dibanding dengan unsur-unsur ringan. Laju pelindihan untuk uranium pada hari pertama sekitar  $5,0 \times 10^{-4}$  g.cm<sup>-2</sup>.hari<sup>-1</sup>, kemudian dengan cepat turun dalam beberapa hari (10-30 hari) pertama dan secara *asymptotic* turun menuju suatu harga minimum sekitar  $5,0 \times 10^{-6}$  g.cm<sup>-2</sup>.hari<sup>-1</sup> [12]. Berdasar kemampuan tersebut maka pada perkembangan terakhir *synroc* titanat sangat baik digunakan untuk imobilisasi limbah yang mengandung uranium seperti yang akan dilakukan dalam penelitian ini [12]. Berdasar Tabel 1 dan Tabel 2, uranium yang terkandung dalam limbah akan terperangkap dalam fase *zirconolite*, *perovskite*, *pyrochlore* dan *brannerite*.

Teknologi imobilisasi limbah dengan bahan matriks *synroc* melalui proses pres-panas isostatik yang dikembangkan ANSTO memerlukan alat pres-panas suhu tinggi. Salah satu alternatif proses lain adalah melalui proses sintering pada suhu tinggi (tanpa alat pres-panas), proses ini telah dipelajari di *Livermore National Laboratory* [7]. Pada penelitian ini akan dipelajari imobilisasi LCRTT yang mengandung uranium dan unsur hasil belah dengan bahan matriks *synroc* titanat tanpa melalui proses pres-panas, tetapi melalui proses sintering pada suhu tinggi yang cukup memerlukan tungku pemanas. Pada penelitian ini dicoba proses sintering pada suhu 1000-1300 °C selama waktu 1 - 4 jam. Kualitas hasil imobilisasi (dengan tingkat muat 10 - 60 % berat) ditentukan dengan melakukan uji karakteristik yang meliputi uji densitas, uji kuat tekan, dan laju pelindihan.

Uji densitas diperlukan dalam proses imobilisasi karena akan menjadi pertimbangan dalam perancangan tempat penyimpanan lestari karena semakin besar densitas dari blok maka akan memperbesar kapasitas tempat penyimpanan sehingga lebih efisien dan menghemat tempat yang akan digunakan. Kuat tekan merupakan parameter penting untuk mengevaluasi apabila blok terjatuh atau mengalami benturan guna menjamin keselamatan pada saat penanganan transportasi, penyimpanan sementara dan penyimpanan lestari blok *synroc* tersebut, sedang uji laju pelindihan diperlukan sebagai pertimbangan sifat ketahanan terhadap pelindihan oleh fasa air dalam fasilitas penyimpanan lestari.

Komponen utama LCRTT adalah radionuklida hasil belah (*fission product*), uranium sisa dan sejumlah kecil transuranium (TRU) yaitu unsur-unsur aktinida setelah uranium yang mempunyai umur paruh panjang. Ada sekitar 500 unsur hasil belah yang bersifat radioaktif (Radionuklida) yang dihasilkan dalam reaksi fisi nuklir (pembelahan inti) dalam rentang unsur radionuklida dari Zn<sup>30</sup> sampai Tb<sup>65</sup> atau dengan massa antara 76-160. Namun, hanya ada sekitar 200 unsur yang mudah terdeteksi (karena yang lain umurnya sangat pendek) dan sekitar 18 unsur radionuklida utama yang memiliki hasil belah yang *yield*-nya lebih besar dari 1 %. radionuklida utama hasil belah dari U<sup>235</sup> yang mempunyai umur paruh ( $T_{1/2}$ ) panjang dan *yield* tinggi adalah Tc<sup>99</sup> ( $T_{1/2}=2,1 \times 10^5$  tahun), Cs<sup>137</sup> ( $T_{1/2}=30,17$  tahun) dan Sr<sup>90</sup> ( $T_{1/2}= 28,8$  tahun) [13]. Dari ketiga radionuklida ini yang memberikan kontribusi terbesar terhadap aktivitas LCAT adalah Cs<sup>137</sup> dan Sr<sup>90</sup>. Sedangkan untuk Tc<sup>99</sup> aktivitasnya relatif jauh lebih rendah daripada Cs<sup>137</sup> dan Sr<sup>90</sup> karena umur paro Tc<sup>99</sup> jauh lebih tinggi dari kedua radionuklida tersebut. Selain itu, Tc<sup>99</sup> adalah pemancar  $\beta$  energi rendah (294 keV), sedangkan Cs<sup>137</sup> pemancar gamma ( $\gamma$ ) energi sedang (546 keV) dan Sr<sup>90</sup> pemancar  $\beta$  murni (1,17 MeV). Berdasarkan data tersebut maka dalam penelitian ini hanya dipilih radionuklida hasil belah Cs<sup>137</sup> dan Sr<sup>90</sup> saja (dan juga uranium) serta laju pelindihan total yang menjadi perhatian untuk menentukan kualitas blok *synroc* melalui pengujian laju pelindahannya.

## TATA KERJA

### Bahan

Bahan yang digunakan adalah bahan matriks *synroc* standard yaitu Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, BaO, CaO, TiO<sub>2</sub>, ZrO<sub>2</sub>. Bahan limbah simulasi yaitu Sr(NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub>, Co(NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub>.6H<sub>2</sub>O, CsCl, Ce(NO<sub>3</sub>)<sub>3</sub>.6H<sub>2</sub>O, CdCl<sub>2</sub>.H<sub>2</sub>O, BaCl<sub>2</sub>.2H<sub>2</sub>O, dan RuCl. Bahan pendukung yaitu uranil nitrat heksa hidrat (UNH), HNO<sub>3</sub>, NaOH, HCl dan KCl ( semua bahan buatan E. Merk, kualitas p.a.) serta aquades.

### Peralatan

Alat yang digunakan adalah : alat cetak blok limbah, alat rolling *Gardco LabMill 8000*, jangka sorong *Krisbow Digital*, oven *Labtech LDO-080F*, alat uji tekan *Carver Hydraulic Unit model #3012*, alat ekstraksi (*Soxhlet*) *Iwaki*, *Furnace Vulcan A-550 1500 °C*, Spektrofotometer UV-VIS *Lambda 35 Perkin Elmer* dan Spektrofotometer Serapan Atom *Analist 400 Perkin Elmer*, dan alat-alat gelas laboratorium.

## Metode

### a). Pembuatan Sampel Limbah Simulasi

Dibuat limbah cair radioaktif tingkat tinggi (LCRTT) simulasi dengan melarutkan garam-garam UNH, CsCl, Sr(NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub>, CdCl<sub>2</sub>.H<sub>2</sub>O, Ce(NO<sub>3</sub>)<sub>3</sub>.H<sub>2</sub>O, Co(NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub>, BaCl<sub>2</sub>.2H<sub>2</sub>O, dan RuCl dengan pelarut HNO<sub>3</sub> 1 N dalam labu ukur 1000 ml, sehingga diperoleh LCRTT simulasi yang mengandung U = 4.000 ppm, Cs= 2000 ppm, Sr = 2000 ppm, Cd = 500 ppm, Ce = 500 ppm, Co = 500 ppm, Ba = 500 ppm, Ru = 500 ppm.

### b) Pembuatan blok *synroc* limbah variasi suhu dan waktu sintering serta tingkat muat limbah

Bahan prekursor oksida yang terdiri dari (dalam % berat) : Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> (5,4), BaO (5,6), CaO (11,0), TiO<sub>2</sub> (71,4), ZrO<sub>2</sub> (6,6) dicampur sebagai bahan matriks *synroc*. Untuk tingkat muat limbah 30 % berat, dicampur 3,5 g bahan matriks *synroc* dengan 1,5 g limbah dan diaduk hingga homogen. Campuran tersebut dikeringkan pada suhu 100 °C, kemudian dikalsinasi dalam *furnace* pada suhu 750 °C. Serbuk hasil kalsinasi lalu dicetak dan dipres dalam cetakan berbentuk silindris, hasil cetakan dilepas dari cetakan kemudian dilakukan proses sintering dengan variasi suhu (1000 -1300 °C, waktu 3 jam) dan variasi waktu sintering (1-4 jam, suhu optimum). Percobaan diulang untuk variasi tingkat muat limbah 10 – 60 % berat. Masing-masing blok limbah hasil proses imobilisasi dilakukan pengujian densitas, kuat tekan, dan laju pelindihan (total, uranium, cesium dan strontium), sehingga diperoleh proses sintering yang optimum untuk mendapatkan kualitas blok *synroc* limbah yang terbaik.

### c) Pengujian blok *synroc* limbah

Pengujian densitas blok *synroc* limbah dilakukan dengan menentukan berat (dengan penimbangan) dan volume (dengan mengukur tinggi dan diameter) sampel blok limbah. Pengujian kuat tekan dilakukan dengan alat uji tekan.

Pengujian laju pelindihan blok limbah dilakukan menurut *Japan Industrial Standard (JIS)*, yaitu laju pelindihan dipercepat dalam medium air [14]. Metode penentuan laju pelindihan ini sama seperti yang dikembangkan oleh IAEA [15]. Blok limbah dimasukkan dalam basket dan dipasang pada alat *soxhlet* untuk direfluks dengan air suling pada suhu 100 °C dan tekanan 1 atmosfer selama 6 jam. Pengurangan berat sampel blok *synroc* limbah sebelum dan sesudah pelindihan ditentukan untuk menentukan

laju pelindihan total. Selanjutnya konsentrasi uranium dalam air pelindih ditentukan dengan metode Spektrofotometri UV-VIS untuk mengetahui jumlah uranium (U) yang terlindih, sedang konsentrasi Cs dan Sr ditentukan dengan metode Spektrofotometri serapan atom. Laju pelindihan total dan laju pelindihan U, Cs, dan Sr dalam blok *synroc* limbah dihitung dengan persamaan [14, 15] :

$$L = \frac{W_o - W_t}{At} \quad (4)$$

L adalah laju pelindihan (g.cm<sup>-2</sup>.hari<sup>-1</sup>), W<sub>o</sub> = berat sampel mula-mula (g), W<sub>t</sub> = berat sampel setelah dilindih selama t hari (g), A = luas permukaan sampel (cm<sup>2</sup>), dan t = waktu pelindihan (hari). Untuk laju pelindihan U, Cs, dan Sr, maka W<sub>o</sub>-W<sub>t</sub> = jumlah U, Cs, dan Sr yang terlindih dalam air pelindih selama waktu pelindihan (g). Sedang untuk pelindihan total, W<sub>o</sub>-W<sub>t</sub> = selisih atau pengurangan berat sampel blok *synroc* sebelum dan sesudah dilakukan pelindihan (g). Laju pelindihan total tidak hanya penjumlahan laju pelindihan U, Cs, dan Sr saja, tetapi merupakan laju pelindihan semua komponen dari blok *synroc* yang meliputi unsur-unsur dalam limbah termasuk bahan prekursor (matriks) *synroc*.

## HASIL DAN PEMBAHASAN

Proses imobilisasi dilakukan dengan mencampur limbah simulasi dengan bahan matriks *synroc*, dikeringkan, dikalsinasi pada suhu 750 °C, dicetak dan disintering untuk membentuk blok *synroc* yang padat dan kuat. Pembentukan blok *synroc* dilakukan dengan tiga parameter yaitu parameter suhu sintering, waktu sintering dan tingkat muat limbah (*waste loading*).

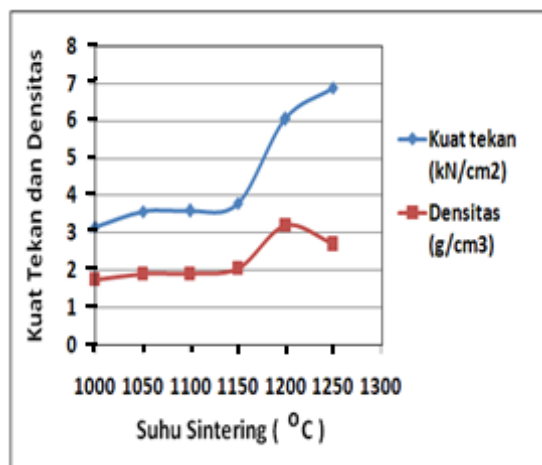
### Parameter Suhu Sintering

Hasil pengukuran densitas, kuat tekan, dan laju pelindihan pada sampel blok *synroc* limbah dengan tingkat muat limbah 30 % berat dan waktu sintering 3 jam untuk variasi suhu 1000-1300 °C ditunjukkan pada Gambar 1 dan 2.

Gambar 1 menunjukkan bahwa semakin tinggi suhu sintering maka densitas blok *synroc* limbah semakin meningkat. Pembentukan fase-fase mineral *synroc* pada persamaan (1), (2) dan (3) diperlukan suhu tinggi, makin tinggi suhu sintering maka makin sempurna terbentuknya fase-fase mineral *synroc*. Energi panas yang diberikan pada proses sintering semakin besar menyebabkan terjadinya proses difusi dengan pembentukan fase-fase pada blok *synroc* yang semakin cepat. Secara umum, semakin tinggi

kestabilan fisik dari blok *synroc* maka akan meningkatkan kekuatan dan densitas dari blok

tersebut karena terjadi penyusutan volume pada blok dengan semakin meningkatnya suhu<sup>[16]</sup>.



Gambar 1. Pengaruh suhu sintering terhadap kuat tekan dan densitas blok *synroc* hasil imobilisasi.

Proses sintering pada suhu tinggi dapat mengurangi pori-pori pada blok dan menumbuhkan serta mengatur butir-butir fase mineral *synroc* yang akan meningkatkan densitas dari blok itu sendiri. Pada Gambar 1, densitas optimum blok *synroc* limbah diperoleh pada suhu sintering 1200 °C sebesar 3,21 g/cm<sup>3</sup>. Pada suhu 1250 °C terjadi penurunan densitas sampel blok *synroc* limbah, hal ini dapat disebabkan pada suhu sintering tersebut terjadi proses reduksi dari oksida logam menjadi logam pada suhu tinggi dan kemudian membentuk fase *alloy* (paduan logam) yang lebih bebas yang dapat mengakibatkan meningkatnya volume blok dan menurunkan densitas.

Kuat tekan blok *synroc* limbah pada Gambar 1 terlihat bahwa semakin tinggi suhu sintering yang digunakan maka semakin besar kuat tekan blok *synroc* limbah, hal ini karena semakin tinggi suhu maka pembentukan fase-fase *synroc* semakin sempurna sehingga kestabilan kimia dan fisik dari blok yang terbentuk semakin kokoh sehingga menghasilkan kekuatan tekan yang semakin besar. Nilai kuat tekan optimum terdapat pada suhu 1250 °C sebesar 6,87 kN/cm<sup>2</sup>. Nilai kuat tekan tersebut memenuhi bahkan lebih tinggi dari standard yang ditetapkan IAEA yaitu sebesar 2-5 kN/cm<sup>2</sup>.

Hasil pengukuran laju pelindihan untuk setiap blok *synroc* ditunjukkan pada Gambar 2. Nilai laju pelindihan pada blok *synroc*

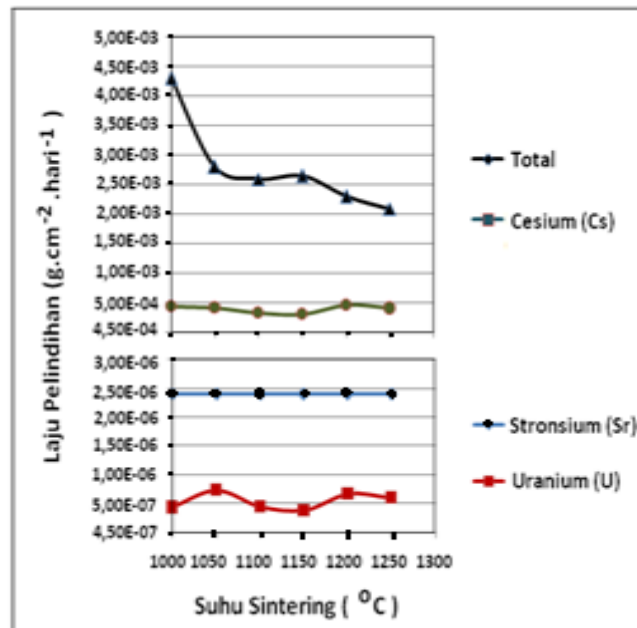
merupakan nilai kemampuan blok *synroc* limbah hasil imobilisasi tersebut terhadap pelarutan oleh air, sehingga semakin kecil nilai laju pelindihan maka semakin baik hasil dari imobilisasi yang dilakukan. Pada Gambar 2 dapat dilihat bahwa laju pelindihan  $U < Sr < Cs$  yang berturut-turut nilainya (dalam satuan g.cm<sup>-2</sup>.hari<sup>-1</sup>) berorde 10<sup>-7</sup>, 10<sup>-6</sup>, dan 10<sup>-4</sup>, sedang laju pelindihan total berorde 10<sup>-3</sup> g.cm<sup>-2</sup>.hari<sup>-1</sup>. Hal ini menunjukkan bahwa laju pelindihan unsur-unsur yang lain yaitu Co, Cd, dan Ce (unsur-unsur hasil belah dalam limbah) serta Ba, Al, Ca, Zr, dan Ti (unsur dari matriks *synroc*) yang dalam penelitian ini tidak dilakukan pengujian berorde  $\leq 10^{-3}$  g.cm<sup>-2</sup>.hari<sup>-1</sup>.

Laju pelindihan *U* adalah paling rendah, hal ini menunjukkan bahwa blok *synroc* limbah sangat baik untuk mengungkung uranium dan termasuk pula unsur-unsur aktinida lain yang merupakan unsur berat seperti ditunjukkan pada Tabel 2 yang mana unsur-unsur aktinida tidak hanya terperangkap tetapi merupakan penyusun fase (fase turunan dari mineral *synroc*). Pada Gambar 2 terlihat pula bahwa semakin tinggi suhu sintering maka laju pelindihan total dari blok *synroc* semakin menurun. Hal itu disebabkan semakin tinggi suhu sintering maka semakin kuat pula pembentukan blok *synroc* dan semakin berkurang pori-pori yang terdapat pada dinding blok sehingga laju pelindihan semakin turun. Dari kurva tersebut diperoleh pelindihan total minimum pada suhu 1250 °C, walaupun



demikian pada suhu 1100 sampai 1250 °C tidak memberikan perbedaan yang berarti yang

nilainya antara  $2,1 \times 10^{-3} - 2,6 \times 10^{-3} \text{ g.cm}^{-2}.\text{hari}^{-1}$ .



Gambar 2. Pengaruh suhu sintering terhadap laju pelindihan blok *synroc* hasil imobilisasi

Laju pelindihan Cs terendah terdapat pada suhu 1150 °C sebesar  $3,1 \times 10^{-4} \text{ g.cm}^{-2}.\text{hari}^{-1}$ . Hal tersebut menunjukkan bahwa pada suhu tersebut kondisi blok *synroc* yang terbentuk cukup baik untuk menjerap unsur cesium sehingga blok yang terlindih berada di bawah standard yang ditetapkan IAEA yaitu sebesar  $8,5 \cdot 10^{-4} \text{ g/cm}^2.\text{hari}$ . Kemudian laju pelindihan cesium meningkat seiring dengan meningkatnya suhu sintering. Hal tersebut karena cesium bersifat volatil dan mudah lepas dari kisi-kisi blok seiring dengan meningkatnya suhu. walaupun demikian nilai laju pelindihan Cs dengan variasi suhu sintering tidak memberikan perbedaan yang berarti.

Untuk laju pelindihan Sr, semua blok menunjukkan nilai yang sangat rendah (orde  $10^{-6} \text{ g.cm}^{-2}.\text{hari}^{-1}$ ) dan tidak dipengaruhi oleh suhu sintering. Laju pelindihan Sr pada blok *synroc* rata-rata bernilai  $2,4 \times 10^{-6} \text{ g.cm}^{-2}.\text{hari}^{-1}$  yang menunjukkan bahwa *synroc* dapat sebagai matriks untuk imobilisasi Sr karena tingginya kapasitas muatan Sr yang terperangkap dalam fase *perovskite* pada blok *synroc* sehingga laju pelindihannya sangat rendah [16].

Laju pelindihan uranium pada parameter suhu sintering sangat rendah yaitu antara  $3,9 \times 10^{-7} - 7,4 \times 10^{-7} \text{ g.cm}^{-2}.\text{hari}^{-1}$ . Pelindihan optimum

terlihat pada suhu 1150 °C sebesar  $3,9 \cdot 10^{-7} \text{ g.cm}^{-2}.\text{hari}^{-1}$ . Tetapi, semua blok pada parameter suhu sintering tidak menunjukkan perbedaan laju pelindihan uranium yang signifikan dalam orde sangat rendah yaitu  $10^{-7} \text{ g.cm}^{-2}.\text{hari}^{-1}$ . Hal ini membuktikan bahwa *synroc* memiliki kemampuan untuk menjerap unsur aktinida yang memiliki massa atom besar seperti uranium.

Laju pelindihan U, Sr, dan Cs yang terdapat pada blok *synroc* sangat rendah dan pada parameter suhu sintering tidak menunjukkan perubahan yang signifikan. Hal ini menunjukkan bahwa blok *synroc* memiliki ketahanan yang cukup tinggi terhadap fase air. Secara keseluruhan, nilai laju pelindihan U, Sr, dan Cs untuk setiap blok *synroc* limbah memenuhi standard IAEA.

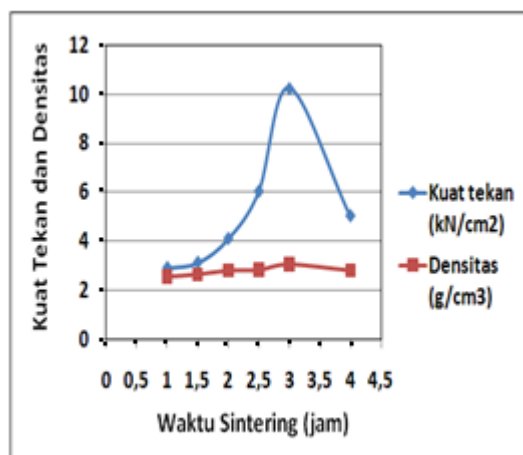
Berdasarkan pertimbangan hasil pengujian blok *synroc* tersebut di atas maka suhu sintering terbaik (optimum) adalah pada 1200 °C. Kondisi suhu sintering terbaik ini digunakan dalam percobaan untuk parameter waktu sintering dan tingkat muat limbah optimum.

#### 4.2. Parameter Waktu Sintering

Pada penentuan waktu sintering optimum, variasi waktu yang digunakan berkisar antara 1-4 jam dengan suhu sintering terbaik (optimum) yaitu 1200 °C dan tingkat muat limbah 30 % berat. Hasil pengujian kuat tekan dan densitas untuk tiap blok *synroc* limbah ditunjukkan pada Gambar 3.

Pada Gambar 3 dapat dilihat bahwa semakin lama waktu sintering yang digunakan maka semakin tinggi densitas dari blok *synroc* limbah yang terbentuk. Kenaikan densitas terjadi karena pada saat proses sintering terjadi proses difusi dan pertumbuhan butir antar fase-fase menuju

susunan multifase yang kompak dan padat sehingga pori-pori di antara butir dapat berkurang dan terjadi penyusutan volume sehingga densitasnya meningkat<sup>[17]</sup>. Pertumbuhan butir pada blok dipengaruhi oleh suhu dan lamanya waktu sintering yang diberikan. Semakin lama dan besar energi (suhu) yang diberikan, maka pembentukan blok *synroc* akan semakin baik sehingga membentuk keramik multi fase yang kompak dan padat. Densitas optimum terjadi pada waktu sintering 3 jam dengan nilai densitas sebesar 3,06 g/cm<sup>3</sup>. Semua blok *synroc* pada parameter waktu sintering menunjukkan nilai densitas sesuai dengan hasil pembentukan *synroc* dengan proses pres-panas isostatik yaitu antara 2,1-3,4 g/cm<sup>3</sup> [7].



Gambar 3. Pengaruh waktu sintering terhadap densitas dan kuat tekan blok *synroc* limbah hasil imobilisasi.

Kurva kuat tekan pada Gambar 3 menunjukkan bahwa semakin lama waktu sintering maka semakin besar kuat tekan blok *synroc* yang dihasilkan, hal ini karena terjadi ikatan antar fase yang semakin kuat seiring dengan lamanya waktu sintering sehingga meningkatkan kekuatan dari blok *synroc* tersebut. Hal tersebut menunjukkan bahwa semakin lama waktu sintering, maka struktur fase dalam blok *synroc* terjadi kristalisasi dan pertumbuhan butir menuju terbentuknya keramik multifase yang kompak dan padat sehingga meningkatkan kuat tekannya<sup>[16]</sup>. Kuat tekan optimum ditunjukkan pada waktu sintering 3 jam dengan nilai 10,24 kN/cm<sup>2</sup> yang memenuhi standard IAEA yang menunjukkan bahwa blok

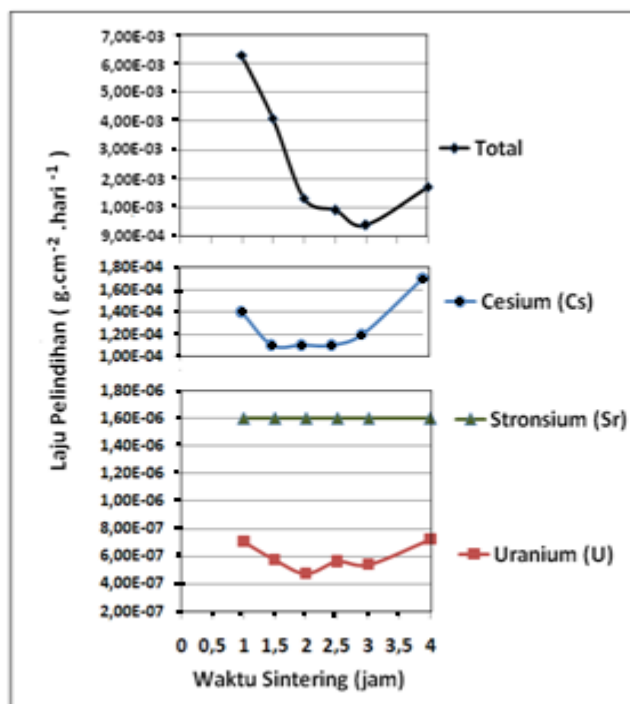
*synroc* tersebut cukup baik untuk penyimpanan lestari tanah dalam.

Hasil pengukuran laju pelindihan blok *synroc* limbah dengan parameter waktu sintering ditunjukkan oleh Gambar 4. Pada Gambar 4 dapat dilihat bahwa laju pelindihan  $U < Sr < Cs$  yang berturut-turut nilainya (dalam satuan g.cm<sup>-2</sup>.hari<sup>-1</sup>) berorde 10<sup>-7</sup>, 10<sup>-6</sup>, dan 10<sup>-4</sup>, sedang laju pelindihan total berorde 10<sup>-3</sup> g.cm<sup>-2</sup>.hari<sup>-1</sup> (seperti pada Gambar 2). Hal ini berarti pula bahwa laju pelindihan unsur-unsur yang lain yaitu Co, Cd, dan Ce (unsur-unsur hasil belah dalam limbah) serta Ba, Al, Ca, Zr, dan Ti (unsur-unsur dari prekursor matriks *synroc*) yang dalam penelitian ini tidak dilakukan pengujian berorde  $\leq 10^{-3}$  g.cm<sup>-2</sup>.hari<sup>-1</sup>.



Uji laju pelindihan total blok *synroc* limbah optimum (nilai terendah) ditunjukkan pada waktu sintering 3 jam sebesar  $3,7 \times 10^{-4} \text{ g.cm}^{-2}.\text{hari}^{-1}$  yang menunjukkan bahwa dengan waktu tersebut pembentukan fase-fase mineral dalam blok *synroc* telah sempurna. Perbedaan tersebut juga dapat dilihat dari warna pada blok *synroc* dimana semakin lama waktu yang digunakan untuk sintering maka warna blok akan semakin gelap dan hitam yang menandakan semakin lama waktu yang digunakan maka pembentukan blok

*synroc* semakin baik. Selanjutnya ada peningkatan nilai laju pelindihan pada waktu sintering 4 jam yang diakibatkan semakin lama waktu sintering maka kemungkinan lepasnya unsur yang bersifat volatil seperti Cs dari blok *synroc* lebih mudah. Selain itu, terbentuknya fase *alloy* (paduan logam) dari Cs memudahkan pelepasan Cs ke dalam fase air sehingga meningkatkan nilai laju pelindihan.



Gambar 4. Pengaruh waktu sintering terhadap laju pelindihan total, laju pelindihan U, Sr, dan Cs dari blok *synroc* hasil imobilisasi.

Kurva laju pelindihan Cs dapat dilihat bahwa semakin lama waktu sintering, semakin meningkat laju pelindihan Cs dari blok *synroc* limbah. Hal tersebut karena Cs merupakan unsur yang relatif volatil pada suhu tinggi sehingga semakin lama waktu sintering, maka Cs semakin mudah terlepas kembali dari kisi-kisi mineral *synroc*, akibatnya Cs berada di luar kisi-kisi mineral *synroc* dan lebih bebas tidak terikat dalam kisi-kisi mineral *synroc*. Kemudian pada waktu dilakukan proses pelindihan, Cs yang tidak berada dalam kisi-kisi mineral *synroc* (berada bebas di luar kisi-kisi mineral *synroc*) terutama yang berada di pinggir dinding blok *synroc* akan mudah terlindih oleh air pelindih (pada suhu 100 °C), sehingga meningkatkan nilai laju pelindihan. Nilai laju pelindihan Cs terendah

dicapai pada waktu sintering antara 1,5 – 3 jam yaitu antara  $1,07 \times 10^{-4} - 1,20 \times 10^{-4} \text{ g.cm}^{-2}.\text{hari}^{-1}$ . Nilai tersebut berada di bawah nilai laju pelindihan Cs dari blok *synroc* dengan proses pres-panas isostatik yang nilainya sebesar  $8,5 \times 10^{-4} \text{ g.cm}^{-2}.\text{hari}^{-1}$  [12].

Laju pelindihan Sr dan U, menunjukkan bahwa semua blok mempunyai nilai yang sangat rendah (orde  $10^{-6}$  dan  $10^{-7} \text{ g.cm}^{-2}.\text{hari}^{-1}$ ) seperti ditunjukkan pada parameter suhu sintering (Gambar 2). Laju pelindihan Sr tidak dipengaruhi oleh suhu dan waktu sintering, demikian pula laju pelindihan U relatif tidak mempunyai perbedaan yang berarti. Pada waktu sintering 1-4 jam, laju pelindihan Sr pada blok *synroc* rata-rata bernilai  $2,4 \times 10^{-6} \text{ g.cm}^{-2}.\text{hari}^{-1}$  dan laju pelindihan

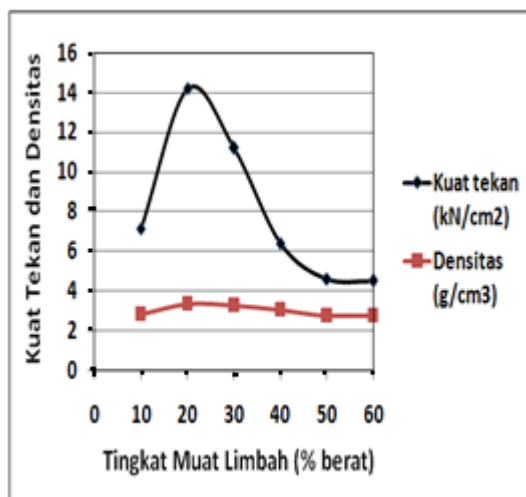
U rata-rata antara  $4,7 \times 10^{-7}$ - $8,4 \times 10^{-7}$  g.cm<sup>-2</sup>.hari<sup>-1</sup>. Nilai tersebut diperkuat bahwa laju pelindihan unsur-unsur valensi satu dan dua seperti Cs dan Sr dalam *synroc* adalah 500 sampai 2000 kali lebih kecil daripada gelas borosilikat, sedang untuk unsur-unsur multivalen seperti U dalam *synroc* lebih kecil 10.000 kali daripada dalam gelas borosilikat, sehingga blok *synroc* sangat baik digunakan untuk mengimobilisasi unsur-unsur tersebut dan lebih lagi untuk aktinida pemancar alfa umur panjang<sup>[12,18]</sup>.

Berdasarkan pertimbangan data uji densitas, kuat tekan, laju pelindihan total, dan, laju pelindihan U, Cs, dan Sr pada blok *synroc*

limbah tersebut dia atas maka waktu sintering terbaik (optimum) adalah 3 jam yang kemudian digunakan dalam penentuan tingkat muat limbah (*waste loading*) optimum.

### 4.3. Parameter Tingkat Muat Limbah

Pada penentuan tingkat muat limbah yang optimum dalam pembuatan blok *synroc*, digunakan suhu sintering optimum yaitu 1200 °C dan waktu sintering optimum yaitu 3 jam. Variasi tingkat muat limbah berkisar antara 10-60 % berat. Hasil pengujian densitas dan kuat tekan blok *synroc* limbah dengan variasi tingkat muat limbah ditunjukkan pada Gambar 5.



Gambar 5. Pengaruh tingkat muat limbah terhadap densitas dan kuat tekan blok *synroc* hasil imobilisasi.

Pada Gambar 5, densitas optimum ditunjukkan pada tingkat muat limbah 20 % yaitu 3,35 g/cm<sup>3</sup>, kemudian menurun dengan bertambahnya tingkat muat limbah. Secara keseluruhan tiap blok memiliki nilai densitas sesuai dengan densitas *synroc* limbah yang diperoleh dari proses pres-panas isostatik (antara 2,1-3,4 g/cm<sup>3</sup>), nilai tersebut juga memenuhi standard yang ditetapkan IAEA yaitu antara 2,1-3,2 g/cm<sup>3</sup>. Selain itu, pada tingkat muat limbah diatas 20 % berat terlihat bahwa semakin tinggi tingkat muat limbah pada blok *synroc* maka densitas dari blok semakin berkurang. Matriks *synroc* yang berperan sebagai pengikat limbah akan mengalami suatu batas kejenuhan. Ketika batas tersebut terlampaui, maka sebagian limbah tidak berikatan dengan fase-fase *synroc* sehingga membentuk fase paduan yang bersifat lebih bebas dan dapat mengurangi pembentukan suatu monolit multifase yang kompak bila limbah melebihi batas titik optimum. Sehingga

mengakibatkan menurunnya densitas blok *synroc* limbah.

Dari kurva kuat tekan blok *synroc* limbah (Gambar 5) terlihat bahwa tingkat muat limbah yang paling optimum adalah pada nilai 20 % berat yaitu dengan nilai kuat tekan 14,18 kN/cm<sup>2</sup>. Pada tingkat muat limbah 30 % berat memberikan nilai kuat tekan sebesar 11,18 kN/cm<sup>2</sup> yang berada diatas nilai kuat tekan yang ditetapkan IAEA. Kuat tekan pada blok akan semakin meningkat hingga mencapai tingkat muat limbah optimum dan selanjutnya semakin menurun seiring dengan meningkatnya jumlah limbah. Komposisi limbah memiliki pengaruh terhadap stabilitas kimia blok *synroc* limbah, stabilitas kimia dari blok *synroc* akan semakin berkurang dengan meningkatnya jumlah limbah<sup>[16]</sup>. Penambahan prekursor *synroc* ke dalam limbah akan membentuk fase-fase yang sesuai

dengan komposisi unsur yang terdapat pada limbah dan membentuk monolit multifase yang padat dan kompak. Fase yang terbentuk tersebut bersifat saling menguatkan sehingga dapat meningkatkan kuat tekan blok *synroc* yang terbentuk. Sedangkan pengurangan kuat tekan pada blok *synroc* terjadi karena semakin bertambahnya muatan limbah yang tidak sebanding dengan jumlah prekursor *synroc* pembentuk fase-fase yang semakin berkurang karena mengalami kejenuhan.

Hasil pengujian laju pelindihan untuk setiap blok *synroc* limbah pada variasi tingkat muat limbah ditunjukkan pada Gambar 6. Pada Gambar 6 dapat dilihat bahwa laju pelindihan  $U < Sr < Cs$  yang berturut-turut nilainya (dalam satuan  $\text{g.cm}^{-2}.\text{hari}^{-1}$ ) berorde  $10^{-7}$ ,  $10^{-6}$ , dan  $10^{-4}$ , sedang laju pelindihan total berorde  $10^{-3} \text{ g.cm}^{-2}.\text{hari}^{-1}$  (seperti pada Gambar 2 dan Gambar 4). Hal ini berarti pula bahwa laju pelindihan unsur-unsur yang lain yaitu Co, Cd, dan Ce (unsur-unsur hasil belah dalam limbah) serta Ba, Al, Ca, Zr, dan Ti (unsur-unsur dari prekursor matriks *synroc*) yang dalam penelitian ini tidak dilakukan pengujian berorde  $\leq 10^{-3} \text{ g.cm}^{-2}.\text{hari}^{-1}$ .

Pada Gambar 6 tersebut terlihat pula bahwa semakin tinggi tingkat muat limbah maka laju pelindihan total semakin menurun hingga mencapai tingkat muat limbah optimum yang terdapat pada tingkat muat limbah sebesar 40 % berat yaitu  $1,7 \times 10^{-4} \text{ g.cm}^{-2}.\text{hari}^{-1}$ . Penurunan laju pelindihan tersebut karena semakin banyak terbentuknya fase-fase turunan yang lebih kuat mengikat dan mengungkung unsur-unsur limbah seperti U, Cs, dan Sr. Selanjutnya laju pelindihan mengalami kenaikan tetapi tidak begitu signifikan, hal ini disebabkan jumlah prekursor oksida untuk pembentukan fase mineral *synroc* semakin berkurang dibanding dengan jumlah kandungan unsur dalam limbah, sehingga ada sebagian unsur yang bebas tidak menjadi penyusun fase atau tidak terperangkap dalam kisi-kisi fase mineral *synroc*, akibatnya laju pelindihan total sedikit naik.

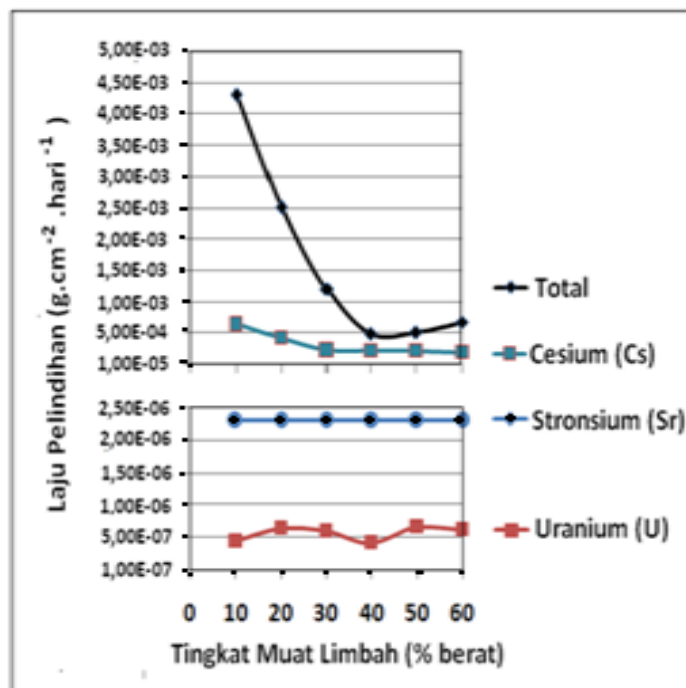
Fenomena serupa juga terjadi pada laju pelindihan Cs yang semakin menurun seiring dengan bertambahnya tingkat muat limbah. Hal tersebut membuktikan bahwa cesium merupakan

pembentuk fase yang kuat dan stabil di dalam blok *synroc* sehingga laju pelindihan cesium semakin menurun. Pada tingkat muat limbah 30-60 % berat, laju pelindihan Cs relatif tetap nilainya antara  $1,8 \times 10^{-4} - 2,2 \times 10^{-4} \text{ g.cm}^{-2}.\text{hari}^{-1}$ .

Laju pelindihan U dan Sr, hasil yang ditunjukkan tidak jauh berbeda dengan dua parameter suhu dan waktu sintering. Laju pelindihan Sr tidak dipengaruhi oleh tingkat muat limbah sampai 60 % berat yaitu dengan nilai laju pelindihan Sr rata-rata  $2,3 \times 10^{-6} \text{ g.cm}^{-2}.\text{hari}^{-1}$ . Hal ini menunjukkan bahwa seiring dengan meningkatnya tingkat muat limbah, kapasitas pengungkungan (imobilisasi) muatan Sr di dalam blok *synroc* tetap tinggi sehingga Sr tidak terlepas dari kisi-kisi blok *synroc* dan nilai laju pelindihan Sr tetap rendah.

Fenomena laju pelindihan U untuk variasi tingkat muat limbah serupa dengan laju pelindihan Sr bahkan lebih rendah. Dengan bertambahnya tingkat muat limbah tidak menyebabkan perubahan laju pelindihan U yang signifikan (fluktuatif relatif tetap) dengan nilai antara  $4,1 \times 10^{-7} - 6,5 \times 10^{-7} \text{ g.cm}^{-2}.\text{hari}^{-1}$ .

Secara umum, fase-fase dalam *synroc* memberikan ketahanan kimia yang tinggi pada blok *synroc* yang terbentuk sehingga memberikan daya tahan yang kuat terhadap pelindihan oleh air. Selain itu, pada tingkat muat limbah yang rendah belum banyak terbentuk fase-fase turunan seperti *pyrochlore* dimana uranium berperan sebagai pembentuk fase sehingga unsur-unsur yang terkandung di dalam limbah seperti U, Sr, dan Cs hanya terperangkap di dalam kisi-kisi fase sehingga menyebabkan unsur tersebut relatif mudah lepas pada saat pelindihan. Sedangkan pada tingkat muat limbah yang tinggi (>30 % berat) akan banyak terbentuk fase turunan yang menyebabkan pengungkungan unsur-unsur tersebut pada limbah lebih kuat dan menurunkan nilai laju pelindihan pada blok *synroc*.



Gambar 6. Pengaruh tingkat muat limbah terhadap laju pelindihan blok *synroc* limbah hasil imobilisasi.

Berdasarkan hasil uji karakteristik blok *synroc* limbah tersebut di atas, diperoleh suhu dan waktu sintering terbaik pada 1200 °C selama 3 jam dan tingkat muat limbah 20 % berat, dengan nilai densitas blok *synroc* limbah 3,35 g/cm<sup>3</sup>, kuat tekan 14,18 kN/cm<sup>2</sup>, laju pelindihan total  $2,5 \times 10^{-3}$  g.cm<sup>-2</sup>.hari<sup>-1</sup>, dan laju pelindihan Cs, Sr, dan U berturut-turut adalah  $4,1 \times 10^{-4}$  g.cm<sup>-2</sup>.hari<sup>-1</sup>,  $2,3 \times 10^{-6}$  g.cm<sup>-2</sup>.hari<sup>-1</sup>, dan  $6,3 \times 10^{-7}$  g.cm<sup>-2</sup>.hari<sup>-1</sup>. Berdasarkan efisiensi bahan dan limbah yang masih dalam batas persyaratan IAEA maka dapat digunakan tingkat muat limbah sampai 40 % karena nilai kuat tekan dan densitas blok *synroc* limbah telah memenuhi standard beton limbah yang ditetapkan IAEA dengan kuat tekan 2-5 kN/cm<sup>2</sup>, begitu pula pada tingkat muat 10-60 % berat nilai densitasnya cukup tinggi yaitu 2,7 -3,3 g/cm<sup>3</sup>, sedang laju pelindihannya juga sangat memenuhi persyaratan IAEA ( $1,7 \times 10^{-1}$  -  $2,5 \times 10^{-4}$  g.cm<sup>-2</sup>.hari<sup>-1</sup>)<sup>[19]</sup> dan pula jauh lebih kecil daripada laju pelindihan unsur-unsur dalam gelas borosilikat limbah. Kualitas hasil blok *synroc* titanat limbah dengan proses sintering ini relatif sama dengan kualitas hasil blok limbah *synroc* titanat dengan proses pres-panas isostastik.

## KESIMPULAN

Proses imobilisasi LCRTT simulasi yang mengandung uranium dan unsur-unsur hasil belah menggunakan matriks *synroc* titanat dengan proses sintering suhu tinggi diperoleh suhu dan waktu sintering terbaik pada 1200 °C selama 3 jam. Pada kondisi tersebut diperoleh tingkat muat limbah optimum adalah 20 % berat, dengan nilai densitas blok *synroc* limbah 3,35 g/cm<sup>3</sup>, kuat tekan 14,18 kN/cm<sup>2</sup>, laju pelindihan total  $2,5 \times 10^{-3}$  g.cm<sup>-2</sup>.hari<sup>-1</sup>, dan laju pelindihan Cs, Sr, dan U berturut-turut adalah  $4,1 \times 10^{-4}$  g.cm<sup>-2</sup>.hari<sup>-1</sup>,  $2,3 \times 10^{-6}$  g.cm<sup>-2</sup>.hari<sup>-1</sup>, dan  $6,3 \times 10^{-7}$  g.cm<sup>-2</sup>.hari<sup>-1</sup>. Berdasar persyaratan IAEA dan pertimbangan efisiensi maka masih dapat digunakan untuk tingkat muat limbah sampai 40 % berat. Kualitas hasil blok *synroc* titanat limbah dengan proses sintering ini sesuai dengan kualitas hasil blok *synroc* titanat dengan proses pres-panas isostastik. dan memenuhi kualitas blok limbah yang direkomendasikan oleh IAEA.

## DAFTAR PUSTAKA

- [1]. MENDEL J.E, (1985), "*The Fixation of High Level Waste in Glasses*", PNL Richland, Washington.
- [2]. MARTONO, H. dan AISYAH, (2002), "Efek Radiasi terhadap Gelas Limbah Hasil Vitrifikasi, Prosiding Pertemuan dan Presentasi Ilmiah Penelitian Dasar Iptek Nuklir", P3TM-BATAN, Yogyakarta.
- [3]. MARTONO, H. dan WIDIATMO, (2002), "Perancangan Melter untuk Pengolahan Limbah Cair Aktivitas Tinggi Secara Vitrifikasi, Seminar Hasil Penelitian Dan Kegiatan P2PLR 2001", Serpong.
- [4]. AISYAH dkk, (2004), "Pengaruh Keasaman dan Kandungan Limbah pada Imobilisasi Limbah Transuranium dari IRM dengan Polimer", Seminar Hasil Penelitian Dan Kegiatan P2PLR 2003, Serpong.
- [5]. E.R. VANCE, (1999), "Status of Synroc Ceramics for HLW", Proceedings of The 2<sup>nd</sup> Biannual Int. Workshop on HLRW Management", Dep. of Nuclear Engineering, Fac. of Engineering, Gadjah Mada Univ., Yogyakarta.
- [6]. IAEA, (1985), Technical Report Series No.257, "Chemical Durability and Related Properties of Solidified High Level Waste Forms", International Atomic Energy Agency, Vienna,.
- [7]. D.M.LEVINS, and A.JOSTSONS, (1996), "R&D in Radioactive Waste Management at ANSTO", The 2<sup>nd</sup> Seminar on RWM, Reg. Coop. in Asia, Malaysia.
- [8]. RINGWOOD AE, et.al., (1979), "Immobilization of High Level Nuclear Reactor Wastes in Synroc", Nature, 278.
- [9]. RINGWOOD A.E, et.al, (1988), In Radioactive Waste Form for the Future, Elsevier, (Eds W.Lutze and R.C.Ewing), North Holland, 233-334.
- [10]. DOSCH, R.G. and LYNCH, A.W., (1980), Solution chemistry techniques in Synroc preparation, Sandia Laboratories, Albuquerque. Publ. SAND80-2375.
- [11]. HESPE, E.D., (1971), "Leach testing of immobilized waste solids, a proposal for a standar method", *Atomic Energy. Review*, 9, 1-12.
- [12]. RINGWOOD A.E, OVERBY, V.M., KESSON, S.E., (1981), "Synroc : Leaching Performance and Process Technology," Proceedings of the International Seminar on Chemistry and Process Engineering for High Level Liquid Waste Solidification, Julich.
- [13]. THIELE, (1979), *Nuclear Technology and Its Applications*, Training Course, BATAN Yogyakarta.
- [14]. MENDEL, J.E, ROSS, W.A, ROBERTS, F.P., KATAYAMA, Y., WESTSIK, J., TURCOTTE, R., WALD, J. and BRADLEY, D., (1977), "Annual Report on the Characteristics of High Level Waste Glasses, PNL Richland, Washington.
- [15]. RINGWOOD, A.E., OVERBY, V.M., KESSON, S.E., SINCLAIR, W., WARE, N., HIBBERSON, W. and MAJOR, A., (1981), "Immobilization of high level nuclear reactor wastes in synroc : a current appraisal, *Nucl. Chem.Waste Management*, 286-292.
- [16]. BAO, W., S. XU, L. LI, C. SONG, J. ZHANG, Y. ZHU, (2002), Solidification of Sr-Containing Stripping Solutions in Titanate Ceramics. *Journal of Nuclear Material*, 237-241.
- [17]. RISTIC, R.I., J.N. SHERWOOD and T. SRIPPATHI, (1990), Train Variation of (100) Growth Sector of Potash Alum Single Crystals and its Relation of the Growth Rate Dispersion. *Journal of Crystal Growth*, 245-248.
- [18]. OVERSBY, V.M. and RINGWOOD, A.E., (1980), "Leach testing of Synroc and glass samples at 85 °C and 200 °C", *Nuclear Chem. Waste Management*, 254-259.
- [19]. IAEA, (1997), Characterization of Radioactive Waste Form and Packages, Technical Report Series No. 383, International Atomic Energy Agency, Vienna.



## KOMPARASI PENGGUNAAN EPS TERIMOBILISASI DALAM MATRIKS Ca-ALGINAT DENGAN EPS TERDISPERSI DAN KEMAMPUANNYA UNTUK BIOSORPSI COBALT, CESIUM DAN STRONSIUM

Endang Nuraeni

Pusat Teknologi Limbah Radioaktif - BATAN  
Kawasan PUSPIPTEK, Serpong 15310

### ABSTRAK

**KOMPARASI PENGGUNAAN EPS TERIMOBILISASI DALAM MATRIKS Ca-ALGINAT DENGAN EPS TERDISPERSI DAN KEMAMPUANNYA UNTUK BIOSORPSI COBALT, CESIUM DAN STRONSIUM.** Extracellular Polymeric Substance (EPS) merupakan substansi yang dihasilkan dari sel bakteri hidup dan mati yang mengandung gugus-gugus karboksil, fosfat, amina dan hidroksil. EPS diperoleh dari ekstrak lumpur aktif dengan cara sentrifugasi. Pemanfaatan EPS dapat digunakan sebagai bisorben yang dapat mengikat logam berat melalui proses pertukaran ion, adsorpsi dan pembentukan kompleks. Penggunaan EPS untuk biosorpsi Cesium, Stronsium, dan Cobalt dalam limbah dilakukan dengan beberapa metode, diantaranya dengan cara mendispersikan EPS dalam larutan limbah dan dengan mengimobilisasi EPS dalam matrik Ca-Alginat. Kedua metode tersebut menunjukkan fenomena interaksi yang berbeda, sehingga kajian ini dilakukan dengan membandingkan interaksi EPS yang terdispersi dengan EPS yang terimobilisasi dalam matrik Ca-Alginat dalam limbah yang mengandung cesium, stronsium dan cobalt. Dari hasil yang diperoleh EPS terdispersi mampu menyerap Cesium hingga 55,980 ppm sedangkan EPS yang terimobilisasi dalam matrik Ca-Alginat menyerap Cesium sebesar 24,175 ppm selama waktu proses 12 jam. Pada proses biosorpsi stronsium diperoleh hasil bahwa konsentrasi stronsium yang terjerap EPS terdispersi lebih besar dibanding EPS yang terimobilisasi matrik Ca-Alginat dengan konsentrasi tertinggi stronsium yang terjerap EPS terdispersi sebesar 92,913 ppm sedangkan pada EPS terimobilisasi matrik Ca-Alginat sebesar 46,922 ppm selama waktu penjerapan 12 jam. Besarnya Cobalt yang terjerap EPS terdispersi mencapai 80,380 ppm sedangkan cobalt yang terjerap EPS terimobilisasi matrik Ca-Alginat sebesar 40,285 ppm dalam periode waktu operasi selama 12 jam. Dari hasil di atas dapat dihitung bahwa proses biosorpsi menggunakan EPS terdispersi mempunyai efektifitas 35,266% lebih tinggi dibandingkan menggunakan EPS terimobilisasi dalam matrik Ca-Alginat. Proses biosorpsi dengan EPS terdispersi mempunyai efektifitas yang lebih tinggi karena pada proses tersebut selain terjadi fenomena pertukaran ion terjadi juga proses flokulasi akibat fungsi berat atom sehingga meningkatnya jumlah logam yang dijerap oleh EPS.

Kata kunci : *Extracellular Polymeric Substances* (EPS), terdispersi, Kalsium-alginat (Ca-Alginat)

### ABSTRACT

**COMPARISON OF MATRIX IN EPS IMMOBILIZED CA-ALGINATE MATRIX WITH EPS DISPERSED AND ITS ABILITY TO BIOSORPTION COBALT, STRONTIUM AND CESIUM.** Extracellular Polymeric Substance (EPS) is a substance produced from bacteria cells that contain carboxyl groups, phosphate, amine and hydroxyl. EPS obtained with centrifugation of activated sludge extract. Utilization of EPS can be used as biosorben that can bind heavy metals by ion exchange, adsorption and complex formation. The use of EPS for biosorption Cesium, Strontium, and Cobalt in by several methods, for example EPS dispersed in waste or EPS immobilized in Ca-Alginate matrix. Both methods suggest different interaction, so this study was done by comparing the interaction Cesium, stronsium and Cobalt with the EPS dispersed and EPS immobilized in Ca-Alginate matrix. The results obtained EPS dispersed able to adsorb cesium up to 55,980 ppm whereas the EPS immobilized in Ca-Alginate matrix adsorb cesium up to 24,175 ppm during 12 h operation. Biosorption process of strontium showed that EPS dispersed greater than EPS immobilized Ca-Alginate matrix with the highest concentration of strontium is adsorbed EPS 92.913 ppm in EPS dispersed while the EPS immobilized in Ca-Alginate matrix amounted to 46,922 ppm for 12 h adsorption time. The amount of Cobalt is adsorbed EPS dispersed up to 80.380 ppm whereas the EPS immobilized in Ca-Alginate matrix up to 40,285 ppm during 12 h operation. The result from this study indicated that the biosorption process using EPS dispersed 35,266% higher effectiveness than EPS immobilized in Ca-Alginate matrix because there are two phenomena in the EPS dispersed ion exchange and flocculation, whereas EPS immobilized in Ca-Alginate matrix only ion exchange.

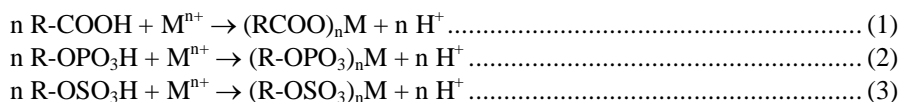
Keyword : *Extracellular Polymeric Substances* (EPS), dispersion, Calcium-Alginate

**PENDAHULUAN**

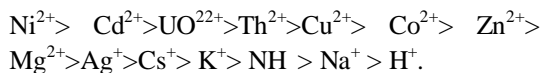
Pemanfaatan teknologi nuklir dalam kegiatan di industri nuklir menimbulkan sumber potensi bahaya radiasi sehingga untuk keamanan dan keselamatan sumber-sumber potensi bahaya ini harus dikelola dengan baik. Cesium, Stronsium, dan Cobalt merupakan radionuklida yang terdapat dalam limbah cair radioaktif yang berasal dari limbah pencucian pakaian kerja, limbah cair dari reaktor, dan juga terdapat dalam air pendingin kolam KH-IPSB3 dengan persentase kelimpahan yang cukup penting. Selain itu ketiga radionuklida tersebut mempunyai umur paruh yang cukup lama. Untuk mengolah limbah cair tersebut biasanya dilakukan dengan reduksi volume melalui proses evaporasi. Untuk mengambil radionuklida yang terdapat dalam air pendingin, air pendingin dilewatkan melalui resin penukar ion sehingga radionuklida-radionuklida yang terdapat dalam

air pendingin terakumulasi dalam resin penukar ion.

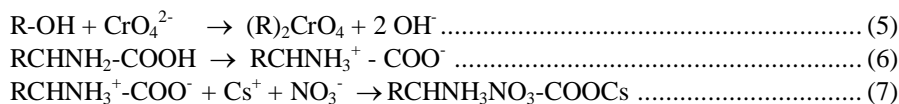
*Extracellular Polymeric Substance* (EPS) merupakan substansi yang dihasilkan dari sel bakteri hidup dan mati termasuk hasil ekskresi, hasil pembelahan sel dan senyawa organik dalam tubuh bakteri. EPS mengandung gugus fungsional yang dapat terionisasi seperti karboksil, fosfat, amina dan hidroksil, yang memungkinkan untuk dapat menyerap logam berat[1]. Mekanisme yang terjadi EPS sebagai biosorben dapat mengikat kation dan anion melalui proses adsorpsi, pertukaran ion, pembentukan kompleks, dan ikatan hidrogen. Pengikatan kation oleh EPS dilakukan oleh gugus-gugus karboksil (RCOOH), fosfat (R-OPO<sub>3</sub>H), sulfat (R-OSO<sub>3</sub>H) yang dapat melakukan pertukaran ion melalui reaksi sebagai berikut[2]:



M<sup>n+</sup> adalah kation bermuatan positif n dengan nilai n satu atau 2. Kation yang telah diikat oleh EPS dapat terusir dan diganti oleh kation lain yang mempunyai selektivitas yang lebih besar. Pada penukar kation deretan kation lebih ditarik adalah mengikuti urutan selektivitas sebagai berikut [3,4]: Ba<sup>2+</sup>>Pb<sup>2+</sup>> Sr<sup>2+</sup>> Ca<sup>2+</sup>>



Pengikatan kation dan anion oleh EPS dilakukan oleh gugus hidroksil dan gugus amina melalui reaksi sebagai berikut[1]:



Gugus amina dapat mengikat anion dan sekaligus kation sesuai reaksi (6). Pada penukar anion, jenis anion yang lebih ditarik menurut urutan selektivitas sebagai berikut [3,4]: SO<sub>4</sub><sup>2-</sup>> I<sup>-</sup>> NO<sub>3</sub><sup>-</sup>> CrO<sub>4</sub><sup>2-</sup>> Br<sup>-</sup>> Cl<sup>-</sup>> OH<sup>-</sup>. Gugus-gugus hidroksil, amina, karboksil, fosfat, dan sulfat dapat juga mengikat ion logam membentuk kompleks.

untuk mengoptimalkan terjadinya proses pertukaran ion. EPS bisa dimanfaatkan untuk pengolahan limbah cair dengan langsung mendispersikannya dalam limbah cair yang mengandung logam. Ada pula metode lain dengan mengimobilisasi EPS dalam matrik Ca-Alginat, epoksi atau polistirene. Dengan mengimobilisasi EPS dalam bentuk matrik diharapkan menjadi lebih mudah dalam pemanfaatannya dengan proses pertukaran ion menggunakan *reactor fluidized-bed*. Kemudian matrik ini dapat diregenerasi kembali sehingga pemanfaatannya lebih maksimal.

Pemanfaatan EPS untuk pengolahan limbah cair yang mengandung logam berat melalui mekanisme pertukaran ion banyak dikaji dan dipelajari melalui penelitian-penelitian ilmiah. Dalam mekanisme prosesnya, EPS yang digunakan dipreparasi menjadi beberapa bentuk



Kajian ini dilakukan untuk mengetahui interaksi EPS dengan cesium, stronsium dan cobalt dalam limbah cair serta membandingkan fenomena biosorpsi dalam EPS terdispersi dan EPS terimobilisasi dalam matrik Ca-Alginat.

## METODOLOGI

EPS dihasilkan dari ekstraksi bakteri yang terkandung dalam lumpur aktif hasil pengolahan limbah industri makanan. Pemanfaatan EPS untuk biosorpsi Cesium, Stronsium, dan Cobalt dalam limbah dilakukan dengan beberapa metode. Pertama dengan cara mendispersikan EPS dalam larutan limbah dan metode yang lain dengan mengimobilisasi EPS dalam matrik Ca-Alginat.

Proses imobilisasi EPS dalam matriks Ca-Alginat dilakukan dengan meneteskan larutan sodium alginat yang mengandung EPS ke dalam larutan  $\text{CaCl}_2$  pada suhu 4-7 °C sambil diaduk selama 2 jam dengan kecepatan 400 rpm.

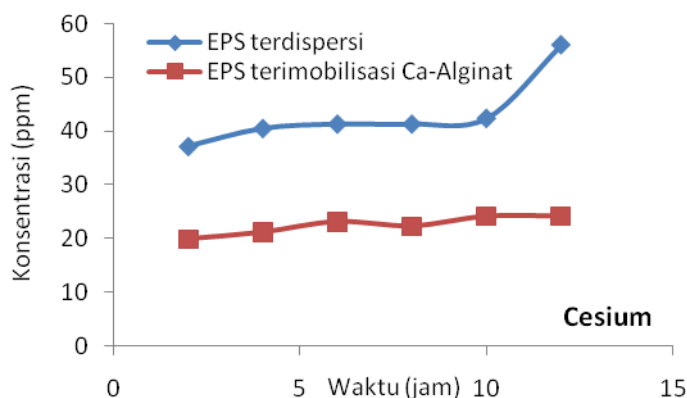
Kedua metode tersebut menunjukkan fenomena interaksi yang berbeda, sehingga kajian ini dilakukan dengan membandingkan interaksi EPS yang terdispersi dengan EPS yang

terimobilisasi dalam matrik Ca-Alginat dengan Cesium, Stronsium, dan Cobalt dalam limbah.

## PEMBAHASAN

Proses biosorpsi Cesium, Stronsium, dan Cobalt oleh EPS yang terdispersi dalam larutan limbah mempunyai fenomena yang berbeda dengan EPS yang terimobilisasi dalam matrik Ca-Alginat.

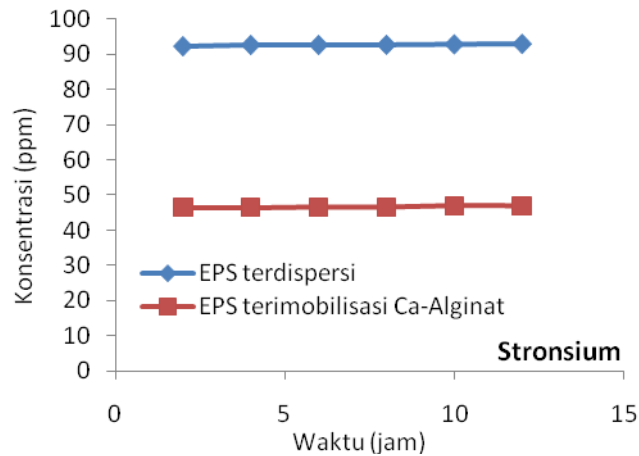
Berdasarkan data hasil penelitian[5,6], penjerapan Cesium dalam EPS terdispersi dan EPS terimobilisasi matrik Ca-Alginat ditunjukkan pada Gambar 1. EPS terdispersi mempunyai kemampuan yang lebih tinggi dalam menjerap Cesium yang terlarut dalam limbah dibandingkan dengan EPS yang terimobilisasi dalam matrik Ca-Alginat. Berdasarkan Gambar 1, EPS terdispersi mampu menjerap Cesium hingga 55,980 ppm sedangkan EPS yang terimobilisasi dalam matrik Ca-Alginat menjerap Cesium sebesar 24.175 ppm dari konsentrasi Cesium awal 100 ppm selama waktu proses 12 jam. Jika dibandingkan penjerapan Cesium oleh EPS terdispersi mempunyai efektifitas 39,68% lebih tinggi dari EPS yang terimobilisasi dalam matrik Ca-Alginat.



**Gambar 1.** Kurva konsentrasi penjerapan Cesium oleh EPS terdispersi dan EPS terimobilisasi matrik Ca-Alginat terhadap waktu.

Gambar 2 menunjukkan besarnya konsentrasi stronsium dalam limbah yang dijerap oleh EPS terdispersi dan EPS terimobilisasi matrik Ca-Alginat. Dari gambar tersebut dapat dilihat bahwa konsentrasi stronsium yang terjerap EPS terdispersi lebih besar dibanding EPS yang terimobilisasi matrik Ca-Alginat. Konsentrasi tertinggi stronsium yang terjerap

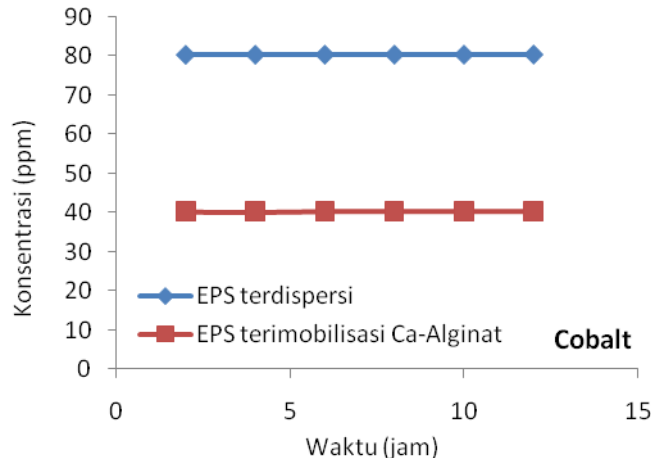
EPS terdispersi sebesar 92,913 ppm sedangkan pada EPS terimobilisasi matrik Ca-Alginat sebesar 46,922 ppm dari konsentrasi stronsium awal 100 ppm selama waktu penjerapan 12 jam. Efektifitas penjerapan stronsium oleh EPS terdispersi 32,89% lebih tinggi dibandingkan dengan EPS terimobilisasi matrik Ca-Alginat.



**Gambar 2.** Kurva konsentrasi penjerapan Stronsium oleh EPS terdispersi dan EPS terimobilisasi matrik Ca-Alginat terhadap waktu.

Pada Gambar 3, konsentrasi cobalt dalam limbah yang terjerap EPS terdispersi lebih tinggi dibanding konsentrasi cobalt yang terjerap EPS terimobilisasi matrik Ca-Alginat. Besarnya Cobalt yang terjerap EPS terdispersi mencapai 80,380 ppm sedangkan cobalt yang terjerap EPS

terimobilisasi matrik Ca-Alginat sebesar 40,285 ppm dari konsentrasi awal cobalt sebesar 100 ppm dalam periode waktu operasi selama 12 jam, sehingga efektifitas EPS terdispersi 33,23% lebih tinggi dibanding EPS terimobilisasi matrik Ca-Alginat dalam menjerap Cobalt.



**Gambar 3.** Kurva konsentrasi penjerapan Cobalt oleh EPS terdispersi dan EPS terimobilisasi matrik Ca-Alginat terhadap waktu.

Berdasarkan ketiga kurva di atas dapat dilihat bahwa semua logam yang terkandung dalam limbah baik itu cesium, stronsium atau cobalt menunjukkan fenomena penjerapan yang lebih tinggi oleh EPS terdispersi dibandingkan dengan EPS yang terimobilisasi dalam matrik Ca-Alginat, sehingga dapat disimpulkan bahwa ketiga jenis logam tersebut menunjukkan fenomena yang sama walaupun besarnya

konsentrasi logam yang terjerap berbeda-beda. Perbedaan ini disebabkan oleh selektivitas ion cesium, stronsium dan cobalt yang berbeda. Semakin tinggi sifat selektivitas ion tersebut maka semakin banyak ion yang terjerap EPS. Sifat selektivitas kation dari yang terbesar sampai yang terkecil berdasarkan urutan sebagai berikut :  $Ba^{2+} > Pb^{2+} > Sr^{2+} > Ca^{2+} > Ni^{2+} > Cd^{2+} > UO^{22+} > Th^{2+} > Cu^{2+} > Co^{2+} > Zn^{2+} > Mg^{2+} > Ag^{+}$

$Cs^+ > K^+ > NH_4^+ > Na^+ > H^+$ . Dari urutan tersebut stronsium memiliki selektivitas yang paling tinggi kemudian cobalt dan yang paling rendah cesium ( $Sr^{2+} > Co^{2+} > Cs^+$ ). Sesuai dengan urutan tersebut hasil penjerapan yang ditunjukkan kurva juga demikian, seperti yang ditunjukkan pada Tabel 1.

Proses penjerapan logam oleh EPS terjadi karena adanya fenomena pertukaran ion, fenomena ini terjadi karena dalam EPS terdapat gugus fungsi karboksil, fosfat, sulfat dan aminokarboksilat yang akan mengikat kation dari logam yang terkandung dalam limbah.

**Tabel 1.** Konsentrasi logam yang terjerap EPS selama proses penjerapan 12 jam

	Stronsium (ppm)	Cobalt (ppm)	Cesium (ppm)
EPS terdispersi	92,913	80,380	55,98
EPS terimobilisasi Ca-Alginat	46,922	40,285	24,175

EPS terdispersi mampu menjerap logam lebih tinggi dibandingkan dengan EPS terimobilisasi dalam matrik Ca-Alginat. Hal ini terjadi karena dalam proses penjerapan menggunakan EPS terdispersi terjadi fenomena pertukaran ion yang disertai dengan flokulasi akibat fungsi berat atom. Dalam proses pertukaran ion terjadi kompetisi antar ion logam untuk berikatan dengan EPS, seleksi kompetisi ini akan sangat ditentukan oleh sifat selektivitas ion logam tersebut. Selain itu fungsi berat atom juga turut mempengaruhi proses penjerapan ini, ikatan ion logam dengan berat atom tinggi dengan EPS akan membentuk flok –flok sehingga terjadi proses flokulasi dan pengaruh gaya gravitasi flok-flok ini membentuk endapan. Proses flokulasi ini juga akan menurunkan konsentrasi logam dalam limbah sehingga penjerapan logam oleh EPS semakin tinggi. Sedangkan pada EPS terimobilisasi matrik Ca-Alginat, proses penjerapan logam terjadi akibat adanya pertukaran ion sedangkan proses flokulasi tidak berlangsung.

## KESIMPULAN

EPS terdispersi mempunyai kemampuan 39,68% lebih tinggi dari EPS yang terimobilisasi dalam matrik Ca-Alginat dalam menjerap Cesium. EPS terdispersi mampu menjerap Cesium hingga 55,980 ppm sedangkan EPS yang terimobilisasi dalam matrik Ca-Alginat menjerap Cesium sebesar 24.175 ppm selama waktu proses 12 jam. Konsentrasi stronsium yang terjerap EPS terdispersi lebih besar 32,89% dibanding EPS

yang terimobilisasi matrik Ca-Alginat. Konsentrasi tertinggi stronsium yang terjerap EPS terdispersi sebesar 92,913 ppm sedangkan pada EPS terimobilisasi matrik Ca-Alginat sebesar 46,922 ppm selama waktu penjerapan 12 jam. Konsentrasi cobalt dalam limbah yang terjerap EPS terdispersi lebih tinggi 33,23% dibanding konsentrasi cobalt yang terjerap EPS terimobilisasi matrik Ca-Alginat. Besarnya Cobalt yang terjerap EPS terdispersi mencapai 80,380 ppm sedangkan cobalt yang terjerap EPS terimobilisasi matrik Ca-Alginat sebesar 40,285 ppm dalam periode waktu operasi selama 12 jam.

Pada Cesium, stronsium dan cobalt terjadi penjerapan yang lebih tinggi oleh EPS terdispersi dibandingkan dengan EPS yang terimobilisasi dalam matrik Ca-Alginat. Hal ini terjadi karena pada EPS terdispersi selain terjadi pertukaran ion, ion logam dengan berat atom tinggi dengan EPS akan membentuk flok –flok sehingga terjadi proses flokulasi dan pengaruh gaya gravitasi flok-flok ini membentuk endapan.

## UCAPAN TERIMAKASIH

Penulis mengucapkan terimakasih kepada Prof. Ir. Zainus Salimin, M.Si yang telah membimbing penyusunan makalah ini. Penulis juga ucapkan terimakasih kepada Yuli Purwanto, A.Md dan Dwi Luhur Ibnu S A.Md yang telah membantu selama kegiatan penelitian di laboratorium.

## DAFTAR PUSTAKA

- [1]. Zheng Lei, Tian Yu, Ding Ai-Zhong And Wang Jin-Sheng, (2008), Adsorption Of Cd(II), Zn (II) By Extracellular Polymeric Substance Extracted From Waste Activated Sludge, *Water Science & Technology* – WST 58.1, 2008: 195-200.
- [2]. Yu Tian (2008), "Behavior of Bacterial Extracellular Polymeric Substance from Activated Sludge: A Review", *International Journal of Environment and Pollution*, Vol 32, No. 1, Interscience Enterprises Ltd, China.
- [3]. Tom D. Reynold (1982), "*Unit Operation and Processes in Environmental Engineering*", PWS Publishing Company, Boston.
- [4]. Zainus Salimin (2011), Penggunaan Biosorben *Extracellular Polymeric Substances* Terdispersi Untuk Penyisihan Uranium, Prosiding Seminar Rekayasa dan Proses, Jurusan Teknik Kimia, Fakultas Teknik Universitas Diponegoro, Semarang.
- [5]. Endang Nuraeni (2013), Penggunaan *Extracellular Polymeric Substances* (EPS) Terdispersi untuk Biosorpsi Cobalt, Cesium dan Stronsium, Prosiding Seminar Nasional XVI "Kimia Dalam Pembangunan" Jaringan Kerjasama Kimia Indonesia, Yogyakarta.
- [6]. Pungky Ayu Artiani, Zainus salimin, Sugeng Purnomo, (2014), Studi Biosorpsi Logam Sr, Co dan Cs Menggunakan *Extracellular Polymeric Substances* yang Diimobilisasi pada *Calسيوم alginate*, Prosiding Hasil Kegiatan dan Penelitian Pusat Teknologi Limbah Radioaktif tahun 2012, PTLR – BATAN, Serpong, Tangerang.

## PENGOLAHAN LIMBAH TRI BUTIL FOSFAT (TBP) DENGAN OKSIDASI ION PERAK II DALAM SEL ELEKTROKIMIA

Sutoto

Pusat Teknologi Limbah Radioaktif-BATAN  
Kawasan PUSPIPTEK, Serpong 15310

### ABSTRAK

PENGOLAHAN LIMBAH TRI BUTIL FOSFAT (TBP) DENGAN OKSIDASI ION PERAK II DALAM SEL ELEKTROKIMIA. Telah dilakukan percobaan oksidasi molekul TBP (*tri butil fosfat*) dengan oksidator  $Ag^{+2}$  yang dibangkitkan dari sel elektrokimia bersekat membran keramik. Sebagai anolit adalah larutan  $AgNO_3/HNO_3$  4M dan katolit adalah  $HNO_3$  14M dengan elektroda jenis Pt/Pt. Optimalisasi pembentukan  $Ag^{+2}$  dilakukan pada kuat arus 10 A dengan kecepatan pengadukan divariasi dari 300 ; 1000 ; 1200 rpm dan konsentrasi  $AgNO_3$  bervariasi dari 0,05N ; 0,1N ; 0,2N. Kemudian hasil kondisi optimalisasi tersebut dipakai untuk mengoksidasi limbah simulasi TBP dalam pelarut kerosin. Hasil yang didapatkan adalah indikasi terjadinya degradasi molekul TBP dengan ditandai adanya penurunan intensitas warna hitam dari  $Ag^{+2}$ . Diperlukan percobaan lanjutan untuk mendapatkan kesempurnaan distruksi molekul TBP, yaitu dengan memperpanjang waktu oksidasi, memperluas permukaan elektroda dan menaikkan jumlah arus pembangkitan oksidasinya.

Kata Kunci : Elektrokimia, oksidasi ion perak II limbah solven TBP

### ABSTRACT

**TREATMENT OF TRIBUTHYL PHOSPHAT (TBP) BY SILVER ION II OXYDATION IN THE ELECTROCHEMICAL CELL.** *The oxydation experiment of TBP by silver ion II was done in the cell electrochemical specified ceramic partition. As anolyt is  $AgNO_3/HNO_3$  4M solution and an catholyt is  $HNO_3$  14M with Pt/Pt as pair of specified electrodes. The optimalization of generating  $Ag^{+2}$  was done at current potential constant at 10 Ampere and the homogenous of solution was various adjusting at 300 ; 1000; 1200 rpm, and also the concentrate of  $AgNO_3$  mediator was determined variors in 0,05N ; 0,1N ; 0,2 N. The result of optimal condition was operate to treatment of TBP diluted in kerosene. The conclusion of the reasearch done is an information any degradation process of TBP molecule and perform to continue in the future with more length time of oxydation procces, more large of surface electrodes and more passing current intensity strength.*

Key Word : electrochemical, silver ion II oxydator TBP solvent waste

### PENDAHULUAN

Tri Butyl Phosfat (TBP) dipakai industri bahan bakar nuklir sebagai solven ekstraksi pemurnian uranium. Untuk meningkatkan kemampuan *recovery* proses, pemakaiannya sering dicampur dengan solven sejenis, diantaranya adalah TOPO, DEPHA dengan pengencer kerosin [1,2]. Solven tersebut dilimbahkan setelah tidak dapat dipakai karena nilai rekoverti pengambilan uraniumnya rendah dan tidak dapat diregenerasi lagi. Salah satu penyebabnya adalah terjadinya kerusakan struktur molekul TBP karena proses iradiasi uranium dan oksidasi dari  $HNO_3$  sebagai pelarut uranium. Karakteristik limbah organik tersebut mudah terbakar sehingga pengolahannya dapat dilakukan dengan oksidasi thermal dalam tungku insenerator [3].

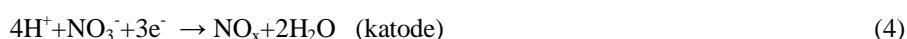
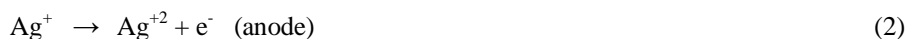
Proses pengolahan secara insenerasi dilakukan dengan cara menyempotkan limbah ke dalam tungku insenerator bertemperatur tinggi yang dilengkapi dengan sistem pengelolaan gas buangnya. Proses distruksi thermal molekul

limbah TBP terjadi, menghasilkan gas-gas hasil pirolisis yang tercampur dalam aliran gas buang dan abu berupa serbuk padatan yang mengandung fosfat. Hasil padatan abu tersebut ditampung di bagian dasar tungku dan dapat dikeluarkan untuk diolah lanjut secara sementara. Berbagai kendala teknis ditemukan di proses pengolahan limbah TBP secara insenerasi, diantaranya terikutnya molekul fosfat ke dalam aliran gas buang yang dapat mengakibatkan penyumbatan pori-pori filter (*clogging*) sistem pengelolaan gas buangnya. Kejadian seperti di atas pada batas tertentu dapat berpengaruh terhadap jalannya operasi dan keselamatan prosesnya. Jika kondisi tersebut terjadi, maka harus dilakukan tindakan pemulihan (*declogging*) atau mengganti filter baru. Kedua jenis pekerjaan tersebut membutuhkan waktu panjang dan beresiko terkontaminasi. Fosfat masuk dan melekat dalam pori-pori seperti lem (*glue*) melekat pada permukaan benda. Sebagai langkah pencegahannya (*preventive*), maka sebelumnya filter dilapisi (*coating*) dengan serbuk kapur  $CaCO_3$ . Oleh karena berbagai kendala tersebut, maka perlu dilakukan pengembangan metode

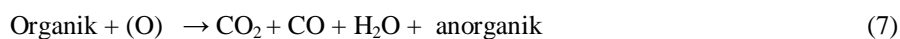
pengolahan lain yang lebih kecil, murah, efisien dan mudah terdistribusi di fasilitas penimbun limbah.

Elektrokimia dengan berbasis reaksi redoks yang terjadi di kedua permukaan elektroda dan dengan rekayasa penghambatan mobilitas ion dapat menghasilkan oksidator radikal yang kuat. Penghambatan atau isolasi dengan membran keramik bertujuan supaya kation yang terbentuk

tidak tereduksi di katode, sehingga tetap berada di sekitar anoda (anolit). Selama proses elektrolisis berlangsung, kation terisolasi akan mengalami oksidasi lanjut menjadi kation radikal yang reaktif. Kation atau oksida radikal tersebut mudah bereaksi dengan air menghasilkan  $O_n$  yang dapat mengoksidasi senyawa yang berada disekitarnya. Reaksi pembentukan oksida dan interaksi dengan keberadaan senyawa organik di kompartimen katolit adalah sebagai berikut [5,6,7,8] :

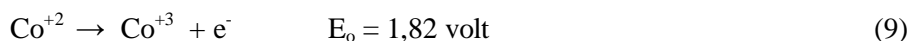


Untuk reaksinya dengan organik adalah:



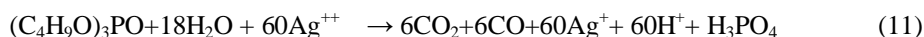
Percobaan destruksi berbagai pelarut organik, seperti EDTA (*ethylene diamine tetra acetat*), OA (*oxalic acid*) dan CA (*citric acid*) dengan oksidasi  $Ag^{+2}$  telah dilakukan dan berhasil baik dengan efisiensi berkisar antara 93-97% [8,9].

Mekanisme oksidasi secara elektrokimia di atas terjadi karena adanya mediator  $AgNO_3$ , dan berbagai senyawa lain yang dapat digunakan adalah Cerium, Cobalt. Berbagai jenis logam mediator dan nilai potensial oksidasinya terlihat pada Persamaan 8,9,10, yaitu [10]:



Hasil pembangkitan oksidator radikal  $Ag^{+2}$  dimanfaatkan untuk mendistruksi limbah TBP yang banyak ditimbul dari kegiatan proses pemurnian uranium dan riset lainnya. Potensi

pemanfaatannya kedepan adalah besar, karena dapat ditingkatkan skala kapasitasnya. Reaksi oksidasi limbah TBP yang diharapkan adalah terlihat pada Persamaan 11.



Efisiensi hasil pengolahannya tergantung dari konsentrasi oksidator  $Ag^{+2}$  yang dihasilkan di sekat anolyt, besarnya mengikuti Persamaan [11].

$$w = (e \cdot i \cdot t) / 96.500 \quad (12)$$

W = Jumlah oksidator terbentuk (gram)

e = Berat ekuivalen hasil elektrolisis

F = Jumlah arus listrik yang mengalir ( faraday )  $\frac{i \cdot t}{96.500}$

i = Kuat arus listrik (ampere)

t = waktu (detik)



Karakteristik limbah TBP pasca pemakaian sebagai solven ekstraksi terdiri dari *tributyl posphat* (TBP), *dibutyl posphat* (DBP), *mono butyl posphat* (MBP) dan logam-logam pengotor dari senyawa yang dimurnikan

## METODE

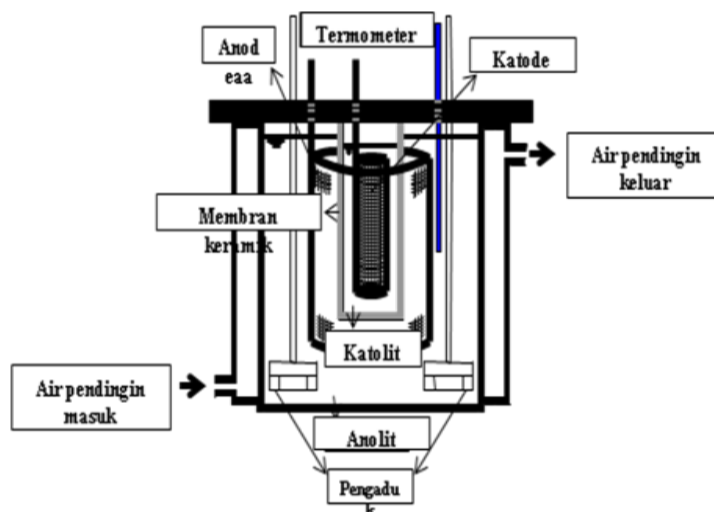
### Bahan

- $\text{AgNO}_3$  konsentrasi 0,05 M, 0,1 M dan 0,2 M sebagai anolit
- $\text{HNO}_3$  4M sebagai katolit
- Limbah simulasi TBP dalam kerosin dengan perbandingan % berat 30/70
- $(\text{NH}_4)_6\text{MoO}_4$ ,  $\text{KBrO}_3$ ,  $\text{Ti}(\text{NO}_3)_3$ ,  $\text{HCl}$ ,  $\text{NaCl}$  dan larutan indikator MM (metil merah)
- Akuades

### Tata Kerja

Proses pembangkitan oksidator  $\text{Ag}^{+2}$  dilakukan di dalam sel elektrokimia yang terbuat dari gelas dan teflon seperti terlihat pada Gambar

1. Sel tersebut terdiri dari 2 kompartimen, yaitu kompartimen anolit berisi 800ml larutan  $\text{AgNO}_3/\text{HNO}_3$  dengan elektroda Pt bermuatan positif dan kompartimen katolit berisi 200 ml larutan 14M  $\text{HNO}_3$  dengan elektroda Pt bermuatan negatif. Kedua kompartimen tersebut saling terpisah dengan pembatas dinding sebuah membran keramik. Didalam kompartimen anolit dipasang 2 buah pengaduk teflon dan sebuah thermometer gelas. Temperatur *anolyte* di dalam kompartimen diatur dengan bantuan pendinginan air yang dilengkapi alat penukar panas. Pengambilan sampel dilakukan dengan cara pipet pada periodik waktu tertentu dari fasilitas sampling yang telah tersedia. Perangkat elektrokimia tersebut dirancang dan diadakan oleh Pusat Teknologi Limbah Radioaktif dan membran keramiknya dibuat oleh Balai Penelitian Keramik Bandung. Bahan-bahan yang dipakai dalam percobaan adalah TBP sebagai limbah simulasi, kerosine, *anolit*  $\text{AgNO}_3/\text{HNO}_3$  dan  $\text{HNO}_3$ . Penentuan kandungan oksidator  $\text{Ag}^{+2}$  yang terbentuk dilakukan dengan cara volumetri redoks menggunakan pereaksi reduktor  $\text{Ti}(\text{NO}_3)_3$  dan kelebihanannya dianalisis secara oksidasi menggunakan  $\text{KBrO}_3$ . Sebagai reagen stabilisasi reaksi yang dipakai adalah  $\text{HCl}$ ,  $\text{NaCl}$ , amonium hepta molibdat dan indikator MM (metil merah).



Gambar 1. Bagan-skema sistem sel elektrokimia bersekat membran keramik

### Percobaan optimalisasi pembangkitan oksidator $\text{Ag}^{+2}$

Percobaan dilakukan secara paralel dengan perlakuan variasi kecepatan pengadukan, yaitu pada : 500 rpm, 1000 rpm dan 1200 rpm dan variasi konsentrasi  $\text{AgNO}_3$  dalam 4M  $\text{HNO}_3$  sebagai anolit, yaitu pada : 0,05 M  $\text{AgNO}_3$ ; 0,1M  $\text{AgNO}_3$  dan 0,2M  $\text{AgNO}_3$ . Setelah masing-masing larutan diukur dan ditempatkan sesuai fungsinya, yaitu sebagai

anolit adalah 800 ml dengan konsentrasi bervariasi diatas dan katolit adalah 200 ml larutan 14 M  $\text{HNO}_3$ . Kemudian kedua elektrodanya dihubungkan dengan generator listrik dengan kuat arusnya diatur pada 10 A. Secara periodik sampel *anolyte* diambil melalui lobang sampel, dan kandungan  $\text{Ag}^{+2}$  yang terbentuk dianalisis dengan cara titrasi oksidimetri.



Terbentuknya  $\text{Ag}^{+2}$  ditandai dengan adanya perubahan warna anolit dari jernih menjadi hitam. Dilakukan analisis optimalisasi pembentukan  $\text{Ag}^{+2}$  secara grafis. Selanjutnya kondisi optimum yang

dihasilkan dipakai untuk percobaan mendistruksi limbah TBP simulasi. Ilustrasi percobaan distruksi limbah TBP dengan oksidasi  $\text{Ag}^{+2}$  terlihat pada Gambar 2.



**Gambar 2. Larutan oksidator  $\text{Ag}^{+2}$  hasil pembangkitan sel elektrokimia**

### Percobaan oksidasi TBP

Percobaan dilakukan mengikuti prosedur dan peralatan (sel elektrokimia) yang sama. Kondisi operasinya ditentukan dari percobaan optimalisasi pembangkitan oksidator perak II diatas, yaitu menggunakan larutan anolit 0,1M  $\text{AgNO}_3/\text{HNO}_3$  dan sebagai katolit adalah 14M larutan  $\text{HNO}_3$ . Kecepatan pengadukan diatur pada putaran pengaduk 1.000 rpm. Pelaksanaannya dilakukan dengan menempatkan 600 ml larutan anolit diatas ke dalam bilik anode dan ditambahkan kedalamnya limbah simulasi 200 ml TBP dalam kerosin. Perbandingan komposisi limbah simulasi TBP dengan kerosin adalah 30:70 (%berat), yaitu sesuai dengan perbandingan yang dipakai sebagai solven ekstrasi pemurnian uranium. Selanjutnya di kedua elektrodanya dihubungkan dengan sumber arus listrik dan kuat arusnya diatur pada 10 ampere. Temperatur anolit dijaga konstan dengan pendinginan air yang disirkulasikan dari perangkat sistem pendingin air. Setiap interval waktu tertentu dilakukan pengambilan sampel untuk dianalisis kandungan posphatnya menggunakan pereaksi amoniak hepta molibdat dengan metode spektrofotometer UV-Vis. Percobaan oksidasi limbah solven TBP dengan oksidasi  $\text{Ag}^{+2}$  dilakukan selama 120 menit.

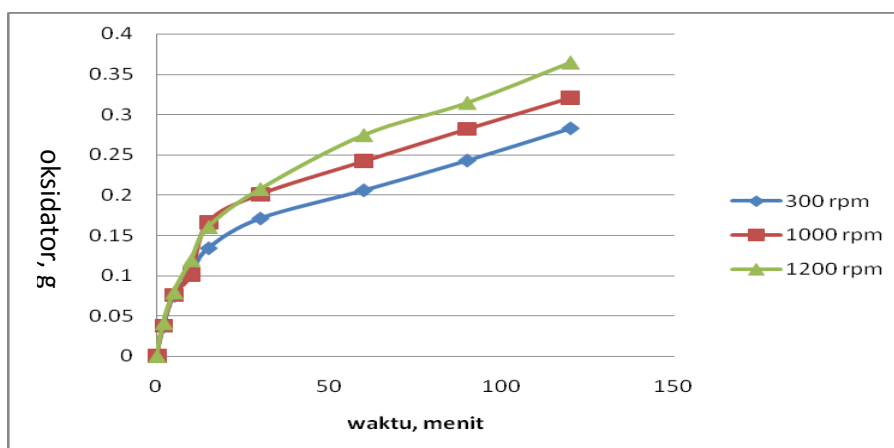
### HASIL DAN PEMBAHASAN

#### Optimalisasi pembangkitan oksidator $\text{Ag}^{+2}$

Pada awal waktu pengaliran arus listrik di kedua elektroda, warna larutan anolit mengalami perubahan dari bening menjadi coklat. Kejadian tersebut mengindikasikan bahwa reaksi pembentukan oksidator perak II sedang berjalan. Proses tersebut diperjelas dengan semakin hitamnya warna anolit. Selama elektroda masih diberi muatan listrik, maka proses mobilitas elektron melalui elektrolit tetap berjalan dan tingkat polarisasi ion semakin besar. Mekanisme tersebut terjadi karena pori-pori bahan membran keramik relatif lebih kecil dari pada ukuran ion  $\text{Ag}^+$ , sehingga pergerakan ion  $\text{Ag}^+$  nya tidak dapat sampai ke permukaan katoda. Reaksi reduksi yang terjadi di katoda adalah pembentukan gas  $\text{NO}_x$  dari reaksi ion  $\text{H}^+$  berasal dari  $\text{HNO}_3$  anolit dengan  $\text{NO}_3^-$ . Ion  $\text{Ag}^+$  yang terbentuk dan terakumulasi di bilik anode, akan mengalami oksidasi lanjut menjadi oksidator kuat  $\text{Ag}^{+2}$ . Warna hitam larutan anolit mengindikasikan jumlah kandungan oksidator  $\text{Ag}^{+2}$  semakin besar, sesuai dengan Persamaan 3.4. Dari bagian atas anoda juga keluar gas berwarna kecoklatan, yaitu  $\text{NO}_x$  yang dihasilkan dari reaksi oksidasi ion  $\text{NO}_3^-$  dari katolit menjadi  $\text{NO}_x$ . Ion nitrat tersebut dapat melewati pori-pori bahan keramik karena ukuran molekulnya kecil.

Selanjutnya untuk mengetahui kemampuan oksidasinya, maka dilakukan percobaan optimalisasi pembangkitannya. Pada optimalisasi pembentukan oksidator dengan kuat arus 10 A dan divariasi kecepatan pengadukannya dari 300,

1000 dan 1200 rpm ; proses pembentukan oksidanya berjalan baik terindikasi adanya perubahan warna dan keluarnya gas dari atas elektroda. Hasil analisis pembentukan oksidanya terlihat seperti pada Gambar 3.



Gambar 3. Pengaruh kecepatan pengadukan terhadap pembangkitan  $Ag^{+2}$

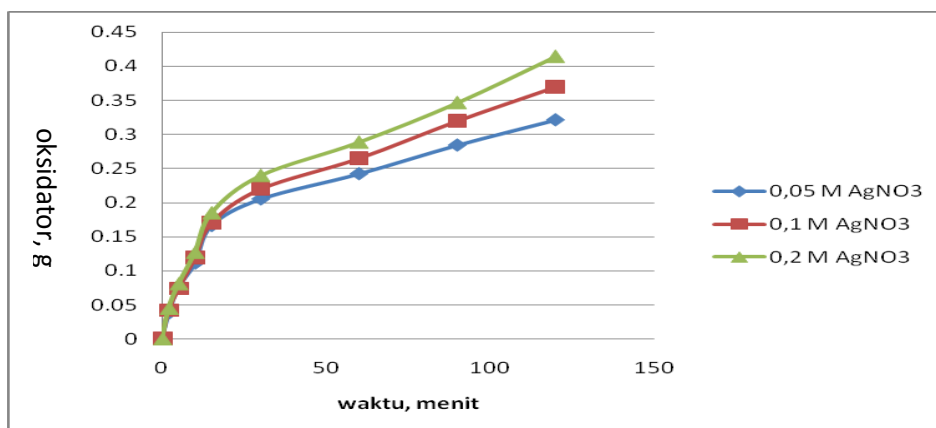
Dari gambar 3 diatas terlihat adanya hubungan langsung peningkatan kandungan oksidator  $Ag^{+2}$  dengan kecepatan pengadukan secara linear. Semakin tinggi kecepatan pengadukan, maka akan dihasilkan peningkatan oksidator yang lebih besar. Pada percobaan sampai menit ke 20 dari awal pengaliran arus, didapatkan jumlah oksidator yang dibangkitkan relatif sama besarnya. Selbihnya, kandungan hasil oksidatornya berbeda kecil tidak menonjol hasilnya. Selanjutnya untuk pengujian mendistruksi molekul limbah TBP ditetapkan dengan hasil optimalisasi pembangkitan oksidator dengan kecepatan pengadukan 1000 rpm. Pada kondisi tersebut tidak akan mengakibatkan anolit meluap dan menanggulangi kemungkinan timbulnya gelembung gas di permukaan anoda. Timbulnya gelembung gas dipermukaan elektroda akan menurunkan besarnya luas penampang elektroda tempat terjadinya reaksi redoks.

Hasil optimalisasi pembentukan oksidator dengan bervariasi konsentrasi mediator  $AgNO_3$  pada 0,05M ; 0,1 M dan 0,2M terlihat pada Gambar 4. Dari gambar 4 tersebut dapat diketahui bahwa sampai 15 menit dari mulai pengaliran arus, jumlah kandungan oksidator yang dihasilkan relatif sama besarnya. Selanjutnya pada penambahan waktu pengaliran arus listrik berikutnya (sampai 2 jam berikutnya) didapatkan adanya perbedaan jumlah oksidator yang terbentuk, yaitu berkisar 0,3 mmol/l sampai

0,4 mmol/l. Jumlah hasil pembentukan oksidatornya tersebut relatif tidak membedakan akan berbeda Jumlah kandungan oksidator  $Ag^{+2}$  yang terbangkitkan relatif besar, yaitu berkisar 0,3 mmol/l sampai 0,4 mmol/l. Besarnya kandungan oksidator tersebut diNilai lgtidak besar, maka Perbedaan variasi kandungan mediator  $AgNO_3$  tidak memberikan pengaruh besar pada hasil pembentukan oksidatornya. Ditetapkan untuk percobaan aplikasi pengolahan limbah TBP menggunakan mediator 0,1 M  $AgNO_3/4M HNO_3$ .

#### Percobaan pengujian pengolahan limbah TBP kerosin

Dari percobaan pengujian oksidasi simulasi limbah TBP-kerosin (30:70 berat) dengan kuat arus 10 A diamati adanya perubahan intensitas warna hasil oksidatornya. Hasil analisis sampel sampai menit ke 60 didapatkan bahwa kandungan hasil oksidasinya masih sangat kecil kandungannya dan tidak terdeteksi oleh spektrofometer UV. Kemungkinan besar disebabkan karena bahan simulasi limbah yang dipakai adalah masih baru atau belum dipakai, sehingga ikatan molekul TBP nya masih besar dan tidak mudah diputuskan. Kemungkinan penyebab lainnya adalah terjadinya kompetisi oksidasi senyawa TBP dan kerosin. Perlakuan oksidasi sampai menit ke 90 berikutnya terindikasi mulainya terjadinya reaksi oksidasi TBP membentuk fosfat bebas.



Gambar 4. Pengaruh konsentrasi AgNO<sub>3</sub> dalam anolit terhadap pembangkitan Ag<sup>+2</sup>

Hasil analisis pembentukan senyawa kompleks dengan reagen penetapan secara spektrofotometer terdeteksi sangat kecil. Perbandingan analogi penyebab terjadinya kerusakan molekul TBP secara faktual di proses sesungguhnya karena proses iradiasi dan oksidasi HNO<sub>3</sub> dari pelarut oksida uraniumnya. Pemakaian HNO<sub>3</sub> sebagai pelarut uranium konsentrasinya relatif besar. Diperkirakan proses pengolahan limbah TBP secara oksidasi akan berjalan lebih cepat dengan peningkatan kuat arus dan memperpanjang waktu reaksinya.

## KESIMPULAN

Dari rangkaian percobaan yang telah dilakukan dapat diketahui bahwa sel elektrokimia yang dirancang PTLR dapat berfungsi untuk membangkitkan oksidator kuat Ag<sup>+2</sup>. Kondisi optimum pembangkitan oksidator dihasilkan dengan menggunakan mediator elektrolit 0,1M AgNO<sub>3</sub>/4M HNO<sub>3</sub> dengan kecepatan homogenisasi pengadukan 1.000 rpm. Kecepatan reaksi oksidasi TBP-kerosin pada kondisi tersebut masih sangat rendah, selanjutnya diperlukan percobaan lanjutan dengan meningkatkan kuat arus dan waktu oksidasinya.

## DAFTAR PUSTAKA

- [1]. TOROWATI, "Proses Re Ekstraksi Uranium Dari Larutan Hasil Ekstraksi Efluen Uranium" Hasil Penelitian EBN-BATAN, ISSN 0854-5561, 2008
- [2]. TOROWATI, dkk, " Analisis Kadar Uranium Dalam Yellow Cake Dengan Titration Secara Potensiometri" Majalah Ilmiah PIN No. 03/Th II, April 2009, PTBN, Batan, Serpong, 2009
- [3]. TECHNICATOME-BATAN, "System Note Incinerator Unit" Perancis, 1989
- [4]. DARYOKO, M., SURIPTO, A., "Decontamination of Dismantled Parts from Phosphate Rock Fertilizer Plant", International Conference on Lessons Learned from The Decommissioning of Nuclear Facilities and The Safe Termination of Nuclear Activities, IAEA-CN-143, Athens, Greece (2006)
- [5]. HAROENSRI, A., KOBAYASHI, F., KIMURA, A., and ISHI, J., "Electrochemical Oxidation Process for Mineralization of Solvent", Journal of Metals and Minerals, Vol. 16, No. 2, pp 57-61, 2006
- [6]. MATHESWARMAN, M., BALAJI, S., SANG YOON CHUNG, and IL SHIK MOON, "Silver Mediated Electrochemical Oxidation Production of Silver(II) in Nitric Acid Medium and In situ Destruction of Phenol in Semi-bath Process", J. Ind. Eng. Chem. Vol. 13, No. 2, 2007

- [7]. UCHIYAMA, G. and FUJINE, S., "Destruction of Butyl aldehyde Isomers Using Silver Catalyzed Electrochemical Oxidation", Journal of Radio Analytical and Nuclear Chemistry, ISSN 0236-5731, volume 230, No. 1-2/April, 1998
- [8]. SANG JOON CHUNG, IL SHIK MOON, WANG KYU CHOI " Destruction of Organic Decontamination Liquid Waste Using Electro-Regenerative Ag(II)", Theories and Application of Chemical Engineering, Vol. 10 No.1, 2004
- [9]. LAURIE JUDD, "A Demonstration of Silver II for The Decontamination and Destruction of Organic in Transuranic Waste" AEA Technology Engineering Service Inc 1301 Moran Road, Suite 202 Sterling , VA 20166.
- [10]. KHOPKAR S.M. "Konsep Dasar Kimia Analitik", Penerbit Universitas Indonesia, Jakarta, 1990,
- [11]. VERERLE VAN ALSENOY, ANDRE RAHIER, "The Electrochemical Oxydation of Organic Waste and Activated Graphite by Ag<sup>2+</sup> in Nitric Acid", SCK-CEN, Mol, Belgium, August 1996.

## PENGELOLAAN LIMBAH METALOGRAFI DI LABORATORIUM IEBE

**Ngatijo, Lilis Windaryati, Pranjono, Banawa Sri Galuh**  
Pusat Teknologi Bahan Bakar Nuklir - BATAN  
Kawasan PUSPIPTEK, Serpong 15310

### ABSTRAK

PENGELOLAAN LIMBAH METALOGRAFI DI LABORATORIUM IEBE. Pengelolaan limbah metalografi di laboratorium IEBE telah dilakukan. Pengelolaan bertujuan untuk mempermudah dan menghemat ruang penyimpanan, mengurangi bahaya kontaminasi dan memudahkan akunting bahan nuklirnya. Tahapan pengelolaan meliputi penampungan, dekantir, pengeringan, analisis kadar uranium dan penyimpanan. Dari pengelolaan limbah yang dimulai sejak tahun 2009 sampai tahun 2013 telah diperoleh limbah metalografi padat berupa serbuk kering sebanyak 360,2 gram sehingga per tahun rata-rata dihasilkan serbuk kering sebanyak 72,04 gram dengan jumlah uranium sebanyak 52,098 gram atau rata-rata 10,42 gram U per tahun. Paparan radiasi gamma limbah metalografi berupa serbuk kering nilainya mendekati background yaitu sebesar 320 nSv sehingga aman bagi pekerja dan lingkungan. Sedangkan radiasi beta sebesar 56 Bq/cm<sup>2</sup> namun relatif aman karena dikemas dalam wadah yang tertutup rapat sehingga kemungkinan terjadinya kontaminasi menjadi sangat kecil.

Kata kunci : pengelolaan, limbah metalografi, akunting, bahan nuklir

### ABSTRACT

*METALLOGRAPHY WASTE MANAGEMENT IN EXPERIMENTAL FUEL ELEMENT INSTALLATION. Metallography waste management in EFEI has been carried out. The aim management is to ease and reduce storage room, to reduce contamination hazard and to ease nuclear material accounting. Step of treatment consist of collecting, decanting, drying, uranium content analysis and storage. The waste treatment has started from 2009 to 2013. Solid metallography waste is obtained in dry powder form about 360,2 gram or the average amount of dry powder per year is 72,04 gram and amount of uranium is 52,098 gram or average per year 10,42 gram. The amount of gamma radiation exposure of metallography waste in dry powder form approach background around 320 nSv which is safe for workers and environment. Then beta radiation is around 56 Bq/cm<sup>2</sup>, however this is safe because it is kept on closed container so the possibility of contamination is very small.*

*Keywords : management, metallography waste, accounting, nuclear material*

### PENDAHULUAN

Di sebagian besar laboratorium yang melakukan kegiatan nuklir akan menimbulkan limbah radioaktif dalam bentuk padat, gas atau cair. Limbah radioaktif yang ditimbulkan dari kegiatan penelitian di laboratorium Instalasi Elemen Bakar Eksperimental (IEBE) berbentuk padat dan berbentuk cair. Limbah berbentuk padat berupa kertas penyerap, kain pembersih bekas dan peralatan gelas yang telah digunakan untuk penanganan zat radioaktif. Limbah berbentuk cair berupa cairan buangan bekas suatu percobaan maupun analisis kimia yang bersifat asam dan limbah cair yang berasal dari uji metalografi yang bersifat netral.

Limbah cair yang berasal dari uji metalografi sebagai akibat dari pengerjaan pemotongan, penggerindaan dan pemolesan menghasilkan limbah berupa serbuk UO<sub>2</sub> dari

pengikisan cuplikan. Limbah tersebut terdispersi dalam air pendingin yang bercampur dengan bahan lain yang mengandung unsur seperti Si, C, Al. Selama ini limbah tersebut ditampung dalam wadah jerigen plastik. Seiring berlangsungnya proses fabrikasi elemen bakar maka volume limbah akan bertambah banyak sehingga diperlukan banyak wadah untuk menampungnya, demikian juga dengan ruangan untuk menyimpannya. Mengatasi hal tersebut perlu dilakukan penelitian mengenai cara untuk mengurangi volume limbah sehingga lebih mudah dalam penyimpanan dan akuntansi bahan nuklir yaitu dengan cara pengeringan.

Pengolahan limbah yang mengandung uranium dengan cara pengeringan sudah lama digunakan dalam industri nuklir[1]. Selama ini pengeringan dikenal dengan dua cara yaitu pertama pengeringan dengan menggunakan panas matahari, kedua dengan menggunakan



pemanas listrik. Kedua cara tersebut, masing-masing mempunyai kelebihan dan kekurangan. Cara pertama tidak perlu biaya untuk memperoleh sumber panas namun mempunyai beberapa kekurangan yaitu memerlukan tempat yang relatif luas dan waktu yang diperlukan akan lama untuk mempercepat pengeringan, kecepatan pengeringan tidak bisa diatur karena hanya bergantung pada sinar matahari. Cara kedua mempunyai kekurangan perlu biaya listrik untuk memperoleh panas namun mempunyai beberapa kelebihan yaitu ketersediaan panas lebih terjamin, kecepatan pengeringan bisa diatur dengan mengatur temperatur. Dengan mempertimbangkan kelebihan dan kekurangan dari kedua cara di atas, maka dilakukan pengeringan limbah metalografi dengan menggunakan pemanas listrik.

Dari hasil penelitian terdahulu telah diperoleh cara yang cukup efektif yaitu dengan cara dikeringkan menggunakan pemanas listrik, cara ini bisa mereduksi volume limbah hingga  $\pm 99\%$  dari volume sebelumnya[2]. Hasil penelitian tersebut selanjutnya digunakan sebagai acuan untuk pelaksanaan pengelolaan limbah metalografi di IEBE sejak tahun 2009. Proses pengelolaan limbah metalografi diawali dari proses penampungan, penguapan untuk pemisahan suspensi, pengeringan, analisis kadar U, penimbangan hasil dan penyimpanan. Limbah dalam bentuk padatan lebih hemat tempat penyimpanan, demikian juga dengan akuntansi bahan nuklir akan lebih mudah dan mengurangi resiko kontaminasi yang disebabkan oleh kebocoran wadah. Dengan kegiatan ini diharapkan dapat memenuhi ketentuan Pasal 22 PP No. 61 Tahun 2013 tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif yang menyatakan bahwa penghasil limbah radioaktif wajib melakukan pengolahan zat radioaktif terbuka yang tidak digunakan dan bahan serta peralatan yang terkontaminasi dan/atau teraktivasi yang tidak digunakan[3]. Salah satu metode pengolahan tersebut adalah reduksi volume.

## TATA KERJA

### Bahan

Bahan yang digunakan adalah limbah metalografi yang berasal dari Instalasi Elemen Bakar Eksperimental.

### Alat

Alat yang digunakan adalah jerigen plastik penampung limbah, pemanas listrik, termometer, lemari asam, oven, Titroprosesor dan peralatan gelas.



Gambar 1. Pemanas listrik



Gambar 2. Titroprosesor

## Cara Kerja

Pengelolaan limbah metalografi terdiri dari tiga tahapan yaitu penampungan, pemisahan suspensi, penguapan, pengeringan, penimbangan dan penyimpanan. Proses penampungan dilakukan dengan cara mengalirkan cairan pembuangan dari alat preparasi metalografi menggunakan selang menuju jerigen penampung. Limbah dibiarkan semalam agar padatan mengendap di bagian bawah. Setelah padatan mengendap selanjutnya cairan bening didekantir (dituang) ke penampung limbah di basement melalui bak pencuci. Cairan bagian bawah yang terdapat endapan yang merupakan cairan pekat dituang ke dalam beaker, kemudian dipanaskan (diuapkan) di atas pemanas listrik sampai endapan agak kering (berbentuk pasta). Selanjutnya endapan dipanaskan menggunakan oven pada suhu 110 oC sampai kering. Padatan kering ditempatkan di dalam botol, ditimbang dan dianalisis kadar uraniumnya menggunakan alat Titroprosesor[4].



## HASIL DAN PEMBAHASAN

Pada proses penampungan, penguapan dan pengeringan limbah metalografi diperoleh padatan kering sebesar 360,2 gram seperti ditunjukkan dalam Gambar 3.



Gambar 3. Padatan hasil pengolahan limbah metalografi

Sebelum melakukan analisis kandungan uranium dalam padatan kering limbah, dilakukan pengukuran standar uranium (CRM U3O8) dengan alat Titroprosesor untuk menentukan akurasi pengukuran. Alat Titroprosesor merupakan alat analisis kuantitatif dengan prinsip kerja menggunakan metoda potensiometri. Penentuan kadar uranium secara potensiometri didasarkan atas reaksi reduksi-oksidasi (redoks). Mula-mula uranium valensi (VI) direduksi menjadi uranium valensi (IV) oleh zat pereduksi fero sulfat di dalam larutan asam fosfat pekat yang mengandung asam sulfamat. Kelebihan besi (II) sulfat dioksidasi oleh asam nitrat dengan katalisator Mo (VI), larutan diencerkan dengan air dan ditambahkan vanadium (IV). Penentuan keseluruhan U (IV) dititrasikan dengan standar kalium dikromat secara potensiometri menggunakan elektroda indikator platina. Hasil pengukuran standar uranium ditunjukkan seperti dalam Tabel 1.

Tabel 1. Hasil pengukuran standar Uranium 0,848 gU/g

Berat U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> (g)	Pengenceran (mL)	Konsentrasi U (g/L)	Rata-rata (g/L)	U terukur (gU/g)	Rata-rata (gU/g)
0.1075	25	3,668	3,672	0,854	0,853
	25	3,695			
	25	3,653			
0.1277	25	4,354	4,350	0,852	
	25	4,351			
	25	4,346			

Dari hasil pengukuran standar Uranium tersebut dihitung nilai akurasi dengan persamaan [5]:

$$\text{Akurasi} = \frac{[\text{Nilai standar} - \text{Nilai terukur}]}{\text{Nilai standar}} \times 100\% \quad (1)$$

Dari hasil perhitungan diperoleh nilai akurasi sebesar 0,59% sehingga nilai akurasi dapat diterima dengan tingkat kepercayaan 95%, karena nilai akurasi lebih kecil dari 5%. Dengan demikian analisis kandungan uranium dengan alat Titroprosesor akurat sehingga bisa digunakan untuk analisis kandungan uranium dalam padatan kering limbah metalografi.

Dari analisis kandungan uranium dalam padatan kering limbah menggunakan Titroprosesor dan penimbangan diperoleh hasil analisis dan berat Uranium seperti ditunjukkan dalam Tabel 2.

Tabel 2 merupakan hasil pengolahan limbah yang dimulai sejak tahun 2009 sampai tahun 2013, yang menunjukkan jumlah total padatan kering sebanyak 360,2 gram sehingga rata-rata per tahun dihasilkan padatan kering sebanyak 72,04 gram. Sedangkan jumlah total uranium sebanyak 52,098 gram sehingga rata-rata per tahun dihasilkan Uranium sebanyak 10,42 gram. Dengan dihasilkannya padatan kering yang berasal dari limbah metalografi cair dengan metode pengeringan ini maka IEBE yang merupakan salah satu instalasi penghasil limbah telah memenuhi ketentuan Pasal 22 PP No. 61 Tahun 2013 tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif yang menyatakan bahwa penghasil limbah radioaktif wajib melakukan pengolahan zat radioaktif terbuka yang tidak digunakan dan bahan serta peralatan yang terkontaminasi dan/atau teraktivasi yang tidak digunakan. Pengolahan tersebut dilakukan dengan metode peluruhan aktivitas, reduksi volume, perubahan komposisi dan/atau pengondisian[3].

Tabel 2. Hasil analisis kadar U dan penimbangan padatan kering limbah metalografi

NO	KODE	KUANTITAS		
		KADAR U	BERAT PADATAN	BERAT U
1	LM-1	5,3 %	94,9 g	5,030 g
2	LM-2	10,9 %	45,7 g	4,981 g
3	LM-3	5,1 %	36,2 g	1,846 g
4	LM-4	18,9 %	81,1 g	15,328 g
5	LM-5	24,1 %	65,8 g	15,851 g
6	LM-6	28,0 %	14,4 g	4,035 g
7	LM-7	22,8 %	22,1 g	5,027 g
		<b>Jumlah</b>	<b>360,2 g</b>	<b>52,098 g</b>

Untuk menjaga keselamatan pekerja dan lingkungan terhadap paparan radiasi, dilakukan pengukuran paparan radiasi dengan cara diukur langsung pada bagian permukaan luar botol menggunakan alat surveymeter gamma dan beta. Dari hasil pengukuran diketahui paparan radiasi gamma mendekati background yaitu sebesar 320 nSv sehingga aman bagi pekerja dan lingkungan. Sedangkan untuk radiasi beta sebesar 56 Bq/cm<sup>2</sup>, melebihi dari batasan kontaminan permukaan yaitu 37 Bq/cm<sup>2</sup> namun relatif aman karena dikemas dalam wadah yang tertutup rapat kemungkinan terjadinya kontaminasi sangat kecil.

### KESIMPULAN

Dari kegiatan pengelolaan limbah metalografi di IEBE sejak tahun 2009 sampai tahun 2013 telah dihasilkan padatan kering limbah metalografi sebanyak 360,2 gram, rata-rata sebesar 72,04 gram per tahun. Sedangkan Uraniumnya sebanyak 52,098 gram atau rata-rata 10,42 gram U per tahun.

Dengan dihasilkannya padatan kering yang berasal dari limbah metalografi cair dengan metode pengeringan ini maka IEBE yang merupakan salah satu instalasi penghasil limbah telah memenuhi ketentuan Pasal 22 PP No. 61 Tahun 2013 tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif

### DAFTAR PUSTAKA

- [1]. NOOR YUDHI, NGATIJO, TOROWATI, "Pengolahan Efluen Uranium dengan Cara Pengeringan", Prosiding Seminar PPN – PTBN, Serpong, 29 Juli 2008.
- [2]. NGATIJO, TOROWATI, PRANJONO, "Pengeringan Efluen Metalografi di Laboratorium IEBE, Prosiding Seminar Pengelolaan Perangkat Nuklir Tahun 2009, PTBN – BATAN, Tangerang, 19 Agustus 2009.
- [3]. ANONIM, PP No. 61 Tahun 2013 tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif.
- [4]. ANONIM, "Instruksi Kerja Penentuan Unsur Uranium Menggunakan Alat Titroprosesor", LUB-PTBN, 2006.
- [5]. JULIA KANTASUBRATA, Validasi Metode, Pusat Penelitian Kimia - LIPI

## PREPARASI DAN ANALISIS LIMBAH RADIOAKTIF PADAT HEPA FILTER BERASAL DARI PENGOPERASIAN INSTALASI NUKLIR DI INDONESIA.

**Bung Tomo, M. Nurhasyim, Miswanto, M. Ramdan**  
Pusat Teknologi Limbah Radioaktif – BATAN  
Kawasan PUSPIPTEK, Serpong 15310

### ABSTRAK

PREPARASI DAN ANALISIS LIMBAH RADIOAKTIF PADAT HEPA FILTER BERASAL DARI PENGOPERASIAN INSTALASI NUKLIR DI INDONESIA. HEPA filter dibuat dari serat yang disusun secara acak menyerupai tikar. Serat yang digunakan HEPA Filter biasanya terdiri dari fiberglass dan memiliki diameter antara 0,5 dan 2,0 mikrometer. Faktor kunci yang mempengaruhi fungsi kinerja HEPA adalah diameter serat, ketebalan filter, dan *face velocity*. Filter Udara HEPA dapat memfilter hampir 99,97% partikel berukuran 0.3 mikrometer, dan lebih efektif untuk partikel yang lebih besar. Namun tidak efektif terhadap partikel yang lebih kecil dari 0.3 mikrometer. Pada umumnya instalasi nuklir menggunakan HEPA Filter untuk menangkap partikel yang dimungkinkan terkontaminasi zat radioaktif. Limbah radioaktif HEPA filter dari berbagai Instansi BATAN sudah dikelola dengan baik sampai pada tahap pengumpulan, pengelompokan dan penyimpanan sementara. Telah dilakukan preparasi dan analisis limbah HEPA filter yang berasal dari instansi nuklir antara lain PTLR, PRSG dan PPR. Proses preparasi dilakukan dalam sebuah ruangan yang tertutup yang dilengkapi dengan sistem VAC Off Gas dan seluruh permukaan lantai ditutup dengan lembaran plastik untuk menghindari kontaminasi. Jumlah limbah yang dipreparasi berjumlah 129 buah dengan ukuran 60 x 60 x 30 cm dan 60 x 30 x 30 cm, Limbah dipreparasi dalam kardus ukuran 50 x 30 x 20 cm menjadi 126 buah. Hasil analisis paparan masing – masing kardus setelah dilakukan preparasi antara 0,09  $\mu\text{Sv}/\text{jam}$  s/d 0,28  $\mu\text{Sv}/\text{jam}$  dan bisa dilakukan pengolahan dengan proses insenerasi. Dari proses preparasi HEPA filter masih menimbulkan limbah sekunder yang cukup banyak berupa aluminium foil yang disimpan dalam drum 100 liter dan perlu dilakukan proses lebih lanjut.

Kata kunci : HEPA filter, preparasi

### ABSTRACT

*PREPARATION AND ANALYSIS OF SOLID RADIOACTIVE WASTE HEPA FILTERS FROM THE OPERATION OF NUCLEAR PLANT IN INDONESIA. HEPA filters are made of randomly arranged fibers that resemble mats. Fibers used HEPA filters usually consist of fiberglass and has a diameter between 0.5 and 2.0 micrometers. A key factor affecting the performance of HEPA is a function of fiber diameter, filter thickness, and face velocity. HEPA Air Filters can filter out almost 99.97% of particles 0.3 micrometers in size, and is more effective for larger particles. But not effective against particles smaller than 0.3 micrometers. In general, nuclear installations using a HEPA filter to capture particles contaminated with radioactive possible. Radioactive waste HEPA filters of various agencies BATAN been managed well until the stage of collecting, grouping and temporary storage. Preparation and analysis has been done HEPA filter waste from nuclear establishments, among others PTLR, PRSG and PPR. The process of preparation is done in a closed room is equipped with a VAC Off Gas system and the entire surface of the floor covered with plastic sheets to avoid contamination. The amount of waste that is prepared is 129 pieces with a size of 60 x 60 x 30 cm and 60 x 30 x 30 cm, was prepared in a cardboard Waste size 50 x 30 x 20 cm to 126 pieces. The results of the analysis of individual exposures - each box after preparation between 0.09  $\mu\text{Sv} / \text{h s} / \text{d}$  of 0.28  $\mu\text{Sv} / \text{h}$  and can be done processing the incineration process. Of the preparation process still poses a HEPA filter that is pretty much secondary waste form aluminum foil stored in 100 liter drums and need to be processed further.*

*Keywords: HEPA filter, preparation*

### PENNDAHULUAN

Pada mulanya Filter HEPA didesain pada tahun 1940an dan digunakan dalam Manhattan Project untuk mencegah penyebaran kontaminasi radio aktif di udara. Pada tahun 1950an Filter HEPA diperkenalkan ke masyarakat umum. Selama dekade filter telah berevolusi untuk memenuhi tuntutan yang lebih tinggi dan kualitas udara yang lebih tinggi di berbagai industri teknologi tinggi, seperti aerospace, farmasi, rumah sakit, perawatan kesehatan, bahan bakar nuklir, tenaga nuklir, dan

industri mikrochip. Saat ini, HEPA filter menjadi acuan untuk filter udara yang efisien dan tingkat efisiensinya setara dengan nilai N100 NIOSH terbaru yang digunakan untuk filter respirator. Departemen Energi (DOE) Amerika Serikat memiliki persyaratan khusus untuk filter HEPA dan ada sertifikasi untuk filter HEPA. Selain itu, perusahaan telah mulai menggunakan istilah pemasaran yang dikenal sebagai “True HEPA” untuk memberikan jaminan kepada konsumen bahwa filter udara mereka memang disertifikasi untuk memenuhi standar HEPA. Produk yang

klaim memiliki teknologi “HEPA-type”, “HEPA-like”, “HEPA-style” atau “99% HEPA” tidak memenuhi persyaratan yang ditentukan oleh DOE dan mungkin belum diuji di laboratorium independen<sup>[1]</sup>.

Proses pengolahan limbah HEPA filter besar (60 x 60 x 30) cm sebelumnya sudah pernah dicoba dengan proses imobilisasi langsung dalam *shell* beton dengan volume 900 liter. Satu *shell* beton 900 liter hanya mampu menampung 3 buah filter. Proses pengolahan mengalami banyak kendala karena material HEPA filter mempunyai rongga udara yang besar dan ringan sehingga tidak mudah saat proses imobilisasi dengan matrik semen. Pengolahan dengan proses imobilisasi langsung dalam *shell* beton 900 liter kurang ekonomis karena harga *shell* beton cukup mahal dan volume semakin besar, sehingga pengolahan HEPA filter dengan cara ini tidak dilanjutkan. Pada tahun 1994 Limbah HEPA filter semakin banyak karena kegiatan operasi instalasi nuklir sehingga dilakukan kegiatan pengolahan limbah HEPA filter dengan proses kompaksi. Limbah HEPA filter ini bahan pembungkusnya terbuat dari galvanis dan berukuran (30 x 30 x 60) cm sehingga bisa masuk dalam drum 100 liter dan bisa dikompaksi dalam drum 200 liter. Satu drum 200 liter mampu menampung 7 drum 100 liter yang berisi HEPA filter. Jumlah limbah seluruhnya 123 buah HEPA filter dengan ukuran (30 x 30 x 60) cm bahan pembungkusnya terbuat dari galfanis<sup>[2]</sup>.

Limbah radioaktif padat berupa material terkontaminasi yang ditimbulkan dari kegiatan pemanfaatan teknologi nuklir sangat beragam jenis dan laju paparan radiasinya. Kegiatan preparasi terhadap limbah radioaktif padat ini semestinya sudah dimulai dari instansi penimbul limbah dengan pemilahan limbah tersebut berdasarkan sifat-sifat fisiknya seperti terbakar, terkompaksi, tak terbakar dan tak terkompaksi. Sebelum dilakukan proses pengolahan di PTLR, limbah ini disimpan terlebih dahulu di gudang limbah untuk meluruhkan aktivitas radionuklida yang memiliki waktu paro ( $t_{1/2}$ ) pendek. Limbah yang telah meluruh aktivitasnya dipisahkan berdasarkan sifat fisiknya, kemudian ditempatkan dalam wadah yang sesuai dengan proses pengolahan, diukur laju paparan radiasi terkini, diberi penomoran (identifikasi) dan akhirnya dilakukan pengolahan sesuai dengan sifat fisik limbah tersebut<sup>[3]</sup>.

Secara garis besar limbah radioaktif padat dapat dikelompokkan menjadi 2 yaitu limbah radioaktif padat berupa material terkontaminasi dan limbah radioaktif padat berupa sumber bekas. Sesuai dengan fasilitas pengolahan yang dimiliki oleh Pusat Teknologi Limbah Radioaktif (PTLR) – BATAN, limbah

radioaktif padat berupa material terkontaminasi dikelompokkan menjadi limbah radioaktif padat terbakar, limbah radioaktif padat terkompaksi, dan limbah radioaktif padat tak terbakar tak terkompaksi.

Keselamatan operasional suatu fasilitas nuklir sangat ditentukan oleh beberapa faktor, diantaranya adalah faktor pengelolaan limbah radioaktif yang ditimbulkan oleh fasilitas nuklir tersebut. Limbah radioaktif tersebut harus dikelola secara baik agar tidak membahayakan bagi manusia dan lingkungan. Sebelum diolah limbah tersebut harus dikarakterisasi terlebih dahulu. Untuk limbah padat karakterisasinya meliputi jenis dan aktivitas radionuklidanya, paparan radiasinya, sifat fisika dan kimia serta jenis senyawa kimianya. Pusat Teknologi Limbah Radioaktif (PTLR) – BATAN bertugas untuk mengelola limbah radioaktif yang berasal dari instansi pengguna zat radioaktif di Indonesia.

Peraturan Pemerintah No. 61 Tahun 2013 tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif, pengelolaan limbah radioaktif adalah merupakan rangkaian kegiatan yang meliputi pengumpulan, pengelompokan, pengolahan, pengangkutan, penyimpanan, dan atau pembuangan limbah radioaktif. Limbah yang diolah adalah jenis material padatan yang terkontaminasi radionuklida  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{134}\text{Ce}$  dan  $^{131}\text{I}$  yang mempunyai waktu paro berbeda – beda. Salah satu material limbah radioaktif yang ditimbulkan dari pengoperasian fasilitas nuklir adalah material limbah padat HEPA filter. Limbah berasal dari instansi di BATAN meliputi ; instalasi PTLR, ISSF, PRSG dan PRR. Limbah HEPA filter yang tersimpan di PTLR mempunyai beberapa jenis ukuran dan beberapa jenis *cassing* atau pembungkus. Limbah HEPA filter dengan ukuran (60 x 30 x 30) cm dan bahan *cassingnya* terbuat dari multiplek dengan ketebalan 1,5 cm dan ada yang terbuat dari *cassing* plat *carbonsteel*. Limbah HEPA filter dengan ukuran (60 x 60 x 30) cm, semua jenis filter ini bahan *cassingnya* terbuat dari *multiplek* dengan ketebalan 1,5 cm. Limbah padat HEPA filter tersebut mempunyai kandungan radionuklida yang berbeda – beda terikat dari asal fasilitas nuklir yang menggunakannya. Terdapat kemungkinan limbah padat HEPA filter tersebut terkontaminasi oleh radionuklida pemancar alpha. Hal ini sangat membahayakan bagi pekerja radiasi (operator) jika radionuklida sampai masuk dalam tubuh manusia, sehingga perlu dibuat langkah – langkah untuk menanggulangi penyebaran kontaminasi tersebut<sup>[4]</sup>.

Dari hasil preparasi dan analisis, limbah HEPA filter dapat diolah dengan proses insenerasi untuk mereduksi volume, karena

dengan proses insenerasi faktor reduksinya jauh lebih besar. Untuk mencegah hamburan radioaktif limbah HEPA filter selama proses preparasi dilengkapi sistim VAC off gas. Proses preparasi dilakukan untuk memisahkan material kertas filter dari *cassingnya* atau pembungkusnya. Susunan ketas filter dalam sebuah paket sebuah filter terdiri lapisan kertas filter dan lembaran *alluminium foil*, secara perlahan lembaran kertas filter dipisahkan dari alluminium foilnya. Kertas kemudian lipat secara perlahan dan dimasukkan dalam kantong kertas sehingga lebih aman.

## TATA KERJA

### Bahan yang digunakan meliputi :

Kotak HEPA filter ukuran ; (60 x 60 x 30) cm, (60 x 30 x 30) cm, bahan pembungkus dari multipleks. Kotak HEPA filter ukuran (60 x 30 x 30) cm bahan pembungkus dari terbuat dari *cassing* plat *carbonsteel*, drum 100 liter, lembaran plastik, kantong kertas, karton ukuran (50 x 30 x 15) cm.

### Alat yang digunakan meliputi :

Gergaji listrik, pisau panjang 50 cm, gergaji manual, pisau *cutter*, timbangan elektronik, *vacum cleaner*, masker, sarung tangan mekanik, *safety shoes*, kaca mata dan *earplug*.

## Metode

### Proses pelepasan kertas filter.

Ruangan disiapkan dengan fasilitas Off Gas yang baik, bagian lantai dilapisi lembaran plastik yang lebar, seluruh ruangan lantainya dilapisi dengan plastik untuk menghindari kontaminasi. Kotak filter diletakkan diatas meja kerja, secara perlahan pembungkus platik dilepas dari kotaknya secara hati – hati, kardus

pembungkus dilepas secara perlahan untuk menghindari lepasnya debu dari filter. Petugas radiasi mengukur paparan radiasi filter pada kontak permukaan. Dipastikan seluruh pekerja sudah memakai kelengkapan peralatan proteksi radiasi. Secara perlahan bagian kertas filter yang menempel pada multiplek dilepas dengan memotong menggunakan gergaji atau pisau yang panjang. Pastikan semua bagian yang menempel pada bagian multiplek terlepas. Multiplek sebagai pembungkus dilepaskan secara perlahan, kertas filter akan terpisah dari multiplek dan akan terlihat pula lapisan penyekat antara kertas filter yang satu dengan yang lain. Bahan penyekat terbuat dari lembaran aluminium foil yang tipis. Aluminium foil dipisahkan dengan kertas filter. Kertas filter yang sudah terpisah dari aluminium foil dilipat secara perlahan dan kemudian dimasukkan dalam kantong kertas untuk menghindari hamburan debu filter. Setiap kantong kertas yang digunakan sebagai wadah filter diberi identifikasi untuk memudahkan mengetahui asal limbah.

### Penanganan kotak filter.

Kotak filter yang terbuat dari multiplek ditempat pada sebuah tempat yang terpisah, kotak multiplek dari analisis terkontaminasi debu – debu radioaktif sehingga perlu penanganan lebih lanjut. Untuk menghindari penggunaan yang tidak semestinya kotak pembungkus dipotong – potong menggunakan gergaji mesin. Pemotongan dilakukan dengan sangat hati – hati untuk menghindari terbangnya zat radioaktif keseluruhan ruangan. Panjang pemotongan 20 x 10 cm, ukuran dibuat kecil dimaksudkan untuk memudahkan pewadahan ke dalam kardus. Kotak filter yang terbuat dari *cassing* plat *carbonsteel* disimpan langsung dalam drum 100 liter sebagai limbah terkompaksi



Gambar 1. Filter ukuran 60x60x30 cm dengan casing dari multiplek sedang dilakukan proses pelepasan *Packing* dalam kardus.



Material limbah yang sudah dilepas dari kotak multiplek dikemas dalam kantong – kantong kertas yang berukuran 30 x 50 cm. Kemudian kantong kertas dikemas dalam kardus yang berukuran 50 x 30 x 20 cm. Multipleks yang sudah dipotong – potong juga dimasukkan ke dalam kotak kardus. Satu kotak kardus memuat antara 2-3 kantong kertas 2 – 3 buah multipleks. Setelah penuh kardus ditutup dengan

rapi dan seluruh bagian sisi – sisinya dikuatkan dengan lem. Kardus kemudian ditimbang dan diukur paparannya, hasil pengukuran paparan radiasi dan penimbangan dicatat dalam *logbook*. Semua yang hasil pengukuran dicatat juga dalam label yang ditempelkan pada kardus sehingga pada saat proses nantinya lebih memudahkan dalam pengontrolan dan pencatatan.



Gambar 2. Proses pewadahan filter dalam kantong kertas



Gambar 3. Filter ukuran 30x30x60 cm dengan *cassing* terbuat dari plat galvanis dan limbah filter yang sudah dikemas dalam kardus sedang dilakukan analisis

## HASIL DAN PEMBAHASAN

Filter adalah teknik penyaring udara berdasarkan ukuran partikel. Udara akan dipaksa melewati alat filter (dengan bantuan kipas) dan ditangkap secara fisik oleh filter. Filter Udara HEPA dapat memfilter hampir 99.97% partikel berukuran 0.3 mikrometer dan lebih efektif untuk partikel yang lebih besar. Namun tidak efektif terhadap partikel yang lebih kecil dari 0.3 mikrometer. Salah satu material limbah radioaktif yang ditimbulkan dari pengoperasian fasilitas nuklir adalah material limbah padat HEPA filter. Limbah berasal dari instansi di BATAN meliputi ; instalasi PTLR, ISSF, PRSG dan PRR. Pada Gambar 1. ditunjukkan limbah HEPA filter berukuran (60 x 60 x 30) cm dengan penguat terbuat dari multiplek ketebalan 1,5 cm. Ada juga sebagian yang pembungkusnya terbuat dari plat *carbonsteel* ditunjukkan pada Gambar 3. Limbah padat HEPA filter tersebut mempunyai

kandungan radionuklida yang berbeda – beda tergantung dari fasilitas nuklir yang menggunakannya. Limbah filter yang berasal dari Instalasi PTLR, PPR, PRSG dan instalasi ISSF mempunyai dimensi sama yaitu 60 x 60 x 30 cm dengan bahan pembungkus terbuat dari multiplek (kayu), ada sedikit filter yang pembungkusnya terbuat dari plat galvanis. Dalam pekerjaannya filter yang pembungkusnya terbuat dari galvanis pelepasan kertas filter jauh lebih sulit dan memakan waktu yang lama.

Pengolahan limbah filter yang pernah dilakukan sebelumnya (1994) adalah filter yang pembungkusnya terbuat dari galvanis dengan ukuran (60 x 30 x 30) cm dengan proses kompaksi dan imobilisasi dengan matriks semen, karena dimensi limbah tersebut bisa dikemas dalam drum 100 liter. Sedangkan limbah HEPA filter yang berukuran besar (60 x 60 x 30) cm tidak bisa dilakukan proses kompaksi. Untuk mengatasi hal tersebut limbah HEPA filter



dilakukan proses preparasi dan analisis sehingga bisa dilakukan proses pengolahan. Dari analisis bahwa material limbah HEPA filter yang terbuat dari serat *fiberglass* bisa dilakukan pengolahan dengan proses insenerasi. Untuk memenuhi persyaratan proses insenerasi limbah HEPA harus dikemas dalam kardus dengan dimensi 50 x 30 x 20 cm. Material limbah HEPA filter dalam kardus dicampur dengan material kayu bekas pembungkus yang sudah dipotong – potong. Dari hasil proses preparasi diperoleh limbah dalam kardus berjumlah 126 buah dan siap untuk dilakukan pembakaran. Berat masing – masing kardus tidak sama antara 1,75 kg s/d 5,45 kg hal ini disebabkan karena pada masing – masing kardus mempunyai kandungan yang berbeda, yang ringan berarti kandungan kertas filternya jauh lebih banyak. Jika kandungan kayunya lebih besar maka berat kardusnya makin besar. Dalam hal pengemasan jumlah kandungan filter dan kayu setiap kardusnya tidak bisa sama, sehingga nilai bakar untuk setiap kardus akan berbeda. Pada kenyataannya nilai bakar dari masing – masing bahan tentunya berbeda sehingga akan menimbulkan perbedaan dalam proses pembakaran. Dari Tabel 1 ditunjukkan bahwa paparan radiasi setiap kardusnya sangat bervariasi antara 0,029  $\mu\text{Sv}/\text{jam}$  s/d 0,27

$\mu\text{Sv}/\text{jam}$ . Paparan semua kardus masih tergolong paparan yang rendah, hanya jenis limbah disini adalah berupa debu yang menempel pada kertas filter, sehingga jika dilakukan penanganan yang tidak hati – hati akan mengakibatkan partikel debu yang sudah terikat dikertas filter akan kembali lepas. Dengan didukung VAC Off Gas yang baik akan menambah tingkat keselamatan yang tinggi karena jika terjadi hamburan atau terbangnya debu dari proses preparasi ini, debu akan lebih cepat ditangkap dalam filter pada sistem Off Gas. Pada proses preparasi limbah filter akan lebih baik dan lebih aman jika dilakukan dalam sebuah Glove Box, akan tetapi karena ukuran filter yang besar dan proses yang pembongkaran yang cukup sulit, proses preparasi tidak bisa dilakukan dalam sebuah glove box. Dari proses preparasi limbah filter jumlah kertas filter dan jumlah aluminium foil jumlahnya sama, sehingga dalam proses ini masih menimbulkan limbah skunder yang cukup banyak. Limbah skunder berupa material aluminium foil dan juga kawat penguat ditampung dalam sebuah drum 100 liter. Limbah sekunder yang ditampung dalam drum 100 liter bisa dilakukan reduksi volume dengan proses kompaksi.

Tabel. 1. Data hasil proses preparasi limbah HEPA filter pada kardus.

No.	Tgl.Preparasi	No. Karton Box	No.Identifikasi	Jenis Limbah	Paparan ( $\mu\text{Sv}/\text{j}$ )	Berat (Kg)	Asal
					Kontak		
1.	5-2-2013	1	4; 18	Filter +Kayu	0,13	2,75	PTLR
		2	1 ; 8	Filter +Kayu	0,16	2,20	PTLR
		3	1 ; 7	Filter +Kayu	0,16	1,95	PTLR
		4	4	Filter +Kayu	0,11	2,20	PTLR
		5	4; 18	Filter +Kayu	0,11	3	PTLR
		6	17	Filter +Kayu	0,16	3	PRR
2.	6-2-2013	7	19	Filter +Kayu	0,15	3,15	PRR
		8	18;19	Filter +Kayu	0,14	3,15	PRR
		9	18; 20	Filter +Kayu	0,14	2,19	PRR
		10	18; 20; 21	Filter +Kayu	0,18	3,30	PRR
3.	7-2-2013	11	22	Filter +Kayu	0,19	3,05	PRR
		12	22	Filter +Kayu	0,28	3,70	PRR
		13	23	Filter +Kayu	0,23	4,15	ISSF
		14	23; 24	Filter +Kayu	0,20	4,00	ISSF
		15	24; 25	Filter +Kayu	0,15	3,70	ISSF
		16	25	Filter +Kayu	0,14	3,85	ISSF
4.	11-2-2013	17	26	Filter +Kayu	0,20	4,5	ISSF
		18	26	Filter +Kayu	0,14	4,9	ISSF
		19	26; 27	Filter +Kayu	0,12	5,0	ISSF
		20	27	Filter +Kayu	0,12	5,45	ISSF
		21	27; 28	Filter +Kayu	0,25	5,5	ISSF

		22	28	Filter +Kayu	0,13	5,35	ISSF
		23	28; 29	Filter +Kayu	0,09	5,45	ISSF
		24	29	Filter +Kayu	0,10	5,30	ISSF
5.	14-2-2013	25	29; 30	Filter +Kayu	0,10	4,4	ISSF
		26	30	Filter +Kayu	0,18	4,65	ISSF
		27	31	Filter +Kayu	0,16	3,60	ISSF
		28	32	Filter +Kayu	0,17	4,65	ISSF
6.	18-2-2013	29	32;33	Filter +Kayu	0,17	3,95	PTLR
		30	33;34	Filter +Kayu	0,16	4,10	PTLR
		31	34	Filter +Kayu	0,16	3,95	PTLR
		32	35	Filter +Kayu	0,16	4,10	PTLR
		33	35; 36	Filter +Kayu	0,16	4,55	PTLR
		34	36	Filter +Kayu	0,16	4,20	PRR
		35	36; 37	Filter +Kayu	0,17	3,5	PRR
		36	37	Filter +Kayu	0,20	3,8	PRR
7.	19-2-2013	37	38	Filter +Kayu	0,16	3,55	PRR
		38	38	Filter +Kayu	0,15	4,65	PRR
		39	39	Filter +Kayu	0,12	4,30	
		40	39; 40	Filter +Kayu	0,20	4,35	PRR
		41	41	Filter +Kayu	0,12	4,30	PRR
		42	41	Filter +Kayu	0,16	4,3	ISSF
		43	41; 42	Filter +Kayu	0,21	3,9	PPR
		44	42	Filter +Kayu	0,13	3,70	PPR
		45	42	Filter +Kayu	0,18	3,75	ISSF
		46	42	Filter +Kayu	0,21	4,7	ISSF
8.	20-2-2013	47	43	Filter +Kayu	0,13	3,95	PRR
		48	44	Filter +Kayu	0,15	4,7	PRR
		49	44, 45	Filter +Kayu	0,21	3,7	PRR
		50	45, 46	Filter +Kayu	0,18	3,95	PPR
		51	47, 48	Filter +Kayu	0,15	3,8	PRR
		52	48	Filter +Kayu	0,15	2,75	PRR
		53	49	Filter +Kayu	0,14	3,35	PRR
9	21-2-2013	54	49; 50	Filter +Kayu	0,19	3,65	ISSF
		55	50	Filter +Kayu	0,14	3,3	ISSF
		56	50; 51	Filter +Kayu	0,20	2,85	ISSF
		57	51; 52	Filter +Kayu	0,25	3,05	ISSF
		58	52; 53	Filter +Kayu	0,22	3,10	ISSF
		59	53	Filter +Kayu	0,26	3,6	PRR
		60	54; 55	Filter +Kayu	0,17	3,8	PRR
		61	55	Filter +Kayu	0,22	3,00	PRR
10	25-2-2013	62	56	Filter +Kayu	0,18	3,05	PRR
		63	56	Filter +Kayu	0,16	3	PRR
		64	57	Filter +Kayu	0,18	3,3	PRR
		65	57	Filter +Kayu	0,24	3,2	PRR
		66	57	Filter +Kayu	0,15	5,3	PRR
		67	58	Filter +Kayu	0,19	4,4	PRR
		68	58	Filter +Kayu	0,25	3,8	PRR
		69	59	Filter +Kayu	0,21	5,15	PRR
		70	59	Filter +Kayu	0,16	5,8	PRR
		71	60	Filter +Kayu	0,15	4,9	PRR

11.	26-2-2013	72	61	Filter +Kayu	0,15	4,8	PRR
		73	62;63;64;65	Filter +Kayu	0,13	2,05	ISSF
		74	66	Filter +Kayu	0,17	2,75	PPR
		75	67; 68	Filter +Kayu	0,14	4,45	PPR
		76	69	Filter +Kayu	0,15	4,65	ISSF
		77	70	Filter +Kayu	0,15	5,3	ISSF
		78	70	Filter +Kayu	0,15	4,35	ISSF
		79	71	Filter +Kayu	0,15	4,65	PRSG
		80	72	Filter +Kayu	0,17	4,25	PRR
		81	73;74	Filter +Kayu	0,13	4,25	PRR
		82	75	Filter +Kayu	0,15	4,4	PPR
		83	76	Filter +Kayu	0,18	4,25	PRR
		84	77	Filter +Kayu	0,16	4,16	PRR
		85	78	Filter +Kayu	0,18	4,35	PRR
		86	79; 80	Filter +Kayu	0,16	2,65	PRR
		87	80; 81	Filter +Kayu	0,12	2,70	PRR
		88	82; 83	Filter +Kayu	0,19	2,95	ISSF
		12	27-2-2013	89	84; 85	Filter +Kayu	0,26
90	86; 87			Filter +Kayu	0,11	1,8	PRR
91	88; 89			Filter +Kayu	0,16	1,75	PRR
92	90; 91			Filter +Kayu	0,15	2,05	PRR
93	92; 93			Filter +Kayu	0,17	1,85	PRR
94	94; 95			Filter +Kayu	0,16	3,7	PRR
95	96			Filter +Kayu	0,14	4,6	PRR
96	97			Filter +Kayu	0,15	4,9	PRR
97	98			Filter +Kayu	0,17	3,75	PRR
98	99			Filter +Kayu	0,16	4,8	PRR
99	100			Filter +Kayu	0,17	3	PRR
100	101			Filter +Kayu	0,15	3,75	PRR
101	102; 103			Filter +Kayu	0,15	2,1	PRR
102	104; 105	Filter +Kayu	0,13	2,1	PRR		
103	106; 107	Filter +Kayu	0,17	2,1	PRR		
104	108; 109	Filter +Kayu	0,16	2,85	PRR		
105	110	Filter +Kayu	0,13	2,25	ISSF		
13	28-2-2013	106	111; 112	Filter +Kayu	0,15	2,70	ISSF
		107	113; 114	Filter +Kayu	0,14	3,15	ISSF
		108	115; 116	Filter +Kayu	0,16	4,35	ISSF
		109	117; 118	Filter +Kayu	0,13	3,25	PRSG
		110	119; 120	Filter +Kayu	0,18	2,65	PRR
		111	121	Filter +Kayu	0,15	4,35	PRR
		112	122	Filter +Kayu	0,14	4,1	PPR
		113	123	Filter +Kayu	0,14	3,75	PRR
14	4-3-2013	114	124	Filter +Kayu	0,27	3,10	PRR
		115	124	Filter +Kayu	0,27	2,50	PRR
		116	125	Filter +Kayu	0,18	3,10	PRR
		117	125	Filter +Kayu	0,21	2,75	ISSF
		118	126	Filter +Kayu	0,17	3,65	PRSG
		119	126	Filter +Kayu	0,15	3,40	PRSG
		120	127	Filter +Kayu	0,19	3,25	PRSG
		121	127	Filter +Kayu	0,23	3,20	PRSG
		122	128	Filter +Kayu	0,23	3,40	PRSG
		123	128	Filter +Kayu	0,20	3,30	PRSG
15	5-3-2013	124	129	Filter +Kayu	0,20	3,70	PRSG
		125	129	Filter +Kayu	0,19	3,90	PRSG
		126	129	Filter +Kayu	0,20	3,65	PRSG

## KESIMPULAN

Proses Preparasi limbah filter memerlukan tingkat kehati-hatian yang tinggi karena faktor lepasan debu yang sudah terikat pada kertas filter akan mudah lepas lagi jika penanganannya tidak dilakukan dengan benar. HEPA filter yang telah dipreparasi berjumlah 129 buah dengan ukuran 60 x 60 x 30 cm atau volume 13,932 m<sup>3</sup> dan dipreparasi dalam kardus ukuran 50 x 30 x 20 cm menjadi 126 buah, paparan masing – masing kardus setelah dilakukan preparasi antara 0,029 µSv/jam s/d 0,27 µSv/jam. Dari proses kegiatan preparasi menimbulkan limbah sekunder yang cukup banyak berupa aluminium foil yang disimpan dalam drum 100 liter dan perlu pengolahan lebih lanjut. Proses preparasi limbah HEPA filter akan lebih lebih aman jika dilakukan didalam sebuah glove box akan tetapi karena ukuran HEPA filter yang besar dan pembongkaran yang cukup sulit sehingga hal ini tidak bisa dilakukan dalam sebuah *Glove box*. Dari hasil analisis, limbah HEPA filter yang mengandung alpha (walaupun kecil) bisa diolah dengan proses insenerasi yang mempunyai faktor reduksi volume yang besar (99%), sehingga untuk masa mendatang limbah HEPA filter dapat dikelola dengan baik.

## DAFTAR PUSTAKA

- [1]. Teknologi Filter HEPA (True HEPA) Posted on April 30, 2012 by admin in Air Purifer, diakses pada tanggal 19 Juli 2014.
- [2]. BUNG TOMO “ Pengolahan Limbah Radioaktif HEPA Filter Menggunakan Metode Reduksi Volume dan Imobilisasi dengan matriks semen, Jurnal Forum Nuklir Vol. 7 N0.2 ISSN 1978-8738, November 2013, Sekolah Tinggi Teknologi Nuklir Yogyakarta.
- [3]. SUHARTONO “*Preparasi dan Analisis Kandungan Radionuklida Limbah Radioaktif padat*” Prosiding Hasil Penelitian dan Kegiatan PTLR 2009
- [4]. Republik Indonesia: *Undang- Undang No.10 Tahun 1997 Tentang Ketenaganukliran* (1997).

## PENGOLAHAN LIMBAH RESIN BEKAS DARI PEMURNIAN AIR REAKTOR DENGAN CARA SEMENTASI

**Bambang Sugito**

Pusat Teknologi Limbah Radioaktif – BATAN  
Kawasan PUSPIPTEK, Serpong 15310

### ABSTRAK

**PENGOLAHAN LIMBAH RESIN BEKAS DARI PEMURNIAN AIR REAKTOR DENGAN CARA SEMENTASI** : Telah dilakukan pengolahan limbah resin bekas yang ditimbulkan dari pemurnian air Reaktor dengan cara sementasi. Resin bekas adalah resin yang sudah jenuh akibat digunakan untuk menangkap ion-ion aktif pada proses pemurnian air pendingin reaktor. Limbah tersebut diimobilisasi melalui proses pemadatan menggunakan matriks semen, agar mudah dalam penyimpanan, monitoring serta menjamin keselamatan pekerja dan lingkungan. Limbah resin bekas dimasukkan dalam shell beton 950 l ditambah semen Portland tipe 1 dan pasir dengan perbandingan 600 kg semen dan 400 kg pasir. Pengambilan sampel adonan campuran limbah resin bekas, semen dan pasir diperlukan untuk mengetahui kuat tekan dan densitas hasil adonan tersebut. Sebelum dibawa ke fasilitas penyimpanan sementara shell beton diberi label yang berisi antara lain : paparan radiasi permukaan, paparan radiasi pada jarak 1m, asal limbah dan tanggal proses. Selama tahun 2013 telah diolah sebanyak 1.760 l resin bekas menggunakan 6 shell beton 950 l. Hasil pengukuran paparan pada jarak 1 m dan kontak permukaan setelah sementasi masih jauh lebih kecil dari yang dipersyaratkan IAEA.

**Kata kunci** : imobilisasi limbah radioaktif, semen, beton mix

### ABSTRACT

**TREATMENT OF SPENT RESIN WASTE GENERATED FROM WATER REACTOR PURIFICATION BY MEANS OF CEMENTATION** : *Treatment of spent resin waste generated from water reactor purification by means of cementation have been carried out. Spent resin is a resin that is already saturated due to be used to capture the active ions in the reactor coolant water purification process. The waste is immobilized through the solidification process using cement matrix, for easy storage, monitoring and ensuring the safety of workers and the environment. Spent resin waste included in the concrete shell 950 l, than it was added cement of type 1 Portland and sand in the ratio of 600 kg of cement and 400 kg sand. Sampling of dough from the mixture of spent resin waste, cement and sand is required to determine the compressive strength and density of the dough results. Before being taken to a temporary storage facility, concrete shell was labelled that contains among other: the surface radiation exposure, radiation exposure at a distance of 1m, waste origin and date of the processings. During the year 2013 as many as 1,760 l spent resin waste have been processed using the 6, concrete shell 950 l. The measurements results of exposure at a distance of 1 m and the contact surface after cementation is still much smaller than that required by the IAEA.*

**Keywords**: immobilization of radioactive waste, cement, betonmix

### PENDAHULUAN

Limbah radioaktif adalah zat radioaktif dan bahan serta peralatan yang terkena zat radioaktif atau menjadi radioaktif karena pengoperasian instalasi nuklir, yang tidak dapat digunakan lagi. Pusat Teknologi Limbah Radioaktif (PTLR) adalah unit organisasi di bawah Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN) yang bertugas melaksanakan penelitian dan pengembangan teknologi pengelolaan limbah radioaktif dalam rangka mendukung pengembangan industri nuklir dan aplikasi iptek nuklir dalam berbagai bidang pembangunan.

PTLR juga merupakan pelaksana pengelolaan limbah radioaktif dari seluruh wilayah Indonesia.

Kegiatan beroperasinya Reaktor Serba Guna G.A. Siwabessy (RSG-GAS) akan menyebabkan air pendingin primer reaktor akan menjadi aktif. Unsur radioaktif tersebut timbul akibat reaksi fisi pada batang bahan bakar reaktor yang sebagian akan tertahan oleh kelongsong, sebagian terlepas secara difusi menembus dinding kelongsong dan masuk kedalam sirkulasi air pendingin primer, selain itu unsur radioaktif dapat terjadi akibat reaksi aktivasi yang terjadi pada air pendingin primer. Maka untuk menurunkan aktivasi air pendingin disirkulasi melalui resin penukar kation dan anion,

Resin penukar kation mengandung kation yang dapat dipertukarkan, Sedangkan resin penukar anion mengandung anion yang dapat dipertukarkan. Resin adalah senyawa hidrokarbon terpolimerisasi sampai tingkat yang tinggi yang mengandung ikatan-ikatan hubung silang (*cross-linking*) serta gugusan yang mengandung ion-ion yang dapat dipertukarkan

Pada periode tertentu akibat pengikatan radionuklida yang terjadi terus menerus oleh resin, maka resin akan menjadi jenuh sehingga diperlakukan sebagai limbah radioaktif semi cair. Dari beroperasi Reaktor Serba Guna resin yang ditimbulkan per tahun sebanyak  $\pm 5200$  liter resin bekas. Agar limbah resin tidak membahayakan manusia dan lingkungan dilakukan imobilisasi resin didalam *Shell* beton 950 L, metode yang digunakan dalam imobilisasi dilakukan dengan menggunakan campuran aditif, semen, pasir dan air sebagai matriks pengungkungnya.

Karakteristik resin bekas yang dapat diimobilisasi menggunakan matriks pengungkung adalah [1]:

- Aktivitas spesifik  $A \leq 1,0 \text{ Ci.m}^{-3}$
- Tidak mengandung radionuklida pemancar  $\alpha$
- pH 6 - 7

Untuk maksud tersebut sudah dilakukan penelitian guna menentukan optimasi perbandingan aditif, semen, pasir, air dan resin sehingga menentukan kualitas blok semen yang memenuhi standar. Pada sementasi limbah resin, digunakan semen portland tipe 1 yang penyusun utamanya terdiri dari campuran kalsium silikat yaitu [1]:

- Dikalsium silikat ( $C_2S$ )  $2CaO.SiO_2 = 24\%$
- Trikalsium silikat ( $C_3S$ )  $3CaO.SiO_2 = 50\%$
- Trikalsium aluminat ( $C_3.A$ )  $3CaO.Al_2O_3 = 11\%$
- Tetrakalsium alumino ferit / Tetrakalsium aluminof ( $C_4.A.F$ )  $4CaO.Al_2O_3.Fe_2O_3 = 8\%$
- Kandungan Lain = 7%

Dari *Norme Internasional ISO 40* [6] dan dalam buku Hause. W, "*Pachaging of low and Medium Level Waste*", IAEA, *International Training*, Karlsruhe, 1989 [7].

Kualitas blok beton hasil sementasi harus memenuhi standar :

- Densitas =  $1,7 - 2,5 \text{ gram.cm}^{-3}$
- Kuat Tekan =  $20 - 50 \text{ N.mm}^{-2}$
- Laju Lindi ( $R_n$ ) =  $1,70 \times 10^{-1} - 2,50 \times 10^{-4} \text{ gram.cm}^{-2}.\text{hari}^{-1}$
- Laju dosis pada permukaan kontak  $< 200 \text{ mrem.jam}^{-1}$

- Laju dosis pada jarak 1 m dari permukaan kontak  $10 \text{ mrem.jam}^{-1}$
- Laju dosis di luar *interim storage*  $< 0,50 \text{ mrem.jam}^{-1}$

## DASAR TEORI

Proses sementasi (imobilisasi dengan semen) adalah merubah bentuk limbah menjadi bentuk padat untuk mengurangi kemampuan pindah/ migrasi dari radionuklida karena proses alamiah selama penyimpanan dan pembuangan. Kualitas blok beton hasil limbah olahan ditunjukkan dengan parameter uji densitas, uji kuat tekan dan uji pelindihan. Kualitas blok beton yang baik harus memenuhi standar IAEA (*International Atomic Energy Agency*) yaitu :

- Densitas :  $1,70 - 2,50 \text{ g.cm}^{-3}$
- Kuat tekan blok beton yang telah berumur 28 hari :  $20,0 - 50,0 \text{ N.mm}^{-2}$
- Laju lindih radionuklida terimobilisasi dalam beton :  $1,70 \cdot 10^{-1} - 2,50 \cdot 10^{-4} \text{ g.cm}^{-2}.\text{hari}^{-1}$

Semakin besar densitas maka akan semakin besar daya tahan terhadap radiasi, pengukuran densitas dilakukan dengan penimbangan dan pengukuran dimensi contoh blok beton hasil limbah olahan, dengan persamaan :

$$\rho = m/V \text{ ----- (1)}$$

dimana :

- $\rho$  = berat jenis ( $\text{g/cm}^3$ )
- $m$  = massa (g)
- $V$  = volume ( $\text{cm}^3$ )

Kuat tekan sampel diukur menggunakan alat tekan "*Paul Weber*" dengan cara memberi tekanan maksimum yang dapat ditahan oleh sampel blok beton limbah olahan sampai hancur. Kuat tekan dinyatakan dengan persamaan sebagai berikut:

$$\sigma = P \text{ maks}/ A \text{ ----- (2)}$$

dimana :

- $\sigma$  = kuat tekan ( $\text{N/mm}^2$ )
- $P \text{ maks}$  = tekanan maksimal saat sampel pecah (N)
- $A$  = luas penampang sampel ( $\text{mm}^2$ )



Laju pelindihan merupakan variabel yang menyatakan kecepatan pelepasan suatu radionuklida yang terimobilisasi sebagai akibat kontak dengan air atau larutan pelindih lainnya. Laju lindih tergantung dari komposisi blok beton, geometri dan homogenitasnya.

Laju pelindihan dapat ditentukan dengan persamaan :

$$R = \frac{At \times Mo}{Ao \times S \times t} \text{ ----- (3)}$$

Dimana :

- R = laju pelindihan (g/cm<sup>2</sup> hari)
- At = aktivitas yang terlindih selama t hari (μCi)
- Mo = massa awal sampel (g)
- Ao = aktivitas awal sampel (μCi)
- S = luas permukaan sampel (m<sup>2</sup>)
- t = waktu lindih (hari)

Untuk kelancaran proses pengolahan limbah tersebut diperlukan *shell* beton 950 l, semen *portland* tipe 1, pasir dan aditif *beton mix*. Selain itu peralatan proses unit sementasi juga harus dicek dan dilakukan perawatan untuk menjamin kelancaran proses pengolahan tersebut. Pada saat proses sementasi hal utama yang memerlukan perhatian adalah faktor keselamatan, baik keselamatan radiasi maupun non radiasi. Potensi bahaya radiasi yang sangat perlu mendapat perhatian adalah ketika pemindahan resin bekas dari tangki PVC ke tangki penampung resin bekas R 22003, karena pengisian dilakukan secara manual, sehingga petugas radiasi harus menggunakan pakaian kerja secara lengkap, yaitu jas lab, sepatu kerja, sarung tangan karet, penutup kepala, *masker* dan kaca mata. Potensi bahaya yang kedua adalah saat pengambilan cuplikan untuk membuat benda uji dari hasil olahan. Uap yang keluar dari campuran resin, air, pasir dan semen akan terhirup karena posisi pengambilan sampel harus naik ketangga dimulut *shell* beton 950 l. Hal ini harus diantisipasi dengan peralatan yang lengkap. Potensi bahaya non radiasi yang berbahaya adalah debu semen, ini terjadi ketika pengisian semen ke silo semen, sebelum ditimbang dan dimasukkan ke *Mixer*. Partikel debu semen yang sangat halus masih

bisa menembus masker, ini bisa dibuktikan setiap selesai proses pengisian semen pekerja radiasi akan menemukan debu semen disekitar hidung. Hal ini bisa dikurangi risikonya dengan bekerja secara bergantian [2].

## TATA KERJA

### Bahan, Peralatan, dan Waktu Kegiatan

Bahan yang digunakan adalah : semen *portland type* 1, pasir, *beton mix*, limbah resin bekas dari Reaktor GA. Siwabessy. Peralatan yang digunakan adalah : *Shell* beton 950l, *forklift*, kunci ring / pas 19, palu, sendok semen dan peralatan yang sejenis. Kegiatan ini di Sub Bidang Pengolahan Limbah Cair, Bidang Teknologi Pengolahan Limbah Radioaktif, Pusat Teknologi Limbah Radioaktif, BATAN pada tahun 2013.

### Metode Kegiatan

Pengolahan limbah resin bekas dilakukan dengan cara sementasi di dalam *shell* beton 950 liter. Sebelum proses pengolahan limbah semi cair dilaksanakan, lebih dahulu dilakukan pengecekan seluruh peralatan agar tidak ada gangguan selama proses pengolahan limbah berlangsung. Dilakukan juga pembersihan *tool holder* unit sementasi dari bekas adonan semen, pasir dan limbah yang sudah mengering. Pengecekan kondisi peralatan penimbangan material beton kering (*Mixer* M33106) juga dilakukan, telah dilakukan perbaikan pada *pneumatik valve mixer*. Perbaikan kebocoran pada hidrolik *dumper mixer* sistem hidrolik yang mengendalikan gerakan membuka dan menutup *dumper* timbangan sudah dilakukan perbaikan. Setelah dipastikan seluruh peralatan proses berfungsi baik maka proses pengolahan siap dilaksanakan.

Semen dan pasir dimasukkan kedalam silo secara manual, persediaan pasir dan semen dipastikan cukup untuk mengolah limbah dalam 6 buah *shell* yang telah disiapkan. Proses pencampuran resin, pasir, semen dan air dilakukan di dalam ruang *Hot Cell* R.4.0.01. Pengadukan adonan dilakukan dengan cara menghidupkan meja putar sehingga *shell* beton berputar secara konstan. *Tool Holder* (pengaduk)

diturunkan, dan kedalaman pengaduk diatur sehingga limbah, semen, pasir dan air menjadi adonan yang homogen. Setelah adonan menjadi homogen, *Tool Holder* dinaikkan dan motor penggetar dihidupkan agar adonan yang menempel pada pengaduk turun ke *shell* beton. *Trolley* dijalankan keluar ruang *Hot Cell* dan dilakukan pengambilan cuplikan untuk uji tekan, densitas dan lindi. Langkah akhir

penyempurnaan proses sementasi adalah dengan menge' *seal*' tutup *shell* beton dengan adonan pasir dan semen sehingga *shell* beton menjadi tertutup permanen[1]. Sebelum disimpan di *Interim Storage shell* beton diberi nomor dan dipasang label yang berisi antara lain asal limbah, paparan kontak dan pada jarak 1 meter serta tanggal pengolahan (Gambar 1).



Gambar 1. Proses penomoran *Shell* beton

## HASIL DAN PEMBAHASAN

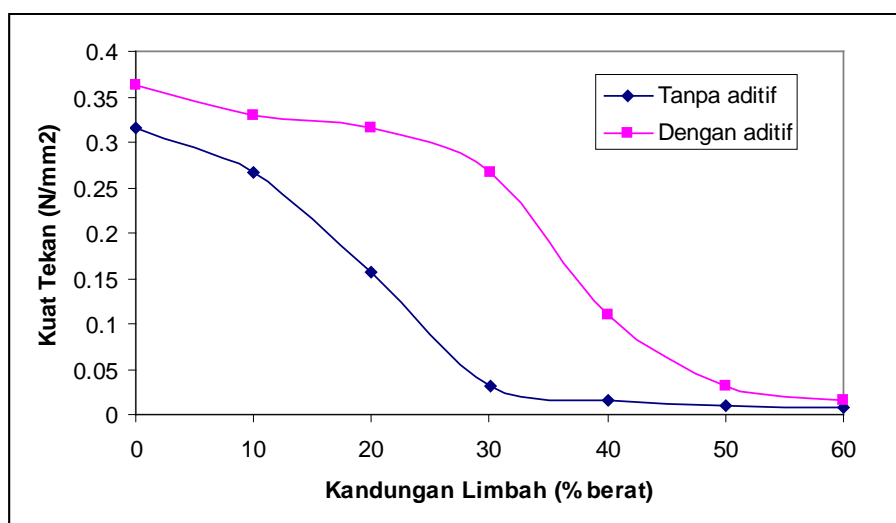
Jumlah limbah resin bekas yang berasal dari PRSG sebanyak 2.300 liter ditampung di tangki penampung resin bekas R 33002. Sebelum ditampung di tangki R 33002, resin bekas PRSG diangkut menggunakan *fork lift* dan ditampung dalam tangki PVC dengan kapasitas 3000 liter. Resin dari PRSG bentuknya padatan atau kadar airnya rendah maka untuk memindahkan resin bekas tersebut perlu ditambah air. Pemindahan resin bekas dari tangki PVC ke tangki penampungan R 33002 menggunakan pompa *submersible*. Karena menggunakan pompa medianya adalah cairan, sehingga ketika air tersedot butiran resin akan terbawa masuk ke tangki R22003, air yang tertampung di tangki R 22003 akan kembali ketangki PVC, agar butiran resin tidak kembali ke tangki PVC maka tangki R22003 di pasang *filter*. Proses ini berlangsung terus sampai resin yang di tangki PVC habis. Setelah tangki PVC kosong, tangki dikembalikan

lagi ke PRSG untuk diisi limbah resin bekas berikutnya.

Karena operasi reaktor berlangsung rutin maka limbah resin bekas yang ditimbulkannya akan dikirim secara rutin ke PTLR, sehingga limbah resin bekas yang ada di tangki R22003 PTLR perlu segera diolah, dirubah bentuknya menjadi bentuk *solid* sehingga risiko dalam penyimpanan dapat dikurangi.

Secara umum penambahan kandungan limbah mengakibatkan penurunan densitas beton limbah secara linier. hal ini menunjukkan bahwa interaksi ikatan antara resin dan semen merupakan interaksi ikatan fisika.

Penambahan aditif mampu meningkatkan densitas beton limbah olahan sebesar 10,34%. Penambahan aditif *beton mix* menurunkan viskositas campuran beton, resin dan air sehingga campuran menjadi lebih homogen.



Gambar 2. Pengaruh kandungan resin bekas terhadap kuat tekan beton-limbah[4]

Hasil analisis Gambar 2 disimpulkan bahwa semakin tinggi kandungan resin mengakibatkan penurunan kuat tekan baik untuk beton limbah olahan tanpa aditif dan dengan aditif. Penambahan aditif meningkatkan kuat tekan beton limbah olahan dikarenakan aditif mampu meningkatkan homogenitas dari beton limbah olahan sehingga ikatan beton limbah olahan menjadi lebih sempurna[4],[5]. Pada gambar 2 hanya menampilkan perbedaan kuat tekan yang

menggunakan *beton mix* lebih tinggi kuat tekannya di banding yang tidak menggunakan *beton mix*.

Untuk tahun 2013 resin bekas PRSG berhasil diolah sejumlah 1.760 liter, sisanya akan diolah tahun berikutnya. Untuk itu PTLR harus mempersiapkan wadah limbah atau *shell* beton 950 liter untuk mengolah resin PRSG yang masih tersisa pada tahun 2014

Tabel 1. No *Shell*, Tanggal Pengolahan dan Jumlah limbah

No	No Shell	Tanggal Pengolahan	Jumlah limbah (liter)
1	90 C	6 Nopember 2013	260
2	91 C	7 Nopember 2013	360
3	92 C	14 Nopember 2013	260
4	93 C	18 Nopember 2013	260
5	94 C	19 Nopember 2013	310
6	95 C	20 Nopember 2013	310
Jumlah limbah			1.760

Tabel 1. memperlihatkan nomor *shell*, tanggal proses pengolahan dan jumlah limbah resin bekas tiap *shell*. Jumlah resin bekas tiap *shell* berbeda karena pertimbangan efisiensi *shell* beton 950

liter yang tiap tahun harganya selalu naik, hal ini dianggap tidak masalah karena pada prosesnya ditambah aditif beton 2 liter per *shell* beton.

Tabel 2. No *Shell*, Bahan Pengolah dan Paparan Radiasi setelah di olah

No	No Shell	bahan pengolahan				Paparan ( $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ )	
		Pasir (kg)	Semen(kg)	Additif (liter)	Air (liter)	Permukaan	Jarak 1 m
1	90 C	400	600	2	34	9,42	2,41
2	91 C	400	600	2	105	9,29	2,49
3	92 C	400	600	2	265	7,49	2,41
4	93 C	400	600	2	100	12,9	4,63
5	94 C	400	600	2	245	11,7	4,30
6	95 C	400	600	2	100	8,39	2,60
		rerata				9,865	3,14

Tabel 2. memperlihatkan bahwa paparan radiasi permukaan maupun pada jarak 1 meter pada tiap *shell* bervariasi, tetapi tidak terlalu berbeda jauh, yang tertinggi hanya pada *shell* nomer 93C. Terlihat jelas bahwa paparan radiasi pada

permukaan dan jarak 1 meter pada limbah hasil olahan masih dalam batas yang di ijin, sehingga lebih aman bagi pekerja masyarakat dan lingkungan.



Gambar 3. *Shell* beton 950 l hasil olahan limbah resin bekas

## KESIMPULAN

Proses pengolahan limbah resin bekas dari PRSG berjumlah 1.760 liter dalam 6 buah *shell* beton 950 liter. Proses imobilisasi limbah resin menggunakan matriks semen telah selesai dilakukan dalam 6 buah *shell* beton 950 l dan diberi nomor 90C, 91C, 92C, 93C, 94C dan 95C. Proses imobilisasi telah sesuai dengan Prosedur Kerja dan Instruksi Kerja yang tersedia, hasil pengukuran paparan pada jarak 1 m setelah sementasi masih jauh lebih kecil dari yang dipersyaratkan IAEA yaitu  $2.5 \times 10^{-2}$  mSv/jam. Hasil olahan limbah resin bekas PRSG telah disimpan di *Interim Storage*. Hasil pengukuran paparan radiasi setelah proses sementasi pada jarak 1m adalah 2,41 – 4,63  $\mu$ Sv/jam

## DAFTAR PUSTAKA

- [1]. BATAN-TECHNICATOME, System Note “ Solid, Semi Solid, Liquid waste Treatment”, WSPG 330 NSN 9001, Paris, 1986
- [2]. Juklak dan Protap Pengoperasian Unit Sementasi, BPLR-P2PLR, Serpong 1990
- [3]. BAHDIR JOHAN,” Teknik dan Standar Uji Produk Sementasi Limbah Radioaktif,” PTLR – BATAN, Serpong 1997/1998
- [4]. AYI MUZIYAWATI, SURYANTORO, MARDINI, DAMAWAN AJI.” Pengaruh Kandungan Limbah Tanah dari PT. TASUMA Terhadap Kekuatan Fisika dan Kimia Beton Limbah,” PTLR, Serpong 2005
- [5]. SRIWAHYUNI HERU, SURYANTORO, NURUL EFRI E., Optimasi Kandungan Resin Bekas dan Bahan Beton Limbah Pada Kondisi Lingkungan Penyimpanan Lestari, PTLR- BATAN, 2009.
- [6]. Norme International ISO 40
- [7]. House W., “Pachaging of Low and Medium Level Waste”, IAEA International Training, Karlsruhe, 1989.

## PERANCANGAN DAN PEMBUATAN SALURAN LIMBAH CAIR DARI TANGKI PENAMPUNG KHIPSB3 KE PUSAT BUANGAN TERPADU (PBT) PTLR

**Dyah Sulistyani Rahayu, Marhaeni Joko Puspito**

Pusat Teknologi Limbah Radioaktif – BATAN

Kawasan PUSPIPTEK, Serpong 15310

Email : yayuk@batan.go.id

### ABSTRAK

PERANCANGAN Dan PEMBUATAN SALURAN LIMBAH CAIR DARI TANGKI PENAMPUNG KHIPSB3 KE PUSAT BUANGAN TERPADU PTLR. Sistem pengelolaan limbah radioaktif untuk mengolah limbah dari operasi Kanal Hubung –Instansi Pengelolaan Sementara Bahan Bakar Nuklir Bekas (KH-IPSB3) adalah sebuah sistem yang terdiri atas sebuah bak penampungan sementara, sebuah tangki penampung dan sistem pemompa limbah. Tangki penampung terbuat dari baja tahan karat (*Stainless steel*) ANSI 304 yang diletakkan di dalam beton bertulang dengan kapasitas 2 m<sup>3</sup>. Sistem akan digunakan untuk mengumpulkan (menampung) limbah cair (*effluent*) terkontaminasi yang berasal dari gedung IPSB3 dan KH. Limbah cair yang umumnya berasal dari air yang terkontaminasi dari hasil kegiatan Air cucian tangan dan *shower* dari ruang ganti, *Health physics office sink*, wadah dekontaminasi, ruang operasi lantai dasar, lorong KH ruang *water treatment*. Sebelum dilakukan perancangan dan pembuatan saluran limbah cair, limbah dikumpulkan dalam tangki penampung limbah dan sampai saat ini belum dibuang ke lingkungan. Pembuatan saluran ke PBT ini diperlukan dengan tujuan untuk menjamin bahwa limbah cair dari KH-IPSB3 tidak dibuang ke lingkungan dan memastikan bahwa limbah cair tersebut dialirkan melalui saluran ke PBT PTLR.

**Kata kunci** : Pusat Buangan Terpadu (PBT), limbah radioaktif cair

### ABSTRACT

**DESIGN AND MANUFACTURE OF TC-ISSF LIQUID WASTE TANK EFFLUENT TO INTEGRATED WASTE CENTER PTLR.** *System of radioactive waste management from Transfer Channel of Interim storage for Spent Fuel (TC-ISSF) operation consist of a temporary tank, a holding tank and sewage pumping systems. Tank made of stainless steel (Stainless steel) ANSI 304 placed in reinforced concrete with a capacity of 2 m<sup>3</sup>. The system will be used to collect (hold) of liquid waste (effluent) from the contaminated building ISSF and TC. Liquid waste, primarily from contaminated water from hand washing water activity results from the locker room and showers, sinks Health physics office, container decontamination, ground floor operating room, hallway KH water treatment space. Prior to the design and manufacture of wastewater lines, sewage is collected in a holding tank waste and until now is not discharged into the environment. Manufacture of this channel to Integrated Waste Center is necessary in order to ensure that the liquid waste from the TC-ISSF not discharged into the environment and ensure that the wastewater flowed through the channel to the Integrated Waste Center.*

**Keyword** : Intergrated Waste Center, liquid radioactive waste

### PENDAHULUAN

Salah satu tugas pokok Pusat Teknologi Limbah Radioaktif (PTLR) adalah mengolah limbah yang ditimbulkan oleh aktivitas instalasi nuklir yang ada di Kawasan Nuklir Serpong (KNS) maupun yang berada di luar kawasan tersebut. Salah satu jenis limbah yang ditimbulkan adalah limbah radioaktif cair. Dari tangki penampungan ini kemudian dilakukan analisis di laboratorium untuk mengontrol

kondisi limbah. Jika dari hasil analisis tersebut diperoleh hasil kualitas limbah cair yang telah memenuhi syarat kesehatan lingkungan, maka limbah cair tersebut akan dibuang ke lingkungan. Aliran buangan limbah cair ke Pusat Buangan Terpadu (PBT), juga berasal dari instalasi di luar PTLR (Pusat Teknologi Limbah Radioaktif), seperti instalasi Reaktor di PRSG (Pusat Reaktor Serba Guna), instalasi di PRR (Pusat Radioisotop dan Radiofarmaka), dan instalasi di PTBN (Pusat Teknologi Bahanbakar Nuklir).



Fasilitas Kanal Hubung – Instalasi Penyimpanan Bahan Bakar Bekas (KH-IPSB3) dibangun pada tahun 1993 dan dirancang oleh *AEA Technology, United Kingdom (UK-AEA)*. Kanal hubung ini menghubungkan IPSB3 dengan tiga instalasi, yaitu Instalasi Radio Metalurgi (IRM), Instalasi Produksi Radioisotop (IPR) dan Pusat Reaktor Serba Guna (PRSG), yang berfungsi sebagai jalur untuk memindahkan elemen bakar bekas dari PRSG dan bahan teriradiasi lain yang berasal dari IPR dan RMI [1]. Fungsi utama dari IPSB3 adalah untuk menerima dan menyimpan bahan bakar bekas dan bahan teriradiasi yang lain. Kanal Hubung – Instalasi Penyimpanan Sementara Bahan Bakar Bekas (KH-IPSB3) merupakan instalasi nuklir non reaktor untuk penyimpanan sementara bahan bakar bekas yang mempunyai potensi bahaya yang cukup besar sehingga dalam pengoperasiannya harus diperhatikan keselamatan dan keamanannya [1].

Sistem pengelolaan limbah radioaktif ini didisain untuk menangani limbah klas 2 sesuai kategori dalam *IAEA Technical Report Series No. 101 tentang Standardization of Radioactive Waste Categories*. Disain instalasinya dibuat berdasarkan persyaratan yang ditetapkan oleh AEA TAECF 1058 *Drainage of Radioactive Areas*. Limbah yang ditimbulkan dari pengoperasian KH-IPSB3 berupa limbah cair dan limbah padat. Limbah cair yang umumnya berasal dari air yang terkontaminasi dari hasil kegiatan operasional antara lain :

- Air cucian tangan dan *shower* dari ruang ganti;
- *Health physics office sink*;
- Wadah dekontaminasi;
- Ruang operasi lantai dasar (dari *cleaning operations and spills*);
- Lorong KH (dari *cleaning operations and spills*);
- Ruang *water treatment* (dari *cleaning operations and spills*);

Pembuatan saluran ke PBT ini diperlukan dengan tujuan:

- Untuk menjamin bahwa limbah cair dari KH-IPSB3 tidak dibuang ke lingkungan
- Untuk memastikan bahwa limbah cair tersebut dialirkan melalui saluran ke PBT PTLR.

Sebelum dilakukan perancangan dan pembuatan saluran limbah cair, limbah dikumpulkan dalam tangki penampung limbah dan sampai saat ini belum dibuang ke lingkungan.

## TEORI

Desain sistem pengelolaan limbah dibuat dengan kriteria sebagai berikut :

- Terdapat sistem pemisah antara limbah radioaktif dan limbah non-radioaktif;
- Limbah dialirkan berdasarkan sistem gravitasi;
- Sistem pembuangan dialirkan secara gravitasi.

Dalam pengoperasian instalasi KH-IPSB3, limbah bahan kimia terdiri dari  $\text{HNO}_3$  dan  $\text{NaOH}$  (teknis) dalam jumlah sedikit sebagai regenerasi resin dalam proses purifikasi. Limbah cair tersebut volume dan aktivitasnya tidak bisa ditentukan atau diprediksi dengan pasti karena sangat tergantung dari kegiatan operasional rutin maupun insidental yang bervariasi menurut waktu, volume pekerjaan, jumlah personil yang bekerja dan intensitas kegiatannya. Perlu ditegaskan bahwa tidak setiap cairan yang timbul dari operasi KH-IPSB3 merupakan limbah cair, dan untuk menentukannya dengan cara menganalisis sample cairan yang bersangkutan.

Limbah radioaktif padat terutama hanya berasal dari filter yang dipasang pada cerobong ventilasi (*stack*), apabila kondisinya telah jenuh. Kejenuhan filter oleh kontaminan radioaktif sangat tergantung dari lama dan intensitas operasi fasilitas. Jenis limbah yang lain berupa resin bekas yang bersifat semicair.

## TATA KERJA

### Bahan, Peralatan, dan Waktu Penelitian

Perancangan ini dilakukan di Instalasi Kanal Hubung Instalasi Penyimpanan Bahan Bakar Nuklir, Pusat Teknologi Limbah Radioaktif, BATAN pada tahun 2014.

No	Bahan	Spesifikasi
1	Pompa <i>Booster</i> 380v, <i>Head</i> 145 m	<i>Groundfost</i> CNR 3-31
2	Pipa galvanis 1 inch	1 nch scdul 40
3	Katup 1 nch	<i>tree piace ball valve sus 304</i>
4	Katup 1/5 nch	<i>tree piace ball valve sus 304</i>
5	Katup balik 1 inch	NPT <i>stainless steel</i> SUS 304
6	<i>Flows counter</i>	<i>Actaris Multimag</i> TM 1 inch (setara)
7	Presure indikator	wika
8	T <i>bow</i> 1inch	galvanish
9	L <i>bow</i> 1 inch	galvanish
10	T <i>bow</i> 1/5 nch	galvanish
11	L <i>bow</i> 1/5 inch	galvanish
12	tutup <i>tray</i>	ss 2 mm x1000 mm x 1250 mm
13	Kabel <i>power</i>	Nyy 2,5mm x 4
14	Kabel kontrol	0,75mm x 4
15	<i>floting swicth</i>	vertikal 4 <i>step</i> L 150 cm
16	<i>floting swicth</i>	vertikal 2 <i>step</i> L 50 cm
17	Digital <i>output</i>	SIMATIC S7-300, DIGITAL OUTPUT SM 322
18	Digital <i>input</i>	SIMATIC S7-300, DIGITAL INPUT SM 321
19	<i>Interface</i> Pemograman kontrol dgn HMI	

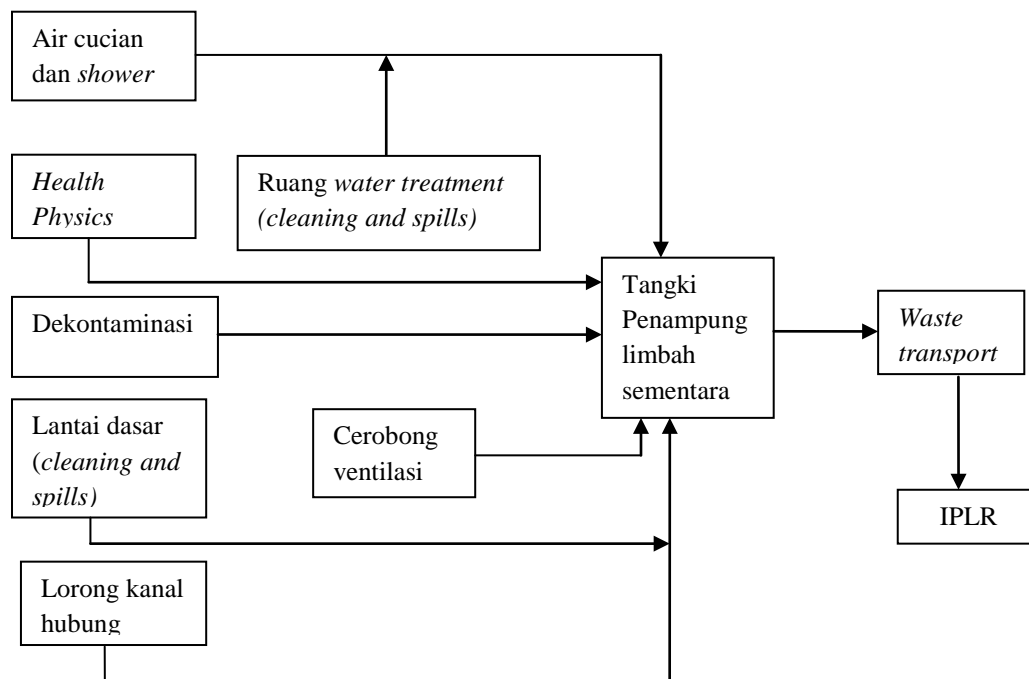
### Metode

1. Perancangan/desain saluran limbah dari tangki penampung limbah ke sistem PBT PTLR.
2. Pelaksanaan pembuatan instalasi saluran limbah dari tangki penampung limbah ke sistem PBT PTLR, antara lain : pemasangan pipa, *valve* dan pompa P-01 (Pompa Penampung Limbah) , Pompa P02 (Pompa sampit) dan *valve* V01 (*valve* untuk mengalirkan limbah ke PBT), V02 (*valve* mengalikan limbah ke *waste transporter*), V03 (*valve* sampling air limbah) dan V04 (*valve* sirkulasi limbah) sesuai dengan Gambar 2. PID (*Piping and Instrument Diagram*) dan Gambar 3 yang merupakan gambar tampak dari atas.
3. Pemasangan instrumen penunjuk ketinggian limbah pada tangki penampung sementara limbah radioaktif terletak di dalam ruang beton dan berdekatan dengan *vehicle air lock*.
4. Setelah pompa dan *valve* semua terpasang, maka semua peralatan disambungkan dengan sistem *Interface Pemograman* dengan HMI (*Human Machine Interface*), sehingga pengoperasian dan pemantauan kegiatan dapat dimonitor lewat PC.

## HASIL DAN PEMBAHASAN

### 1. Deskripsi Sistem Pengelolaan Limbah Radioaktif

Sistem pengelolaan limbah radioaktif untuk mengolah limbah dari operasi KH-IPSB3 adalah sebuah sistem yang terdiri atas sebuah bak penampungan sementara, sebuah tangki penampung dan sistem pemompa limbah. Tangki penampung terbuat dari baja tahan karat (*Stainless steel*) ANSI 304 yang diletakkan di dalam beton bertulang dengan kapasitas 2 m<sup>3</sup>. Sistem akan digunakan untuk mengumpulkan (menampung) limbah cair (*effluent*) terkontaminasi yang berasal dari gedung IPSB3 dan KH. Sistem pengelolaan limbah radioaktif secara skematis dapat digambarkan sebagai diagram alir seperti ditunjukkan pada Gambar 1 yang dapat dijelaskan sebagai berikut :



Gambar 1. Diagram Alir Sistem Pengelolaan Limbah Radioaktif KH-IPSB3

#### a. Penampung limbah di ruang *water treatment (waste sump)*

Bak penampung sementara limbah cair radioaktif disediakan di ruang *water treatment*, yang berfungsi untuk menampung limbah cair radioaktif yang sebagian besar berasal dari regenerasi air bebas mineral.

Limbah dari air cucian tangan dan *shower* dari ruang ganti, *health physics office sink*, wadah dekontaminasi, ruang operasi lantai dasar (dari *cleaning operations and spills*), lorong KH (dari *cleaning operations and spills*) dan limbah dari ruang *water treatment* (dari *cleaning operations and spills*) dialirkan secara gravitasi ke dalam bak penampung limbah cair sementara. Limbah dari cerobong ventilasi juga ditampung di dalam bak penampung limbah padat sementara. Limbah yang telah terkumpul dalam bak penampung limbah sementara tersebut apabila volumenya telah memenuhi akan dialirkan melalui saluran ke PBT PTLR, seperti terlihat pada Gambar 1.

## b. Tangki limbah radioaktif

Tangki limbah radioaktif terletak di dalam ruang beton bertulang dan berdekatan dengan *vehicle air lock*. Tangki terbuat dari *stainless steel* ANSI 304 dengan kapasitas nominal 2 m<sup>3</sup> dan dilengkapi dengan instrumentasi penunjuk ketinggian permukaan pada kondisi setengah dan kondisi penuh. Pada kondisi volume 25%, 50%, 75%, 100% bisa terpantau pada panel monitor PLC. Dari tangki limbah radioaktif, limbah ditransfer ke PBT di Pusat Teknologi Limbah Radioaktif (PTLR) melalui saluran limbah cair, dengan *piping and instrument digram* sebagai berikut :

Apabila level indikator tangki penampung sementara limbah cair menunjukkan 100% penuh, maka limbah cair akan disampling dahulu sebelum dialirkan menuju PBT PTLR, dengan mekanisme sebagai berikut :

- Pompa P-01 posisi “on”
- Valve V-01 dan V02 tutup
- Valve V04 (*valve* sirkulasi limbah) posisi buka , maka akan terjadi sirkulasi secara homogen
- Valve V 03 dibuka untuk menyampling limbah cair.
- Apabila hasil sampling menunjukkan bahwa limbah terkontaminasi dengan zat radioaktif , maka :
- Pompa P01 posisi “on”
- Valve V01, dan V04 posisi tutup
- Valve V02 buka, dan limbah menuju *waste transporter* untuk dikirim dan selanjutnya diolah di IPLR.
- Apabila hasil sampling menunjukkan bahwa limbah tidak terkontaminasi, maka :
- Pompa P 01 posisi “on”
- Valve V02 dan V04 tutup
- Valve V 01 buka sehingga limbah akan mengalir ke PBT PTLR

## 2. Spesifikasi Komponen

### a. Pompa Penampung Limbah (P01)

- Lokasi : Ruang Tangki penampung limbah sementara
  - Jenis : *Centrifigal pumppmulti stage CR3*
  - Debit : 3 m<sup>3</sup>/jam
  - *Discharge Head* : 100 kPa
  - Data listrik : 1,1 kw/ 380 V / 3 phase / 50 Hz
  - Bahan *Casing* : *Stainless steel*

Apabila level indikator tangki penampung sementara limbah cair menunjukkan 100% penuh, maka limbah cair akan disampling dahulu sebelum dialirkan menuju PBT PTLR, dengan mekanisme sebagai berikut :

- Pompa P-01 posisi “on”
- Valve V-01 dan V02 tutup
- Valve V04 (*valve* sirkulasi limbah) posisi buka , maka akan terjadi sirkulasi secara homogen
- Valve V 03 dibuka untuk mensampling limbah cair.

Apabila hasil sampling menunjukkan bahwa limbah terkontaminasi dengan zat radioaktif , maka :

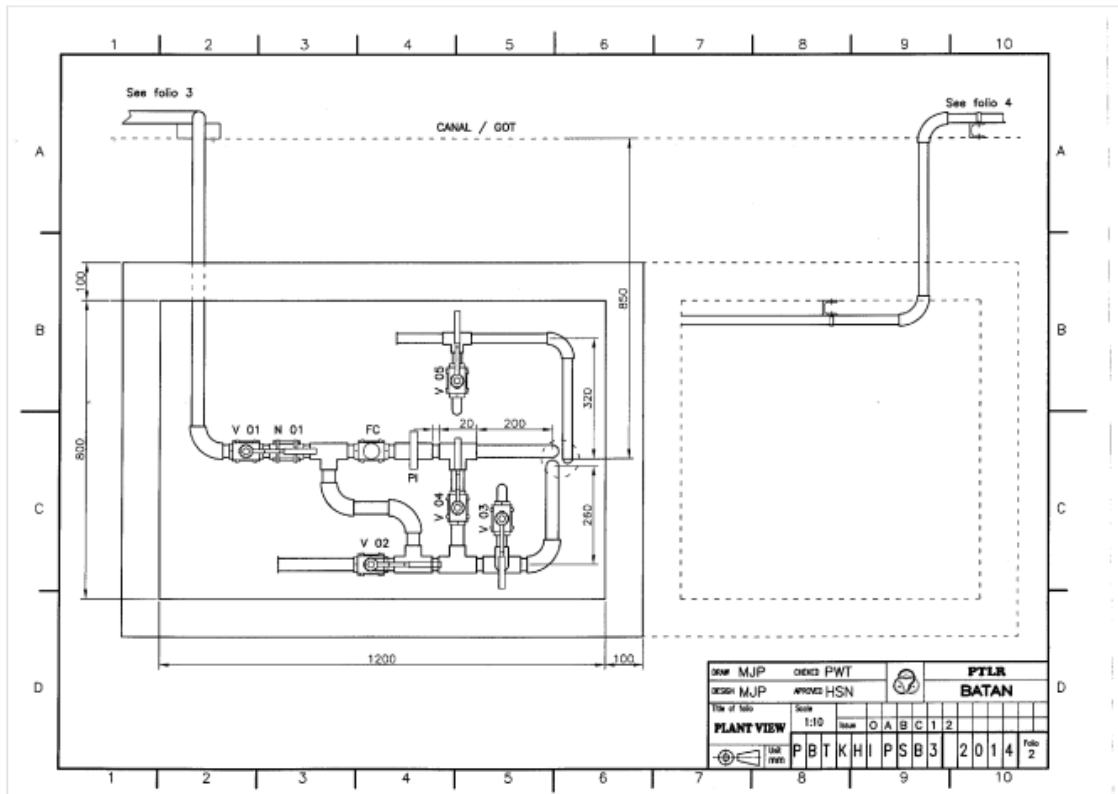
- Pompa P01 posisi “on”
- Valve V01, dan V04 posisi tutup
- Valve V02 buka, dan limbah menuju *waste transporter* untuk dikirim dan selanjutnya diolah di IPLR.

Apabila hasil sampling menunjukkan bahwa limbah tidak terkontaminasi, maka :

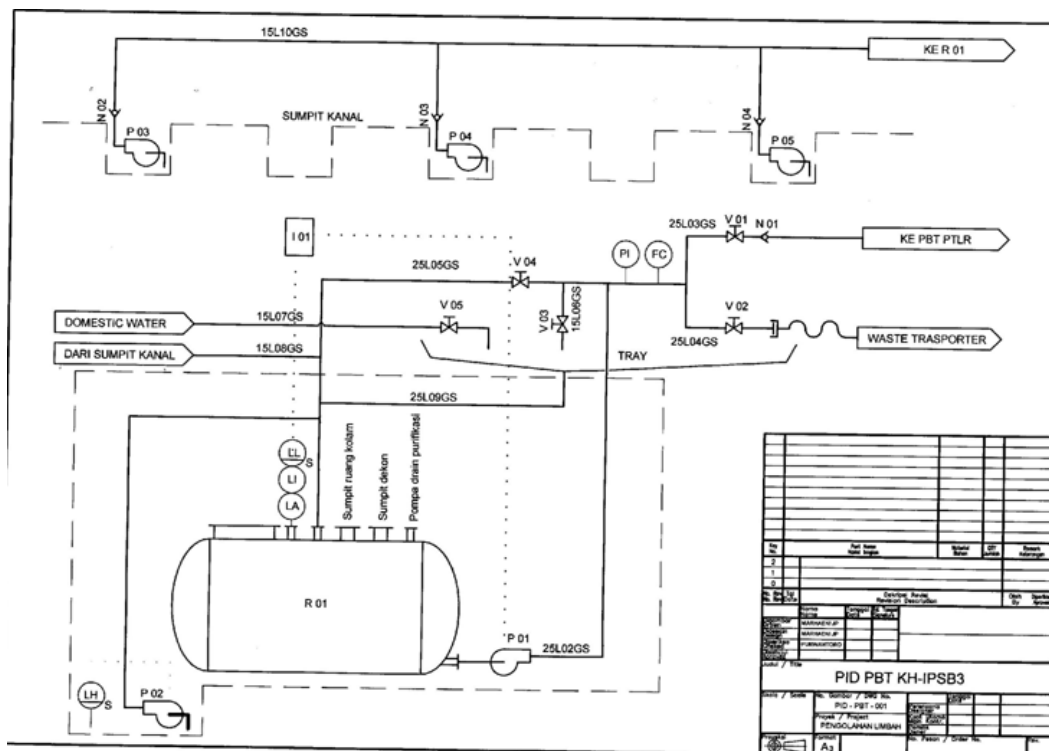
- Pompa P 01 posisi “on”
- Valve V02 dan V04 tutup
- Valve V 01 buka sehingga limbah akan mengalir ke PBT PTLR

**b. Pompa Sumpit (P02)**

- Lokasi : Ruang Tangki penampung limbah sementara
- Jenis : Pompa *submersible* KP basic 300A
- Debit : 1 m<sup>3</sup>/jam
- *Discharge Head* : 100 kPa
- Data listrik : 240 V / 1 phase / 50 Hz
- Bahan *Casing* : *Stainless Steel*
- Bahan *Impeler* : *Stainless Steel*



Gambar 2. Flow diagram sistem penampungan sementara limbah



Gambar 3. Pandangan atas sistem saluran limbah cair

## KESIMPULAN

1. Sistem pengelolaan limbah radioaktif di KH-IPSB3 terdiri atas sebuah bak penampungan sementara, sebuah tangki penampung dan sistem pemompa limbah.
2. Sistem akan digunakan untuk mengumpulkan (menampung) limbah cair (*effluent*) terkontaminasi yang berasal dari gedung IPSB3 dan KH berasal dari air yang terkontaminasi dari hasil kegiatan air cucian tangan dan *shower* dari ruang ganti, *health physics office sink*, wadah dekontaminasi, ruang operasi lantai dasar, lorong KH ruang *water treatment*.
3. Pembuatan saluran ke PBT ini diperlukan dengan tujuan untuk menjamin bahwa limbah cair dari KH-IPSB3 tidak dibuang ke lingkungan dan memastikan bahwa limbah cair tersebut dialirkan melalui saluran ke PBT PTLR.

## DAFTAR PUSTAKA

- [1]. DYAH SULISTYANI R, “ Pengembangan Teknologi Pengelolaan Bahan Bakar Nuklir Bekas Dan Material Teriradiasi Di KHIPSB3, Prosiding Usulan Kegiatan dan Penelitian 2011.
- [2]. Website Wikipedia Human Machine Interface, diakses 20 September 2012.
- [3]. SUJARWONO, “ Diktat Praktikum RKU di KH-IPSB3” Pelatihan Supervisor dan Operator KH-IPSB3 , 2012.
- [4]. Laporan Analisis Keselamatan Kanal Hubung Instalasi Penyimpanan Sementara Bahan Bakar Bekas (LAK KH-IPSB3), rev 7, PTLR – BATAN, 2009.
- [5]. *Structural Design Calculation Volume 1, 2 & 3, Transfer Channel and ISFSF for BATAN, AEA Engineering, 1993*



## ANALISIS LAJU KOROSI MATERIAL AlMg<sub>2</sub> DAN SS304 DALAM LINGKUNGAN AIR KOLAM PENYIMPANAN BAHAN BAKAR BEKAS (ISSF)

**Rahayu Kusumastuti, Geni Rina Sunaryo**

Pusat Teknologi Keselamatan Reaktor Nuklir - BATAN

Kawasan PUSPIPTEK, Serpong 15310

Email: [rahayu@batan.go.id](mailto:rahayu@batan.go.id)

### ABSTRAK

ANALISIS LAJU KOROSI MATERIAL AlMg<sub>2</sub> DAN SS304 DALAM LINGKUNGAN AIR KOLAM PENYIMPANAN BAHAN BAKAR BEKAS (ISSF). Fasilitas ISSF (Interim Storage for Spent Fuel) dimaksudkan untuk menyimpan bahan bakar bekas, terutama dari reaktor RSG-GAS. Bahan bakar bekas tersebut sebelumnya didinginkan di kolam reaktor, kemudian disimpan di fasilitas ISSF melalui Transfer Channel. Air merupakan substansi yang agresif terhadap logam yang dibasahinya sekalipun air berada dalam keadaan murni. Hal ini disebabkan karena air meskipun dalam keadaan murni akan terionisasi menghasilkan ion H<sup>+</sup> dan ion OH<sup>-</sup>. Ion H<sup>+</sup> inilah yang akan bertindak sebagai oksidator dalam proses korosi material struktur dan komponen reaktor. Oleh karena itu kualitas kimia air dalam kolam ISSF perlu dijaga. Dalam rangka menjaga integritas material kelongsong bahan bakar, maka perlu dipahami pengaruh kualitas kimia air terhadap tingkat laju korosi material tersebut. Tujuan dari penelitian ini adalah untuk mengetahui kualitas air pada kolam ISSF dan melakukan pengukuran laju korosi AlMg<sub>2</sub> (material kelongsong bahan bakar nuklir) dan SS304 (material rak penyimpanan bahan bakar bekas). Analisis kimia air dilakukan dengan pengukuran pH, konduktivitas, TDS melalui pengukuran langsung serta analisis laju korosi AlMg<sub>2</sub> dan SS304 menggunakan metode elektrokimia. Pada penelitian ini digunakan material AlMg<sub>2</sub> dan SS304 yang berasal dari material coepon saat pengamatan korosi dalam kolam ISSF. Media air yang digunakan adalah air kolam ISSF dimana pH, TDS, konduktiviti sudah diukur. Dari hasil pengukuran air kolam ISSF diketahui bahwa data kualitas kimia air adalah sebagai berikut: pH air kolam: 5,52; konduktiviti: 2,5 µS/cm, TDS: 2 mg/L serta laju korosi AlMg<sub>2</sub> adalah 0,02 mpy dan laju korosi SS304 sebesar 0,002 mpy. Dari hasil penelitian yang dilakukan dapat disimpulkan bahwa pengelolaan kualitas kimia air sudah cukup bagus. Sebagai material kelongsong pelat bahan bakar, AlMg<sub>2</sub> memiliki tebal 0,38 mm, material tersebut dapat bertahan dari serangan korosi selama lebih dari 40 tahun.

Kata kunci: kualitas kimia air, laju korosi, AlMg<sub>2</sub>, SS304, ISSF

### ABSTRACT

*ANALYSIS OF AlMg<sub>2</sub> And SS304 CORROSION RATE IN A WATER TANK STORAGE OF SPENT FUEL (ISSF). ISSF (Interim Storage for Spent Fuel) installation facility is used to store the spent fuel, especially from RSG-GAS. The spent fuel was cooled previously in a reactor tank before kept in ISSF through transfer channel. Water is an aggressive substance that towards metal even in a state of pure water. Because of the water will ionized be H<sup>+</sup> and OH<sup>-</sup> ions. H<sup>+</sup> ions as an oxidant in the process of corrosion of the material structure and reactor components. Consequently, the quality of water chemistry should be maintained. The corrosion rate of spent fuel cladding material (AlMg<sub>2</sub>) from the ISSF water is an important factor to understand, in order to keep that the integrity of that cladding material. Then, the purpose of this paper is to find out the quality of ISSF water and its influence to the corrosion rate of AlMg<sub>2</sub> (spent fuel cladding material) and the corrosion rate of SS304 (spent fuel rack material). The analysis of water chemistry is used pH-meter, conductivitymeter, TDS-meter and measurement of corrosion rate by using electrochemical methods. In this experiment, the AlMg<sub>2</sub> material and SS304 from coupon material in a surveillance of corrosion in the ISSF tank is used. From the measurement process, the quality of water chemistry is as follow: pH of ISSF water tank is 5.52, conductivity is 2,5 µS/cm and TDS is 2 mg/L. The corrosion rate of AlMg<sub>2</sub> in the ISSF water tank is 0.02 mpy and corrosion rate of SS304 is 0,002 mpy. So, that management of water chemistry in spent fuel storage is good. As a cladding material of fuel plates, 0.38 mm thick of AlMg<sub>2</sub>, the material can survive from corrosion attack for more than 40 years.*

*Keywords: Quality of water chemistry, corrosion rate, AlMg<sub>2</sub>, SS304, ISSF.*

### PENDAHULUAN

Instalasi fasilitas ISSF (*Interim Storage for Spent Fuel*) berada disamping gedung reaktor RSG-GAS yang mempunyai fungsi utama, yaitu menerima dan menyimpan sementara bahan bakar bekas dari operasi RSG-GAS, menyimpan scrap bahan bakar hasil eksperimen/material

terirradiasi dari *Radiometri Metalurgy Installation* (RMI) serta sebagai jalur perpindahan material terirradiasi dari RSG ke Batan Teknologi (Batek)/ *Radioisotope Production Installation* (RPI). Bahan bakar tersebut sebelumnya didinginkan di kolam reaktor, kemudian baru disimpan di fasilitas ISSF melalui *Transfer Channel*. Kolam fasilitas ISSF

berukuran 14,1 m x 5 m dan kedalamannya 8,0 m mampu menyimpan 1436 elemen bakar bekas. Kolam penyimpanan bahan bakar dengan volume kira-kira 995 m<sup>3</sup> air bebas mineral dan sekarang tersimpan 245 bahan bakar nuklir bekas (BBNB) yang ditempatkan dalam rak penyimpanan dengan material SS304. Elemen bakar bekas tersebut masih mengandung sejumlah uranium diperkaya dengan paparan radiasi yang sangat tinggi, maka perlu diperhatikan segi keselamatan baik komponen, instalasinya maupun terhadap pengelolanya.

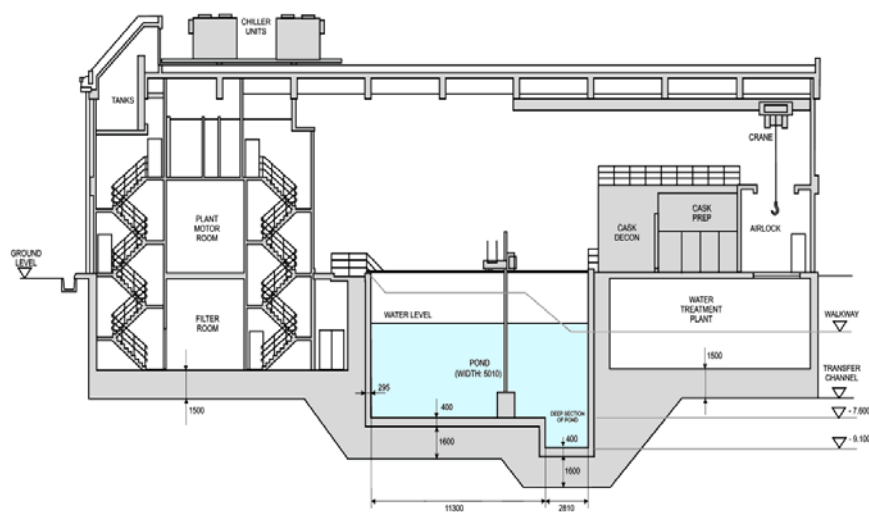
Air merupakan media penyimpanan bahan bakar bekas yang di gunakan pada kolam ISSF agar paparan radiasi bahan bakar bekas tidak keluar ke lingkungan. Oleh karena itu perlu adanya pemantauan terhadap kualitas air dan pengaruhnya terhadap proses korosi material sekitarnya. Pemantauan harus dilakukan secara rutin untuk menjamin keandalan dan keselamatan komponen pada lingkungan ISSF. Kualitas air pada air kolam ISSF menjadi subjek penting yang harus dikelola dengan baik untuk menekan proses korosi. Lingkungan air tak lepas dari pengotor debu yang berasal dari lingkungan udara sekitar. Partikel halus yang berasal dari pengotor debu yang tidak larut dalam air (debris) merupakan salah satu pemicu korosi. Adanya debris yang menempel pada permukaan material dapat menyebabkan terjadinya perbedaan potensial yang akhirnya menginisiasi terjadinya proses korosi galvanik [1].

Beberapa panduan IAEA (International Atomic Energy Agency) telah menjelaskan betapa pentingnya mengaplikasikan program pengawasan korosi untuk reaktor riset nuklir[2,3,4]. Tujuan dari penelitian ini adalah untuk mengetahui kualitas kimia air kolam ISSF besarnya laju korosi material terkait dalam lingkungan air kolam. Metode yang digunakan pada penelitian ini adalah dengan melakukan

analisis terhadap pH air, konduktivitas dan TDS serta pengukuran laju korosi pada material AlMg<sub>2</sub> sebagai material kelongsong bahan bakar dan SS304 material rak penyimpanan bahan bakar bekas dalam kolam ISSF menggunakan metode elektrokimia.

#### A. DESKRIPSI SISTEM INSTALASI ISSF

Sistem Instalasi Penyimpanan Bahan Bakar Bekas (ISSF) yang dirancang serta dibangun oleh AEA (*Atomic Energy Authority*) Technology, United Kingdom (UK-AEA) pada tahun 1993 dan mulai beroperasi pada tahun 1998. Sistem instalasi penyimpanan bahan bakar bekas ini dilengkapi satu sarana utama yang terdiri dari kolam penyimpanan bahan bakar bekas serta kanal hubung, merupakan jalur yang dilalui oleh bahan bakar bekas atau material yang teriradiasi yang akan disimpan didalam kolam penyimpanan. Kanal hubung ini menghubungkan antara instalasi penyimpanan bahan bakar bekas dengan reaktor GA-Siwabessy, *radioisotope production installation* serta *radiometri metalurgy installation*. Instalasi penyimpanan bahan bakar bekas serta sarana penunjang yang terdiri dari sistem VAC, sistem purifikasi, sistem mekanik, sistem pendingin, sistem demineralisasi, sistem proteksi radiasi seperti ditunjukkan pada Gambar 1. Kolam penyimpanan bahan bakar bekas berisi kira-kira 995 m<sup>3</sup> air bebas mineral dan saat ini menyimpan 245 bahan bakar bekas nuklir yang ditempatkan didalam rak penyimpanan bahan bakar bekas yang terbuat dari material SS304. Material ini mampu bertahan didalam kolam selama lebih dari 40 tahun tanpa mengalami efek penuaan. Namun jika kemurnian air kolam tidak dijaga, maka kemungkinan akan terjadi korosi[5].



Gambar 1. Profil sistem instalasi ISSF

## B. Sistem Pemurnian Air Kolam Bahan Bakar Bekas

Sistem ini berfungsi untuk membersihkan air dari senyawa yang sudah teraktivasi serta kotoran mekanik baik yang terlarut maupun tidak terlarut di dalam air kolam penyimpanan bahan bakar bekas (ISSF) sehingga kualitas air kolam penyimpanan dan kanal pada batas operasi (pH dan konduktivitas). Temperatur air kolam dijaga tidak boleh melebihi 35°C dengan sirkulasi air kolam melalui unit penukar panas. Pada sistem purifikasi dipasang alat ukur konduktivitas air yang berfungsi untuk mengetahui kondisi kualitas air. Jika harga konduktivitas air input dan output sama atau lebih besar, hal tersebut merupakan indikator bahwa resin sudah tidak mampu lagi menyerap

unsur pengotor air, maka harus dilakukan penggantian resin dan tidak dilakukan regenerasi[5].

## DASAR TEORI

### A. Korosi

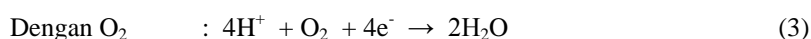
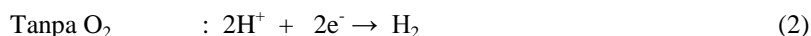
Korosi merupakan degradasi logam yang disebabkan oleh reaksi kimia atau elektrokimia dengan lingkungannya. Proses ini terjadi karena adanya kecenderungan suatu logam untuk kembali ke keadaan yang lebih stabil. Mekanisme proses korosi logam dalam air berlangsung secara elektrokimia yang terjadi secara simultan pada daerah anoda dan katoda yang membentuk rangkaian arus listrik tertutup.

1. Reaksi pada daerah anoda (oksidasi logam / korosi logam)



2. Reaksi pada daerah katoda (reduksi)

- a. Lingkungan asam



- b. Lingkungan basa atau netral



- c. Reduksi ion logam terlarut



Reaksi-reaksi diatas membentuk tahapan-tahapan untuk berlangsungnya proses korosi yang dapat dibagi dalam empat tahap sebagai berikut :

1. Larutnya logam pada anoda (proses anodik)
2. Tranfer elektron dari logam (anoda) ke penerima elektron (proses katodik)
3. Terjadinya arus ion dalam larutan
4. Terjadinya arus elektron dalam logam

Korosi akan terjadi jika terdapat selisih energi bebas antara logam dengan produk korosi akan menggambarkan logam mengalami korosi atau tidak. Selisih energi bebas ini merupakan perwujudan potensial listrik. Energi bebas ini yang menentukan apakah korosi akan berlangsung secara spontan atau tidak, agar reaksi berlangsung spontan, maka  $\Delta G$  (energi bebas) harus negatif[6].

Laju korosi yang terjadi dalam suatu lingkungan tertentu sangat ditentukan oleh tahapan-tahapan mekanisme korosi yang paling lambat. Laju korosi merupakan ukuran jarak

material terkorosi tiap satuan waktu. Satuan laju korosi yang biasa dipakai adalah  $mpy$  = milli inch per year (mpy). Ada beberapa metode yang digunakan untuk mengukur laju korosi pada logam, diantaranya adalah mengukur berat yang hilang, mengukur dimensi dan densitas arus korosi[7].

Metode polarisasi potensiodinamik merupakan suatu metoda elektrokimia yang digunakan untuk mengukur laju korosi terutama dalam lingkungan korosif. Untuk menentukan tingkat polarisasi suatu logam dilakukan dengan berbagai cara, diantaranya adalah dengan Tafel Extrapolation. Logam yang kontak dengan medium korosif mengakibatkan adanya reaksi reduksi dan oksidasi pada logam tersebut sehingga akan timbul arus. Arus yang terjadi akan menghasilkan potensial yang disebut potensial korosi ( $E_{corr}$ ), potensial daerah anoda dan katoda. Perhitungan laju korosi dapat dilakukan dengan cara : mengetahui arus anodik dan katodiknya.

Arus anodik dan katodik mengikuti persamaan Tafel :

$$\eta = \beta_A \log \frac{i_{O,M}}{i_{corr}} \quad \eta = -\beta_C \log \frac{i_{R,Z}}{i_{corr}} \dots\dots\dots (1)$$

di mana  $\eta = \text{overvoltage}$ , perbedaan antara potensial yang diberikan dari luar pada spesi logam dan potensial korosi  $\eta = E_{APP} - E_{CORR}$ ,  $\beta_A, \beta_C =$  konstanta Tafel anodik dan katodik .

$$\eta / i_{MRS} = \frac{\beta_A \beta_C}{2.3 i_{CORR} (\beta_A + \beta_C)} \dots\dots\dots (2)$$

Bila dinyatakan dengan tahanan polarisasi, maka persamaannya menjadi:

$$R_p = \Delta E / \Delta i = \frac{\beta_A \beta_C}{2.3 (i_{CORR}) (\beta_A + \beta_C)} \dots\dots\dots (3)$$

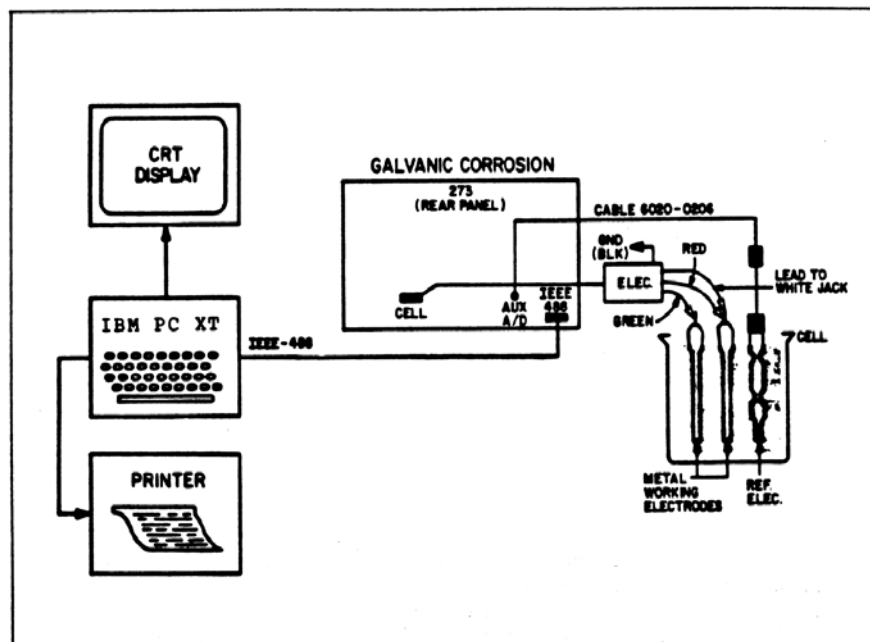
Nilai  $i_{corr}$  kemudian digunakan untuk menghitung laju korosi:

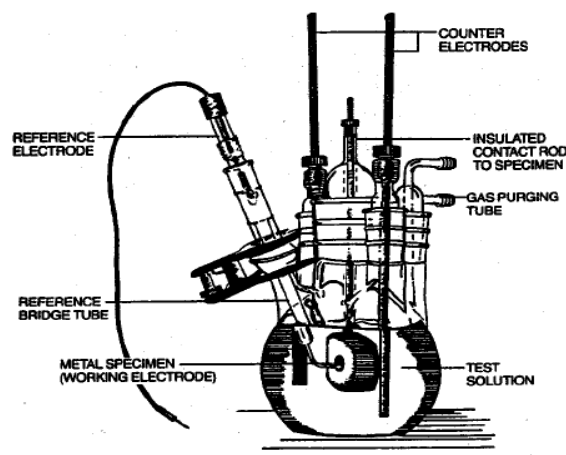
$$i_{CORR} = \frac{\beta_A \beta_C}{2.3 (R_p) (\beta_A + \beta_C)}$$

$$\text{Laju Korosi (MPY)} = \frac{0.13 i_{CORR} (EW)}{A.d} \dots\dots\dots (4)$$

EW = Berat ekuivalen (g/ekv)

A = Luas Area (cm<sup>2</sup>)





Gambar. 2. Alat uji polarisasi

## B. Parameter Kualitas Air [8] Konduktivitas Listrik.

Konduktivitas listrik air merupakan ukuran kuantitatif terhadap kemampuan air untuk menghantarkan arus listrik, satuan konduktivitas listrik air adalah  $\mu\text{S}/\text{cm}$ . Kemampuan ini bergantung pada gerakan dari ion-ion (spesi pembawa muatan listrik) yang terdapat dalam air, pada umumnya semakin banyak ion-ion yang terdapat dalam air semakin besar pula konduktivitasnya. Air murni memberikan kontribusi kecil terhadap konduktivitas listrik karena air hanya akan memberikan ion  $\text{H}^+$  dan  $\text{OH}^-$  dalam jumlah yang relatif kecil yaitu  $10^{-7}$  mol/liter. Pada suhu  $25^\circ\text{C}$  air murni mempunyai konduktivitas listrik =  $0,056 \mu\text{S}/\text{cm}$ . Air akan memiliki konduktivitas tinggi jika air mengandung berbagai impuritas terlarut dan terionisasi dalam air

### Total Desolved Solids (TDS ).

TDS (Total Desolved Solids) merupakan ukuran kuantitatif dari jumlah total bahan organik dan anorganik yang terlarut dalam air yang ditampilkan dalam satuan *part per million* (ppm) atau miligram per liter (mg/lt).

### Derajat Keasaman ( pH )

Keasaman air secara normal dapat dibayangkan sebagai bentuk konsentrasi ion hidrogen  $[\text{H}^+]$  yang terdapat dalam air. Karena ion hidrogen berada dalam konsentrasi yang sangat rendah, maka keasaman diekspresikan dalam bentuk logaritma. Derajat keasaman (pH) didefinisikan sebagai  $-\text{Log} [\text{H}^+]$ . Jadi larutan yang lebih asam maka  $[\text{H}^+]$  besar sehingga pH nya rendah. Air yang

mengandung ion  $\text{H}^+$  dan  $\text{OH}^-$  pada konsentrasi  $10^{-7}$  mol/liter maka mempunyai  $\text{pH} = 7$ . Air yang lebih asam mempunyai  $\text{pH} < 7$  dan air yang lebih basa mempunyai  $\text{pH} > 7$ . Harga pH air dapat diubah dengan menambahkan sedikit asam / basa bergantung pada total konsentrasi senyawa dalam air.

### Material AlMg<sub>2</sub>

Paduan aluminium AlMg<sub>2</sub> digunakan sebagai bahan struktur/kelongsong reaktor riset guna mengungkung bahan bakar dan hasil fisi yang timbul pada saat digunakan di reaktor[9]. Aluminium dan paduannya merupakan logam yang tahan korosi pada temperatur rendah, akan tetapi ketahanan korosinya akan turun pada temperatur tinggi. Pada temperatur tinggi aluminium dan paduannya mudah bereaksi antara lain dengan oksigen dan hidrogen[10]. Secara termodinamika logam Al adalah logam yang sangat reaktif atau mudah terkorosi, namun produk korosi yang berupa lapisan pasif oksida aluminium mampu melindungi bagian dalam dari korosi selanjutnya, sehingga korosi akan terhenti hanya dalam beberapa hari[10,4]. Lapisan pasif ini sangat protektif dan hal ini yang menyebabkan logam aluminium memiliki ketahanan korosi yang sangat baik. Pada kondisi tertentu antara lain pada pH rendah atau tinggi, temperatur tinggi, kadar oksigen terlarut tinggi dan ion  $\text{Cl}^-$ , lapisan pasif akan rusak atau larut dan menyebabkan korosi yang cukup berat[11]. Bahan paduan aluminium ini memiliki sifat yaitu tampang serapan neutron rendah, ketahanan korosi yang baik pada media air dengan pH berkisar 4,5 – 8,5, kekuatan tarik yang memadai sebagai bahan struktur, mudah dibentuk dan memiliki konduktivitas panas yang baik[9,12].



## Material SS304

Dalam reaktor RSG-GA Siwabessy, Stainless Steel 304 digunakan sebagai bahan rak penyimpanan bahan bakar nuklir. Stainless Steel 304 merupakan baja paduan dengan kandungan bahan dasar besi dengan kadar lebih dari 60%. Stainless Steel 304 mengandung sedikitnya 18% kromium, 8% nikel dan dikombinasikan dengan paling banyak 0,08 % karbon. Chromium (Cr) adalah elemen yang paling penting dalam stainless steel karena akan membentuk lapisan pasif sebagai pelindung dari peristiwa oksidasi sehingga menyebabkan material ini mempunyai sifat tahan korosi.

## TATA KERJA

### Persiapan sampel uji korosi

Bahan yang dipakai adalah paduan logam AlMg<sub>2</sub> dan SS304, AlMg<sub>2</sub> merupakan bahan yang dipakai untuk kelongsong bahan bakar serta SS304 merupakan bahan rak penyimpanan bahan bakar nuklir. AlMg<sub>2</sub> mengandung 98,09 % Al, 0,183% Mn, 0,356% Fe, 1,18 % Mg, 0,365% Cu. Sedangkan SS304 mengandung 0,019% V, 17,66 % Cr, 1,274% Mn, 71,13 % Fe, 0,735 % Co, 9,377 % Ni, 0,293% Cu, 0,298 % Mo, 0,1309% W. Bahan tersebut di potong dengan bentuk keping lingkaran dengan luas permukaan 1 cm<sup>2</sup> sebanyak 6 buah. Setelah itu benda uji tersebut dipoles dengan menggunakan kertas amplas SiC dengan ukuran kehalusan 800, 1200 mesh. Dilanjutkan dengan pencucian menggunakan alkohol panas agar sampel bebas lemak. Penyimpanan sampel siap pakai dilakukan di dalam desikator.

Air lingkungan uji korosi dilakukan dengan menggunakan air kolam ISSF. Air sampel diambil dari keluaran kolom resin yang akan masuk ke dalam kolam ISSF. Air di tampung menggunakan drigen air ukuran 5 liter dalam keadaan kondisi bersih, bebas pengotor. Air dibawa ke laboratorium kimia untuk di lakukan uji pH, konduktivitas serta TDS air.

### Pengujian Laju Korosi

Pengujian laju korosi dilakukan di laboratorium PSTBM, Serpong. Pertama-tama dilakukan persiapan instrumen potensiostat dan persiapan larutan, setelah itu sampel yang akan dikorosikan diletakkan pada pemegang cuplikan. Kemudian sampel dicelupkan ke dalam sel korosi yang berisi larutan atau media pengkorosi sebanyak 600 ml. Di dalam sel korosi, sampel ini akan berperan sebagai elektroda kerja. Setelah itu, dimasukkan elektroda bantu dan elektroda

pembanding (EKJ) ke dalam sel korosi, untuk selanjutnya ketiga elektroda tersebut dihubungkan dengan instrumen potensiostat, seperti pada Gambar 2. Selanjutnya dilakukan pengukuran *E<sub>corr</sub>* terhadap kerapatan arus dengan kecepatan *scan* 0,1 mV/det, sehingga didapatkan kurva Tafel. Pengukuran dilakukan dua kali untuk memastikan konsistensi. Dari pengukuran ini juga akan didapatkan kerapatan arus korosi (*I<sub>corr</sub>*), potensial korosi (*E<sub>corr</sub>*), dan laju korosi.

## HASIL DAN PEMBAHASAN

### Kualitas Air Kolam Penyimpanan

Parameter cuplikan air hasil purifikasi kolam ISSF seperti konduktivitas, pH serta TDS dimonitor secara periodik sebulan sekali dengan menggunakan pH-meter, konduktivimeter. pH dan konduktivitas diukur secara *online*. Adapun hasil pengukuran pH, konduktiviti dan TDS seperti tertera dalam Tabel 1.

Tabel.1. Pengukuran pH, konduktivitas, TDS pada air kolam ISSF

Uraian	pH	Konduktivitas	TDS
LAK	5,4 - 6	1,6 - 2,8 $\mu$ S/cm	-
Pengukuran	5,52	2,5 $\mu$ S/cm	2 ppm

Air merupakan substansi yang agresif terhadap logam yang dibasahnya meskipun air berada dalam keadaan murni. Hal ini disebabkan karena air akan terionisasi menghasilkan ion H<sup>+</sup> dan OH<sup>-</sup>. Air murni memberikan kontribusi kecil terhadap konduktivitas listrik karena air hanya akan memberikan ion H<sup>+</sup> dan OH<sup>-</sup> dalam jumlah yang relatif kecil yaitu 10<sup>-7</sup> mol/liter. Air akan memiliki konduktivitas tinggi jika air mengandung berbagai impuritas terlarut dan terionisasi dalam air. Pada suhu 25<sup>0</sup>C air murni mempunyai konduktivitas listrik = 0,56  $\mu$ S/cm. Hasil analisis diperoleh bahwa konduktivitas air kolam ISSF adalah sebesar 2,52  $\mu$ S/cm, hal ini masih memenuhi standar yang dipersyaratkan LAK PTLR yaitu berkisar 1,6 - 2,8  $\mu$ S/cm. Dari data tersebut dapat dikatakan bahwa kemungkinan dalam air kolam ISSF ada ion lain selain OH<sup>-</sup> dan H<sup>+</sup>.

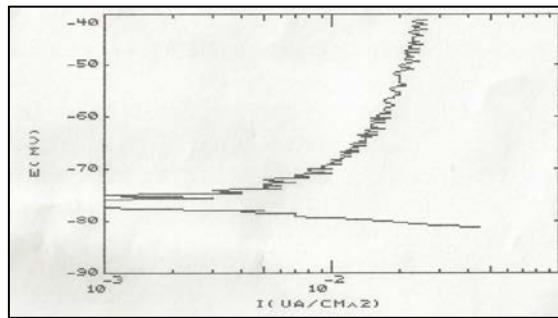
Hasil analisis pada air demineral dalam kolam ISSF mempunyai pH sekitar 5,52 (pH < 7) artinya, konsentrasi ion H<sup>+</sup> dalam air lebih besar dari 10<sup>-7</sup> mol perliter. Ion H<sup>+</sup> inilah yang akan bertindak sebagai oksidator dalam proses korosi material, sehingga ion hidrogen dalam air mempunyai peluang untuk merusak logam. Oleh karenanya sebagai langkah antisipasi maka air demineral yang digunakan sebagai pengisi kolam ISSF harus diupayakan mempunyai kualitas sangat baik yaitu



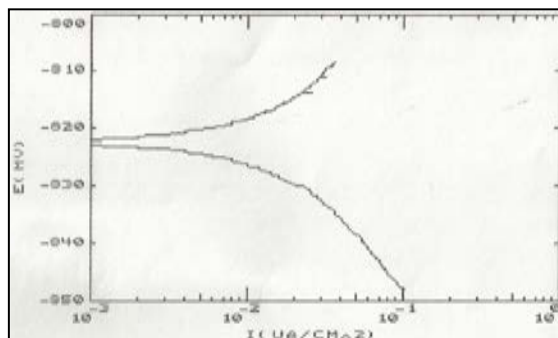
konduktivitas listriknya berkisar 1,6 - 2,8  $\mu\text{S}/\text{cm}$  dan pH 5,4 - 6. Disamping itu kondisi lingkungan disekitar kolam ISSF harus dijaga kebersihannya khususnya bebas debu dan kontaminan kimia lainnya.

### Pengukuran Laju Korosi

Pengujian korosi dengan menggunakan teknik polarisasi dimaksudkan untuk melihat ketahanan sampel terhadap oksidasi ketika diberi potensial luar. Seberapa besar kecepatan korosi pada material akan terjadi. Berikut adalah hasil pengukuran laju korosi pada material  $\text{AlMg}_2$  sebagai material kelongsong bahan bakar nuklir dan SS304 sebagai material rak penyimpanan bahan bakar bekas dan juga material tangki kolam ISSF dalam lingkungan air kolam ISSF. Adapun hasil pengukuran laju korosi, plot tafel seperti terlihat pada Gambar 3, 4. dan Tabel.1.



Gambar.3. Kurva polarisasi SS-304 dalam media air kolam ISSF



Gambar.4. Kurva polarisasi  $\text{AlMg}_2$  dalam air kolam ISSF

Tabel.2. Hasil pengukuran laju korosi  $\text{AlMg}_2$  dan SS304 dalam lingkungan air kolam ISSF

Sampel	$E_{corr}(mV)$	$I_{corr}(\mu A/cm^2)$	$\beta_a(mV)$	$\beta_c(mV)$	CR (mpy)
$\text{AlMg}_2$	-821,7	0,012	25,19	30,95	0,02
SS304	-76,5	0	24,59	5,17	0,002

Hasil pengukuran pada Tabel 2 memperlihatkan bahwa nilai potensial korosi bebas ( $E_{corr}$ ), kerapatan arus korosi ( $i_{corr}$ ), dan laju korosi dari masing-masing material berbeda-beda. Bila material/logam dimasukkan ke dalam larutan maka akan terjadi reaksi-reaksi elektrokimia pada antar muka antara logam dan larutan. Reaksi ini menghasilkan suatu potensial elektrokimia yang disebut potensial korosi ( $E_{corr}$ ). Potensial ini ditentukan oleh banyaknya muatan negatif yang terbentuk ketika logam itu dimasukkan ke dalam larutan. Pada  $E_{corr}$ , laju oksidasi sama dengan laju reduksi sehingga sistem tersebut disebut setimbang. Arus reduksi ired, terjadi pada suatu proses reduksi. Arus korosi  $i_{oks}$  terjadi oleh suatu proses oksidasi. Pada  $E_{corr}$ ,  $i_{red} = i_{oks}$  dan  $i_{total} - i_{red} + i_{oks} = 0$ . Arus yang terukur pada instrumen merupakan arus total. Bila suatu potensial yang tidak sama dengan  $E_{corr}$  diberikan pada suatu sistem maka akan terjadi polarisasi sehingga terjadi reaksi reduksi dan oksidasi, dengan demikian  $i_{red}$  dan  $i_{oks}$  pada  $E_{corr}$  dapat ditentukan.

Besar kecilnya harga potensial korosi mengindikasikan kecenderungan sampel untuk mengalami oksidasi selama berada dalam media pengkorosi. Jika potensial korosi bebas dari sampel yang terukur rendah berarti sampel tersebut mudah teroksidasi, dan jika potensial korosi dari sampel yang terukur tinggi berarti sampel mudah tereduksi. Hasil analisis memperlihatkan bahwa  $E_{corr}$  pada material  $\text{AlMg}_2$  sebesar -821,7 mV,  $E_{corr}$  SS304 sebesar -76,5 mV, hal ini mengindikasikan bahwa material  $\text{AlMg}_2$  lebih mudah teroksidasi daripada SS304. Dari kandungan unsur pada material  $\text{AlMg}_2$  dan SS304 memberikan informasi bahwa dengan adanya unsur Cr dan Ni pada material SS304, akan membentuk lapisan kromium oksida dan nikel oksida yang bersifat sebagai pelindung base material dari serangan oksida maupun ion agresif. Namun bukan berarti material/logam ini tidak bisa terkorosi. Pada dasarnya aluminium juga menghasilkan aluminium oksida jika bereaksi dengan oksigen. Aluminium oksida inilah yang akan melindungi base material dari serangan oksigen lebih lanjut. Dalam proses

melapisi base material, ternyata aluminium oksida memiliki porositas yang lebih besar dari pada pelapisan oleh krom oksida. Bisa dikatakan bahwa molekul krom oksida memiliki kerapatan tinggi dari pada molekul aluminium oksida. Sehingga lapisan krom oksida lebih melindungi base material dari serangan oksigen dari pada lapisan aluminium oksida. Hal ini didukung oleh hasil analisis laju korosi material  $Al_2Mg_3$  dan SS304. Besarnya pengukuran laju korosi pada SS304 dan  $AlMg_2$  seperti terlihat pada Tabel 1. Dimana laju korosi untuk material SS 304 dalam lingkungan air kolam ISSF sebesar 0,002 mpy dan untuk material  $AlMg_2$  dalam lingkungan yang sama 0,02 mpy. Dari pengukuran laju korosi tersebut, diperoleh informasi bahwa  $AlMg_2$  akan mengalami pengurangan ketebalan material sebesar 0,02 milimeter /th dan SS304 akan mengalami pengurangan sebesar 0,002 milimeter /tahun. Sebagai material kelongsong pelat bahan bakar,  $AlMg_2$  memiliki tebal 0,38 mm, material tersebut dapat bertahan dari serangan korosi selama lebih dari 40 tahun.

#### KESIMPULAN

Kualitas air kolam penyimpanan bahan bakar nuklir sudah cukup baik. Pengukuran menggunakan potensiostat diperoleh hasil bahwa  $E_{corr}$  pada material  $AlMg_2$  lebih kecil dari pada SS304 menunjukkan bahwa  $AlMg_2$  akan lebih mudah teroksidasi dari pada SS304, hal ini diperkuat dengan pengukuran laju korosi  $AlMg_2$  lebih besar daripada laju korosi SS304. Dari pengukuran laju korosi, diperoleh informasi bahwa  $AlMg_2$  akan mengalami pengurangan ketebalan material sebesar 0,02 milimeter /th dan SS304 akan mengalami pengurangan sebesar 0,002 milimeter /tahun. Sebagai material kelongsong pelat bahan bakar,  $AlMg_2$  memiliki tebal 0,38 mm, material tersebut dapat bertahan dari serangan korosi selama lebih dari 40 tahun.

#### DAFTAR PUSTAKA

- [1]. GENI RINA dkk, *Aplikasi Program Pengawasan Korosi Untuk Kolam Penyimpanan Reaktor RSG-GAS*, Prosiding Seminar Nasional ke-16 Teknologi dan Keselamatan PLTN Serta Fasilitas Nuklir, Surabaya, ISSN:0854-2910, (2010).
- [2]. IAEA, *Influence of Water Chemistry on Fuel Cladding Behavior*, TECDOC 927,(1993)
- [3]. IAEA , *Corrosion of Research Reactor Aluminum Clad Spent Fuel in Water*, TRS 418, (2003).
- [4]. GENI RINA , *Pengendalian Proses Korosi Pada Sistem Pendingin Sekunder RSG GAS 30MW*, Prosiding Seminar Nasional ke -19 Teknologi dan Keselamatan PLTN Serta Fasilitas Nuklir Yogyakarta, 24-25 September (2013).
- [5]. DIAH SRI RAHAYU, *Kolam BBB PTPLR*, Materi Presentasi Di Forum Kimia Air, PTKRN,Serpong,(2014).
- [6]. FONTANA, M.G, *Corrosion Engineering (3rd.ed)*, New York: Mc Graw Hill,(1987).
- [7]. SUPRIYANTO, *Pengaruh Konsentrasi Larutan NaCl 2% dan 3,5% Terhadap Laju Korosi Pada Baja Karbon Rendah* ,Skripsi, UMS-Surabaya,(2007).
- [8]. SUMIJANTO, *Diklat Manajemen Penuaan Dan Aspek Keselamatan Dari Reaktor Penelitian*, BAPETEN,Jakarta, (2005).
- [9]. MONDOLFO, L.F., *Aluminium Alloy Structure and Properties*, Butterworth, London, (1976).
- [10]. MAMAN KARTAMAN, *Ketahanan Korosi bahan Struktur  $AlMg_2$  Dalam Media Air Pasca Perlakuan Panas Dan Pendinginan*, Jurnal Teknik Bahan Nuklir Vol 1 No.2, (2005).
- [11]. Jones, D.A., *Principles and Prevention of Corrosion*, MacMillan Publishing Company, pp.520-522, (1992).
- [12]. HOOLINGSWORTH, E.H., *Corrosion Resistance of Aluminium and Aluminium Alloys*, Aluminium Company of America.
- [13]. MATERIAL PROPERTY DATA , *304 Stainless Steel*, [online], Available: <http://matweb.com/search/DataSheet.aspx?MatGUID>
- [14]. MATERIAL PROPERTY DATA,  *$AlMg_2$* , [online], Available: <http://matweb.com/search/DataSheet.aspx?MatGUID>

## STUDI PENGOLAHAN LIMBAH YANG DITIMBULKAN DARI DEKONTAMINASI ELEKTROPOLISHING *STAINLESS STEEL* 304 SECARA SINERGI ELEKTRO FILTRASI DAN PERTUKARAN ION DALAM *RESIN*

Sutoto

Pusat Teknologi Limbah Radioaktif-BATAN  
Kawasan PUSPIPTEK, Serpong 15310

### ABSTRAK

STUDI PENGOLAHAN LIMBAH YANG DITIMBULKAN DARI DEKONTAMINASI ELEKTROPOLISHING *STAINLESS STEEL* 304 SECARA SINERGI ELEKTRO FILTRASI DAN PERTUKARAN ION DALAM *RESIN*. Telah dilakukan rancangan metode pengolahan limbah dekontaminasi elektropolishing logam *stainless steel* 304 dengan metode filtrasi dan pertukaran ion dengan resin kation. Tujuannya adalah untuk mendapatkan alternatif sistem pengolahan limbah dengan kandungan kation tinggi dan memudahkan pengelolaan selanjutnya. Sistematika sinergi proses terjadi di kolom membran elektrolit nafion yang diisi serbuk penukar ion dan dibagian luarnya disekat menjadi 2 bagian yang tidak saling berhubungan secara elektrolit terkecuali melalui kolom membran terpasang. Pengikatan kation limbah yang dilewatkan kolom resin terjadi dan dipercepat pelepasannya oleh pengaruh elektroda yang bermuatan. Hasil yang didapatkan adalah sebuah sistem pengolahan limbah elektrolit yang teraplikasi dari metode pertukaran ion dan filtrasi elektrolit.

Kata kunci : Limbah cair, dekontaminasi elektropolishing, penukar ion dan elektro membran filtrasi

### ABSTRACT

*STUDY OF TREATMENT ELECTROLYT WASTE GENERATED FROM ELECTROPOLISHING DECONTAMINATION OF 304 STAINLESS STEEL BY THE SINERGY OF ELECTRO FILTRATION AND ION EXCHANGE METHODS. The preliminary design of treatment method of stainless steel 304 electropolishing decontamination waste was done by synergy of electrofiltration and ion exchange methods. The objective of study to reducing of cation soluted to minimizing concentrate and make simple in treatment conditioning. Sinergy process mechanism occur in the electro membrane column filled of cation resin and it is placed in the PVC tube. The volume space between part of column resin and part of pvc tube was divided and separated to become in 2 compartements as electrode adjusted and possible only for an passing of ionic. The cation contaminants was captured by the resin and will be released by leaching mechanism and it was high more impact of the electro diffusion. The result study is a unit protipe of electrolyt waste treatment with mechanism sinergy of ion exchange and electro filtration.*

Key words : Liquid wastes, electropolishing decontamination, ion exchange and electro membrane filtration

### PENDAHULUAN

Peralatan proses industri nuklir dirancang berkeselamatan tinggi. Bahan bahan konstruksinya dipilih yang berkualitas dengan spesifikasi tertentu, sehingga menghasilkan sistem/peralatan seperti yang ditentukan. Metal *stainless steel* adalah salah satu bahan yang banyak dipakai sebagai bahan konstruksi peralatan karena nilai ketahanan korosivitas terhadap bahan kimia dan kekuatan mekaniknya relatif tinggi. Pada pemakaiannya setelah diuji fungsi dan mendapatkan ijin beroperasi dari BAPETEN, peralatan/sistem tersebut dapat dioperasikan kinerjanya sesuai PROTAP (prosedur tetap) dan JUKLAK (petunjuk pelaksanaan) yang berlaku. Pengawasan internal dan inspeksi keselamatan dari instansi pemberi ijin operasi dilakukan secara rutin berkala waktunya. Untuk mengoptimalkan kinerja dan keselamatan prosesnya, kegiatan *maintenance*

(perawatan-perbaikan) selalu dilakukan secara rutin sesuai penjadwalannya.

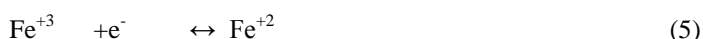
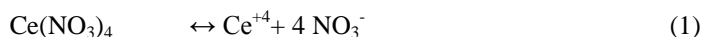
Peralatan yang telah dipakai dan bersinggungan langsung dengan zat radioaktif menjadi bersifat aktif karena permukaannya mengalami proses terkontaminasi oleh zat radioaktif. Peralatan tersebut pengelolaannya harus mengikuti peraturan keselamatan radiasi, karena berpotensi menyebarkan kontaminan dan berbahaya bagi pekerja dan lingkungan sekitarnya[1]. Untuk menanganinya, maka terlebih dahulu harus dilakukan proses dekontaminasi, yaitu dengan mengambil kontaminan-kontaminan yang menempel dipermukaan bahan tersebut sehingga tingkat radioaktivitasnya rendah dan tidak membahayakan. Metode dekontaminasi yang cepat dengan tidak merusak permukaan bahan peralatan dan tidak menimbulkan limbah sekunder banyak dicari dan dikembangkan untuk

mengoptimalkan program keselamatan radiasi dalam melakukan kegiatan *maintenance* peralatan. Lokasi keberadaan kontaminan dalam sistem peralatan yang tidak terjangkau oleh peralatan pendekontaminasi dan berada didalam lobang/pori-pori bahan merupakan kendala yang timbul dan akan dihadapi. Geometri ukuran peralatan yang besar juga merupakan hambatan di pelaksanaan dekontaminasi, sehingga perlu terlebih dahulu dilakukan tindakan *disassembling* terhadap peralatannya. Kemungkinan dampak yang ditimbulkan adalah terjadinya perubahan tingkat presisi peralatan sehingga harus *disetting* dan kalibrasi ulang. Untuk menanggulangi keadaan tersebut, maka diperlukan metode dekontaminasi setempat (*in situ*) dengan efisiensi pengambilan kontaminannya besar.

Dekontaminasi permukaan terjadi karena adanya proses pengikisan atau pelarutan bahan yang berakibat terlepasnya radio kontaminan yang terkandung didalam bahan. Proses secara basah dengan larutan kimia mempunyai kelebihan dibandingkan secara mekanik, karena dapat diarahkan sebagai fluida sehingga menjangkau tempat/lokasi kontaminan

berada. Nilai faktor dekontaminasinya relatif lebih rendah dan membutuhkan waktu lama tetapi tidak merusak permukaan bahan peralatan yang akan dipakai ulang. Berbagai jenis bahan kimia; asam sitrat dan asam oksalat dengan bahan penopang gel dapat dipakai untuk mendekontaminasi bahan *stainless steel* dengan hasil baik [2,3]. Dekontaminasi peralatan proses pemurnian uranium dan TRU (*trans uranium*) dengan solven asam kuat  $\text{HNO}_3$  memerlukan zat pendekontaminasi yang sejenis, yaitu asam kuat. Penggunaan asam sejenis tersebut untuk mengadaptasi tingkat keasaman yang ada sehingga tidak memerlukan tindakan pencucian (*flushing*) terlebih dahulu [4]. Pengembangan metode oksidasi untuk mendekontaminasi peralatan proses pemurnian bahan nuklir terus dilakukan untuk mengoptimalkan program keselamatan pekerja radiasi dan lingkungan.

Laju oksidasi permukaan logam dapat dipercepat dengan memakai senyawa pengoksidasi  $\text{Ce}(\text{NO}_3)_4$  dilakukan [4-6]. Berikut adalah reaksi oksidasi *stainless steel* dengan bahan pendekontaminasi  $\text{Ce}(\text{NO}_3)_4$  dalam larutan  $\text{HNO}_3$  :



Dari kegiatan dekontaminasi tersebut dihasilkan limbah sekunder yang mengandung kation penyusun logam SS 304 dan oksidatornya. Limbah tersebut bersifat radioaktif dan harus dikelola secara baik sehingga tidak membayakan lingkungan. Perlakuan reduksi volume perlu dilakukan untuk meminimalisasi hasil akhir pengolahan, diantaranya dengan cara pengendapan, pemisahan dan pemekatan kontaminan dari solvenya menggunakan metode *ion exchange* dengan resin penukar ion. Pada pengolahan reduksi volume limbah dengan metode penukar ion, dibutuhkan jumlah resin yang relatif besar dan prosesnya membutuhkan waktu panjang. Sehubungan dengan kendala tersebut maka perlu dilakukan penelitian peningkatan metode yang diharapkan dapat menghilangkan kendala-kendala diatas.

Perpaduan metode elektrofiltrasi dengan penukar ion dikembangkan untuk dapat dipakai sebagai alternatif metode pengolahan limbah sekunder proses dekontaminasi logam secara elektrokimia.

## TEORI

*Stainless steel* 304 adalah salah satu produk *engineering materials* besi yang banyak dipakai di proses industri. Tujuan utama pemakaiannya adalah untuk menanggulangi laju korosifitas permukaan bahan dari berbagai jenis bahan kimia tertentu, pengaruh lingkungan (*environment*) dan produk prosesnya. Karakteristik *Stainless steel* 304 terlihat pada Tabel 1. Dengan menggunakan jenis *metal alloy* tersebut, maka diharapkan waktu pemakaiannya panjang dan menurunkan periodik *maintenancenya*. Oleh karena berbagai hal yang

terjadi dalam fabrikasi peralatan, seperti pengelasan dan *mechanical attack* yang berlebihan, maka akan didapatkan cacat struktur metalurginya sehingga mengakibatkan sifat ketahanan korosifnya menurun. Berbagai jenis mekanisme korosi yang dapat terjadi pada peralatan proses adalah ; *pitting corrosion*,

*crevice corrosion*, *intergranular corrosion* dan *stress corrosion*. Proses terkontaminasinya peralatan terjadi karena celah atau pori-pori permukaan yang ditimbulkan dari proses korosi tersebut termasuk zat radioaktif yang mengakibatkan bersifat radioaktif.

Tabel 1. Karakteristik *stainless steel* jenis 304 [6]

Jenis alloy	Komposisi % berat	Tensile	Strength
		ksi	MPa
304	19Cr, 10 Ni	84	580
304L	19Cr,10 Ni, 0,003C	81	559

Oleh karena keberadaan zat radioaktif (kontaminan) ada didalam lobang atau pori-pori peralatan, maka cara pengambilannya relatif sulit jika tanpa merusak permukaannya. Karena tinjauan nilai ekonomis peralatan mahal dan spesifik, maka cara dekontaminasinya harus mempertimbangkan tingkat kerusakan yang akan ditimbulkan. Salah satu cara adalah dengan memperbesar diameter lobang/pori-pori hasil korosi. Metode elektrokimia dengan oksidator

$Ce(NO_3)_4$  dimungkinkan dapat memperlebar diameter lobang sehingga zat radioaktif dapat terlepas bersama hasil oksidasi pengikisan bahan peralatannya. Sebagai pertimbangan nilai besarnya potensial standart  $Ce^{+4} > Fe^{+3} > Cr^{+3} > Ni^{+2}$ , sehingga Ce berperan sebagai katoda yang dapat mengoksidasi logam-logam penyusun metal alloy *stainless steel* 304. Berbagai nilai potensial elektroda standar terlihat pada Tabel 2.

Tabel 2. Nilai potensial standar penyusun alloy *stainless steel* 304[6,7]

Transformasi	Potensial (volt)
$Ce^{+4} + e^- \leftrightarrow Ce^{+3}$	+1,61
$Fe^{+3} + e^- \leftrightarrow Fe^{+2}$	+0,771
$Fe^{+2} + e^- \leftrightarrow Fe$	-0,440
$Ni^{+2} + 2 e^- \leftrightarrow Ni$	-0,24
$Cr^{+3} + 3 e^- \leftrightarrow Cr$	-0,74

**TATA KERJA**

**Bahan yang dipakai**

- Elektroda plat *stainless steel* berukuran panjang x lebar x tebal : 12x1x0,4 cm
- Larutan  $Fe(NO_3)_3$ ,  $Ni(NO_3)_2$  dan  $Cr(NO_3)_3$  masing-masing berkonsentrasi 0,1 M
- Larutan  $HNO_3$  berkonsentrasi 0,001 M
- *Glass wool*
- Membran elektrolit nafion

- Pipa PVC berdiameter ¾ inch dan 4 inch
- Lem PVC
- Resin penukar ion

**Peralatan**

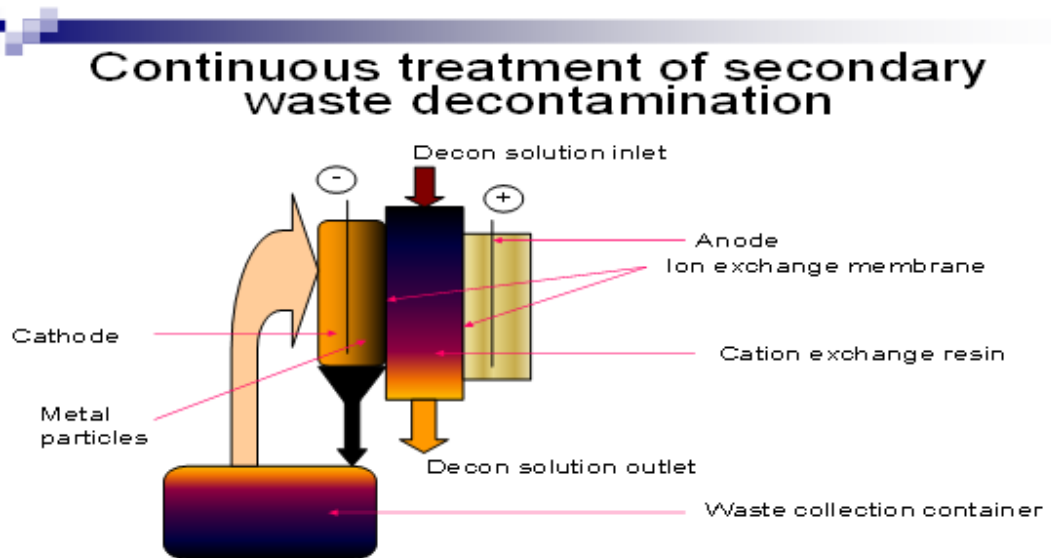
- Peralatan gelas laboratorium
- Timbangan analitik
- Peralatan bengkel mekanik
- *Shaking machine*
- Pengaduk magnet



## Metode

Penelitian pengembangan metode pengolahan limbah sekunder dekontaminasi peralatan terbuat dari alloy stainless steel 304

dilakukan dengan menggabungkan proses elektrofiltrasi dengan proses penukar ion. Sistematika prosesnya seperti terlihat pada Gambar 1.



Gambar 1. Sistematika pengolahan limbah sekunder proses dekontaminasi elektrokimia

Sistemnya dirancang dengan memperhatikan tingkat keasaman limbah dan bahan elektrodanya dipilih berdasarkan kemudahan didapatkan dipasaran lokal dan juga tahan terhadap tingkat keasaman limbahnya. Sebagai bahan pengujian sistem, nantinya dilakukan

dengan mengumpulkan limbah simulasi dari komponen logam penyusun *alloy stainless steel* 304. Tahapan awal dilakukan dengan menyusun peralatan dari bahan terqualifikasi tahan asam dan mudah pengerjaannya dengan peralatan bengkel sederhana.



Gambar 2. Rangkaian sistem pengolahan limbah sekunder dekontaminasi logam



## HASIL DAN PEMBAHASAN

Bahan kolom dan sel elektrokimia yang dipilih adalah PVC (*poly vinyl chloride*), bahan tersebut mempunyai ketahanan korosif terhadap asam yang tinggi dan mudah dibentuk dengan peralatan bengkel sederhana. Bahan tersebut relatif tahan terhadap panas sampai temperatur 80<sup>0</sup> C, sehingga diperkirakan mampu menanggulangi panas yang timbul dari pengaliran arus listrik di kedua elektrodanya. Disamping juga bukan merupakan bahan bersifat konduktor listrik yang dapat mengganggu terjadinya proses polarisasi muatan listrik. Hasil rangkaian sistem pengolahan limbah sekunder proses dekontaminasi logam terlihat pada Gambar 2.

Konfigurasi sistem terdiri dari kolom terbuat dari membran elektrolit nafion yang terstruktur penguat dalam pipa PVC dan berisi

resin penukar ion. Dari bagian atas pipa tersebut limbah diumpankan, sehingga akan kontak dan berinteraksi dengan resin. Proses pertukaran kation limbah dengan kation resin akan berjalan dan mengakibatkan terjadinya peningkatan kandungan kation limbah dalam resin. Transfer dan mobilisasi kation limbah ke resin berjalan. Oleh pengaruh polarisasi yang dibangkitkan dari elektroda, maka kation-kation limbah akan bergerak menuju katoda untuk melakukan reaksi reduksi. Pergerakan katio-kation menuju permukaan katode dibatasi oleh pori-pori membran elektrolit nafion, sehingga mengakibatkan hanya kation-kation yang berukuran lebih kecil dari ukuran pori-pori membran yang dapat melakukan reaksi reduksi di permukaan katoda. Proses tersebutlah yang mengakibatkan terjadinya selektifitas dan fraksinasi kandungan limbah. Berbagai ukuran kation logam terlihat pada tabel 3.

Tabel 3. Berbagai ukuran kation limbah[5]

Kation	Jari-jari (nm)	Kation	Jari-jari (nm)
Fe <sup>0</sup>	0,064	Zn <sup>0</sup>	0,125
Fe <sup>2+</sup>	0,074	Zn <sup>2+</sup>	0,074
Fe <sup>3+</sup>	0,064	Au <sup>0</sup>	0,134
Ni <sup>0</sup>	0,115	Au <sup>+</sup>	0,137
Ni <sup>2+</sup>	0,069	Au <sup>3+</sup>	0,090
Cr <sup>0</sup>	0,118	Ag <sup>0</sup>	0,134
Cr <sup>3+</sup>	0,063	Ag <sup>+</sup>	0,126
Cr <sup>6+</sup>	0,052	Cu <sup>0</sup>	0,117
Mn <sup>0</sup>	0,117	Cu <sup>+</sup>	0,096
Mn <sup>7+</sup>	0,046	Cu <sup>2+</sup>	0,072
		Zn <sup>0</sup>	0,125

Kemudian intensitas fraksinasi kation limbah dapat juga dilakukan dengan pengaturan potensial tegangan kedua elektroda. Beberapa besaran potensial tegangan E<sup>0</sup> dari logam terlihat pada tabel 4.

Tabel 4. Nilai potensial elektroda berbagai logam[5-7]

Logam	Reaksi Reduksi	Potensial arus E <sub>0</sub> (volts)
Emas	$Au^{+} + e^{-} \rightarrow Au_{(padat)}$	+ 1,70
	$Au^{3+} + 3 e^{-} \rightarrow Au_{(padat)}$	+1,50
Perak	$Ag^{2+} + e^{-} \rightarrow Ag^{+}$	+1,98
	$Ag^{+} + e^{-} \rightarrow Ag_{(padat)}$	+0,80
Tembaga	$Cu^{2+} + 2e^{-} \rightarrow Cu_{(padat)}$	+0,34
	$Cu^{2+} + e^{-} \rightarrow Cu^{+}$	+0,15
Nikel	$Ni^{2+} + 2 e^{-} \rightarrow Ni_{(padat)}$	-0,25
Cobalt	$Co^{2+} + 2 e^{-} \rightarrow Co_{(padat)}$	-0,28

## KESIMPULAN

Didapatkan rangkaian sistem pengolahan limbah sekunder dekontaminasi peralatan berbahan stainless steel yang merupakan penggabungan metode elektro filtrasi dengan metode penukar ion. Pengujian awal terhadap kebocoran dan pengaliran limbah simulasinya berjalan baik dan perlu dioptimalisasi dengan sampel limbah simulasi.

## DAFTAR PUSTAKA

- [1]. BAPETEN “ *Ketentuan Keselamatan Untuk Pengelolaan Limbah Radioaktif*” Perka No. 03/Ka. Bapeten/ V-1999
- [2]. MULYONO DARYOKO " *Dekontaminasi Permukaan Baja Tahan Karat Dengan Metoda Kimia Berbasis Asam Sitrat*" Prosiding Seminar Nasional Pengelolaan Limbah VIII , PTLR-BATAN, 2010
- [3]. SALIMIN ZAINUS " *Dekontaminasi Glove Box Dengan Asam Oksalat dan Bahan Penopang Gel*" Pertemuan dan Presentasi Ilmiah Pengolahan Limbah I, Serpong 10-11 Desember 1977
- [4]. IICHI INADA “ *Development of Electropolishing Decontamination Techniques for Surface Contamination TRU Waste*” Annual Meeting of The Energy Society of Japan 1986
- [5]. KHOPKAR S. M. " *Konsep Dasar Kimia Analitik*" Penerbit Universitas Indonesia, Jakarta, 1990
- [6]. WILLIAM F. SMITH “ *Principles of Materials Science And Engineering*” McGraw- Hill, Inc, International Edition, USA,1996
- [7]. TONY BIRD " *Physical Chemistry For University*" Gramedia Pustaka Utama, 1993

## PENYIMPANAN BAHAN BAKAR NUKLIR BEKAS PLTN 1000 MWe SISTEM KERING CASK STORAGE

Subiarto, Cahyo Hari Utomo, Dwi Luhur Ibnu Saputra

Pusat Teknologi Limbah Radioaktif – BATAN

Kawasan PUSPIPTEK, Serpong 15310

### ABSTRAK

*PENYIMPANAN BAHAN BAKAR NUKLIR BEKAS PLTN 1000 MWe SISTEM KERING CASK STORAGE.*

Telah dilakukan pengkajian tentang penyimpanan bahan bakar nuklir bekas (BBNB) dari PLTN 1000 MWe dengan sistem kering *cask storage*. Jumlah BBNB yang ditimbulkan dari pengoperasian PLTN 1000 MWe adalah sebanyak 64 bundel per 18 bulan atau 29,805 MtU per 18 bulan. Setelah disimpan dalam kolam air (*wet storage*) selama 3-5 tahun, BBNB kemudian dipindahkan ke tempat penyimpanan kering untuk jangka waktu yang lebih lama. Ada banyak metoda penyimpanan kering, salah satunya adalah *dry cask storage* yang akan dikaji dalam pengkajian dan penelaahan ini. *Dry cask storage* telah lazim digunakan sebagai tempat penyimpanan BBNB di negara-negara yang telah mengoperasikan PLTN dan selama ini operasi penyimpanan BBNB telah berlangsung dengan baik selama puluhan tahun tanpa kendala yang berarti.

Kata Kunci : bahan bakar nuklir bekas, pembangkit listrik tenaga nuklir (PLTN), *dry cask storage*.

### ABSTRACT

*STORAGE OF NPP's 1000 MWe SPENT NUCLEAR FUEL WITH DRY CASK STORAGE SYSTEM.*

*Assesment about storage of spent nuclear fuel (SNF) from Nuclear Power Plant (NPP)'s 1000 MWe with dry cask storage system have been done. The amount of spent nuclear fuel generated from operation of NPP 1000 MWe was as much as 64 bundles per 18 months or 29.805 MtU per 18 months. After being stored in a pool of water (wet storage) for 3-5 years, spent nuclear fuel then transferred to dry storage for longer periods of time. There were many methods of dry storage system, one was the dry cask storage which will be examined in this assessment and review. Dry cask storage has been customarily used as storage of spent nuclear fuel in countries that have been operating NPP's and this spent nuclear storage operation has been ongoing well for decades without the constraints of meaning.*

*Keywords : spent nuclear fuel, nuclear power plant (NPP), dry cask storage.*

### PENDAHULUAN

Operasi PLTN menimbulkan bahan bakar nuklir bekas (BBNB). Untuk menjamin keselamatan pekerja dan masyarakat serta lingkungan, BBNB ini harus dikelola dengan tepat. Setelah disimpan dalam kolam reaktor selama periode waktu sekitar 5 tahun, selanjutnya BBNB disimpan dalam fasilitas penyimpanan sistem kering. Ada beberapa macam fasilitas penyimpanan sistem kering ini, salah satunya sistem *cask storage* yang akan dibahas dalam pengkajian ini.

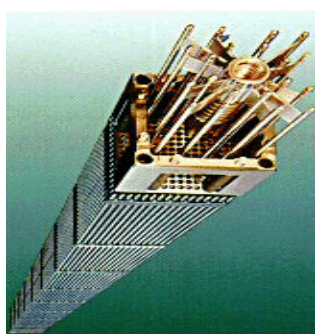
Indonesia direncanakan akan membangun beberapa PLTN tipe PWR (*Pressurized Water Reactor*) dengan kapasitas masing-masing 1000 MWe (*Mega Watt electric*). Kondisi saat ini, Indonesia belum

memiliki PLTN, sehingga BBNB yang ditimbulkannya berasal dari ke-3 reaktor penelitian yang ada di Serpong, Bandung dan Yogyakarta dengan dimensi yang berbeda dari BBNB reaktor PLTN. Tanggung-jawab PTLR-BATAN saat ini adalah mengelola BBNB dari reaktor di Serpong dengan aman dan selamat. Ke depan, dengan beroperasinya PLTN, maka PTLR juga harus sudah siap mengelola BBNB dari PLTN tersebut.

Sebagaimana tertuang dalam Kebijakan Energi Nasional (KEN) 2003 – 2020 yang telah disusun oleh Departemen Energi dan Sumber Daya Mineral (ESDM), pemenuhan kebutuhan listrik nasional dilakukan melalui diversifikasi pembangkitan listrik. Salah satu pilihan pembangkitan energi listrik yang akan dibangun adalah PLTN.

Adanya rencana memasukkan energi nuklir dalam sistem pemasok energi nasional melalui pembangunan PLTN tersebut maka akan mulailah era industri nuklir di Indonesia. Guna menghadapi pengelolaan bahan bakar nuklir bekas dalam waktu dekat maupun dalam jangka panjang, untuk reaktor pembangkit daya listrik, maka perlu dipelajari perkembangan teknologi pengelolaan bahan bakar nuklir bekas.

Bahan bakar nuklir bekas (BBNB) adalah bahan bakar nuklir yang telah selesai digunakan untuk menghasilkan energi listrik



Gambar 1. Contoh Perangkat Bahan Bakar tipe PWR [2]

BBNB dalam pengelolaannya tergantung pada opsi siklus daur bahan bakar nuklir yang dianut negara bersangkutan. Ada dua macam siklus bahan bakar nuklir (BBN), yaitu siklus BBN terbuka dan siklus BBN tertutup. Pada awal industri PLTN asumsi yang diterima dalam pengelolaan adalah BBNB akan diolah ulang, uranium dan plutonium digunakan kembali sebagai bahan bakar nuklir (disebut siklus BBN tertutup). Situasi ini muncul sebagai konsekuensi atas perkiraan besar terhadap pertumbuhan program PLTN dan kurangnya ketersediaan uranium. Namun demikian perubahan pertumbuhan PLTN, penemuan sumber-sumber uranium baru dan penggunaan material dapat belah dari senjata nuklir membuat program olah ulang BBNB tidak berkembang. Teknologi olah ulang tersedia dan teruji, beberapa negara telah memutuskan untuk mengimplementasikannya dalam program PLTN mereka. Beberapa negara atau pengguna listrik menganggap lebih menguntungkan untuk mengimplementasikan siklus terbuka, dimana BBNB yang dikeluarkan dari teras reaktor disimpan,

dalam operasi PLTN, biasanya berbentuk perangkat bahan bakar (*fuel assembly*). Bahan bakar nuklir umumnya dipakai di dalam PLTN selama beberapa tahun sebelum kehilangan kemampuan untuk menghasilkan energi. Saat PLTN beroperasi proses pembelahan inti berlangsung, energi dilepaskan dan di dalam bahan bakar terbentuk produk fisi dan aktinida hasil aktivasi. Umumnya BBNB kelihatan sama persis seperti ketika pertama kali dimasukkan ke dalam reaktor [1] Gambar 1 memperlihatkan contoh perangkat bahan bakar nuklir PWR.

Assembly : 17x17

Berat uranium : 461,4 kg

Berat  $UO_2$  : 523,4 kg Berat perangkat : 657,9 kg

Berat logam : 134,5 kg

setelah jangka waktu tertentu BBNB akan dikondisioning dan dibuang langsung ke fasilitas *repository* pada formasi geologi. Kedua pendekatan siklus terbuka dan tertutup masing-masing mempunyai kelebihan dan kekurangan.

Pada makalah ini dilakukan pengkajian penyimpanan BBNB dengan metoda sistem kering *dry cask storage*, dengan tujuan mendapatkan data dan spesifikasi *dry cask storage* untuk tempat penyimpanan BBNB sebelum langkah berikutnya dilakukan, yakni olah-ulang atau penyimpanan lestari di formasi geologi dalam.

## DATA DAN PEMBAHASAN

### BBNB dari PLTN 1000 MWe

Bahan bakar nuklir bekas adalah limbah radioaktif padat aktivitas tinggi, jumlah BBNB yang ditimbulkan dari pengoperasian PLTN 1.000 MWe sebanyak 64 bundel per 18 bulan atau 29,805 MtU per 18 bulan seperti ditunjukkan Tabel 1.

Tabel 1. Jumlah Limbah BBNB yang Dihasilkan oleh Reaktor PLTN 1000 MWe [3]

Tahun	JUMLAH BAHAN BAKAR (MtU)									
	REAKTOR-1		REAKTOR-2		REAKTOR-3		REAKTOR-4		ALL REAKTOR	
	FF	SNF	FF	SNF	FF	SNF	FF	SNF	MT FF	SNF
2020	89,4	0	0	0	0	0	0	0	89,4	0
2021	19,87	29,805	89,4	0	0	0	0	0	109,27	29,805
2022	19,87	29,805	19,87	29,805	0	0	0	0	39,74	59,61
2023	19,87	0	19,87	29,805	0	0	0	0	39,74	29,805
2024	19,87	29,805	19,87	0	0	0	0	0	39,74	29,805
2025	19,87	29,805	19,87	29,805	0	0	0	0	39,74	59,61
2026	19,87	0	19,87	29,805	0	0	0	0	39,74	29,805
2027	19,87	29,805	19,87	0	89,4	0	0	0	129,14	29,805
2029	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	29,805	89,4	0	149,01	89,415
2030	19,87	0	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	29,805	79,48	89,415
2031	19,87	29,805	19,87	0	19,87	0	19,87	29,805	79,48	59,61
2032	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	0	79,48	89,415
2033	19,87	0	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	29,805	79,48	89,415
2034	19,87	29,805	19,87	0	19,87	0	19,87	29,805	79,48	59,61
2035	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	0	79,48	89,415
2036	19,87	0	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	29,805	2031	19,87
2037	19,87	29,805	19,87	0	19,87	0	19,87	29,805	2032	19,87
2038	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	0	2033	19,87
2039	19,87	0	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	29,805	2034	19,87
2040	19,87	29,805	19,87	0	19,87	0	19,87	29,805	2035	19,87
2041	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	0	2036	19,87
2042	19,87	0	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	29,805	2037	19,87
2043	19,87	29,805	19,87	0	19,87	0	19,87	29,805	2038	19,87
2044	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	0	2039	19,87
2045	19,87	0	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	29,805	2040	19,87
2046	19,87	29,805	19,87	0	19,87	0	19,87	29,805	2041	19,87
2047	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	0	2042	19,87
2048	19,87	0	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	29,805	2043	19,87
2049	19,87	29,805	19,87	0	19,87	0	19,87	29,805	2044	19,87
2050	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	0	2045	19,87
2051	19,87	0	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	29,805	2046	19,87
2052	19,87	29,805	19,87	0	19,87	0	19,87	29,805	2047	19,87
2053	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	0	2048	19,87
2054	19,87	0	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	29,805	2049	19,87
2055	19,87	29,805	19,87	0	19,87	0	19,87	29,805	2050	19,87
2056	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	0	2051	19,87
2057	19,87	0	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	29,805	2052	19,87
2058	19,87	29,805	19,87	0	19,87	0	19,87	29,805	2053	19,87
2059	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	0	2054	19,87

2060	19,87	0	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	29,805	2055	19,87
2061	19,87	29,805	19,87	0	19,87	0	19,87	29,805	2056	19,87
2062	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	0	2057	19,87
2063	19,87	0	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	29,805	2058	19,87
2064	19,87	29,805	19,87	0	19,87	0	19,87	29,805	2059	19,87
2065	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	29,805	19,87	0	2060	19,87
2020-2065	963,68	894,15	943,81	864,345	824,59	754,125	804,72	715,32	3536,8	3218,94

Pada tahap pertama direncanakan akan dibangun 4 unit PLTN. Pada Tabel 1, PLTN pertama (Reaktor -1) diasumsikan beroperasi pada awal tahun 2020, pemuatan pertama bahan bakar segar (*fresh fuel/FF*) adalah 89,4 MtU, kemudian setelah iradiasi selama 18 bulan sebanyak 29,805 MtU menjadi bahan bakar nuklir bekas (*spent nuclear fuel/SNF*) [3]. Kemudian Reaktor-2 mulai beroperasi pada tahun 2021. Reaktor-3 mulai tahun 2027, dan Reaktor-4 mulai beroperasi tahun 2029. Masing-masing reaktor setelah beroperasi, *SNF* tahun ke-

2 dan ke-3 yang dikeluarkan adalah sama 29,805 MtU, kemudian *SNF* pada tahun ke-4 tidak ada (nol). Hal ini karena reaktor tidak beroperasi. Demikian seterusnya untuk periode-periode tahun-tahun berikutnya.

Bahan bakar nuklir PLTN jenis PWR 1.000 MeW mempunyai nilai bakar (*burn up*) dan persen pengayaan U-235 yang bervariasi, seperti ditunjukkan pada Tabel 2. Bahan bakar PLTN yang digunakan mempunyai *burn up* 50.000 MWD/ton U [3].

Tabel 2. Hubungan Nilai Bakar, Persen Pengayaan dan Jumlah Uranium yang Diperkaya dalam Satu Siklus/Catu Bahan Bakar (18 Bulan) [3]

Nilai Bakar ( <i>Burn-Up</i> ) MWD/ton U	Persen Pengayaan U-235	Ton Uranium Sisa per Siklus (18 bulan)
35.000	3,227 %	42,57
40.000	3,651 %	37,25
45.000	4,079 %	33,11
50.000	4,51 %	29,8
55.000	4,953 %	27,09
60.000	5,398 %	24,83

### Fasilitas Penyimpanan Sementara Bahan Bakar Nuklir Bekas (FPSBBNB)

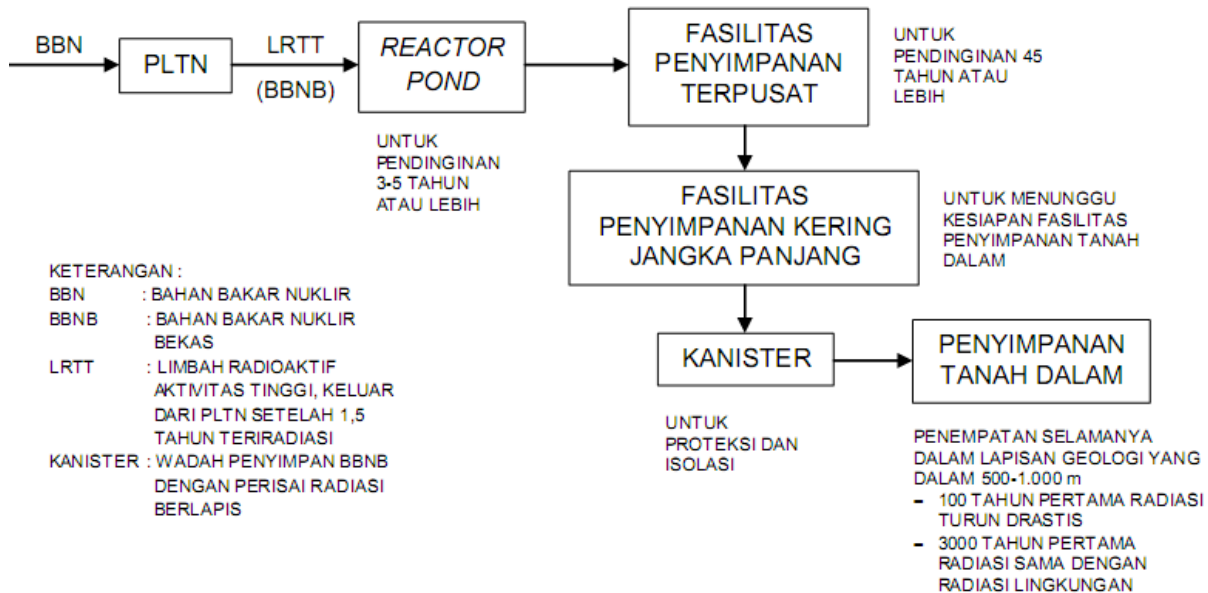
Dalam reaktor nuklir, bahan bakar menghasilkan neutron dan panas selama periode operasi. Bahan bakar dikeluarkan dari reaktor bila umur ekonomisnya telah dicapai (berdasarkan desain), bahan bakar tersebut menjadi bahan bakar bekas. Bahan bakar bekas mengandung unsur-unsur radioaktif hasil fisi, elemen transurium dan

hasil aktivasi. Bahan bakar tersebut mengeluarkan panas dan radiasi yang ditimbulkan oleh peluruhan unsur-unsur radioaktifnya. Sasaran utama pengelolaan BBNB adalah bahan bakar tersebut harus disimpan secara aman, ekonomis dan memenuhi ketentuan keselamatan terhadap manusia dan lingkungan [4,5]. Bahan bakar nuklir bekas tersebut setelah keluar dari reaktor disimpan dalam kolam penyimpanan (*reactor pond*)



selama 3-5 tahun atau lebih untuk peluruhan aktivitas dan panas. Selanjutnya BBNB dipindah ke fasilitas penyimpanan sementara di lokasi PLTN yang mampu menyimpan bahan bakar selama periode panjang 45 tahun atau lebih. Setelah itu BBNB dipindah ke fasilitas

penyimpanan lestari. Saat ini pengelolaan BBNB di Indonesia sesuai dengan regulasi yang berlaku menganut sistem bahan bakar nuklir terbuka, pengelolaan BBNB ditunjukkan pada Gambar 2.



Gambar 2. Strategi dan Program Pengelolaan Limbah Radioaktif untuk PLTN di Masa yang akan Datang [4,6,7]

### Penyimpanan BBNB Sistem Kering

Penyimpanan kering akan lebih baik dari segi kerusakan perangkat BBNB terutama terhadap korosi sehingga BBNB akan tahan lebih lama dalam sistem penyimpanan kering. Pada sistem penyimpanan basah BBNB diharapkan tahan sampai 50 tahun, sedangkan pada sistem kering diharapkan tahan sampai 100 tahun, pendinginan kering dengan udara merupakan pilihan yang lebih baik dari pada pendinginan kolam air. Namun demikian, sistem penyimpanan kering mempunyai kapasitas perpindahan panas yang rendah sehingga tidak dapat digunakan untuk BBNB yang baru keluar dari teras reaktor. Oleh karena itu penyimpanan sistem kering banyak digunakan untuk penyimpanan sementara BBNB di luar lokasi reaktor, *AFR* (*Away From Reactor*)

Sistem penyimpanan sementara BBNB tipe kering menggunakan udara sebagai media pendingin. Perpindahan panas yang terjadi pada sistem tempat penyimpanan BBNB tipe kering

meliputi panas konveksi yang terakumulasi pada dinding, panas tempat penyimpanan yang diambil secara konveksi oleh pendingin melalui pengaliran udara dan laju massa alir yang dibutuhkan oleh udara masuk.

Sistem penyimpanan sementara BBNB tipe kering terbagi dari 4 jenis, yaitu [8]:

#### 1. *Vault Storage*

Struktur fasilitas penyimpanan ini meliputi *shell* beton yang besar dengan rak penyimpanan atau lobang penyimpanan. *Canister* ditumpuk 1 atau 2 tingkat. *Vault Storage* ada dua macam, yaitu yang menggunakan udara pendingin secara konveksi paksa dan konveksi alam. Sebagai perisai adalah beton dan wadahnya (kelongsong bahan bakar dan *canister*). Laju dosis permukaan yang diperkenankan kurang dari 2 mrem/jam pada permukaan gedung. Sebagai pelindung pada *vault storage* dengan konveksi paksa adalah *canister*, kelongsong dan bangunan, sedangkan untuk konveksi alam adalah *canister* dan kelongsong. BBNB yang

disimpan secara *vault storage* telah mengalami pendinginan 5 tahun atau lebih. Untuk menjamin keutuhan BBNB selama penyimpanan maka dilakukan pemantauan temperatur dan temperatur udara pendingin "*cask*". *Vault Storage* secara konveksi paksa telah dioperasikan di Wylfa-Inggris untuk bahan bakar jenis *Magnox* dan di Moderex – Switzerland. *Vault Storage* secara konveksi alam telah dioperasikan di Inggris untuk bahan bakar jenis *LWR (Light Water Reactor)*.

## 2. *Drywell Storage*

Struktur fasilitas penyimpanan ini meliputi pipa besi baja dan beton, dengan perisai tanah beton dan besi baja. Perlengkapan *drywell* dibatasi oleh pengambilan panas dan kritikalitas. Sebagai pelindung adalah *canister*, kelongsong dan *drywell*. BBNB yang disimpan secara *drywell storage* adalah BBNB yang telah mengalami pendinginan selama 3-5 tahun atau lebih. Untuk menjamin keutuhan BBNB selama penyimpanan maka dilakukan pemantauan temperatur permukaan *canister* dan *drywell*, temperatur dan radioaktivitas udara pendingin dalam *drywell storage* untuk penyimpanan. Penyimpanan dengan metoda *drywell storage* ini sedang diuji coba di Amerika Serikat.

## 3. *Silo Storage*

Struktur fasilitas penyimpanan ini meliputi silo dan plat besi baja. Diameter dalam silo 1,2–1,6 m dan tinggi 5,5-6,6 m. Bahan perisai adalah beton dan besi baja. Laju dosis yang diperkenankan adalah lebih kecil daripada 2 mrem/jam pada permukaan luar silo. Sebagai pelindung pada penyimpanan adalah *canister*, kelongsong dan *over package* (dengan aliran udara atau tanpa aliran udara) . BBNB yang disimpan secara *silo storage* adalah yang telah mengalami pendinginan selama 5 tahun atau lebih. Untuk menjamin keutuhan BBNB selama penyimpanan, dilakukan pemantauan temperatur *canister* dan radioaktivitas udara dalam silo.

## 4. *Cask Storage*

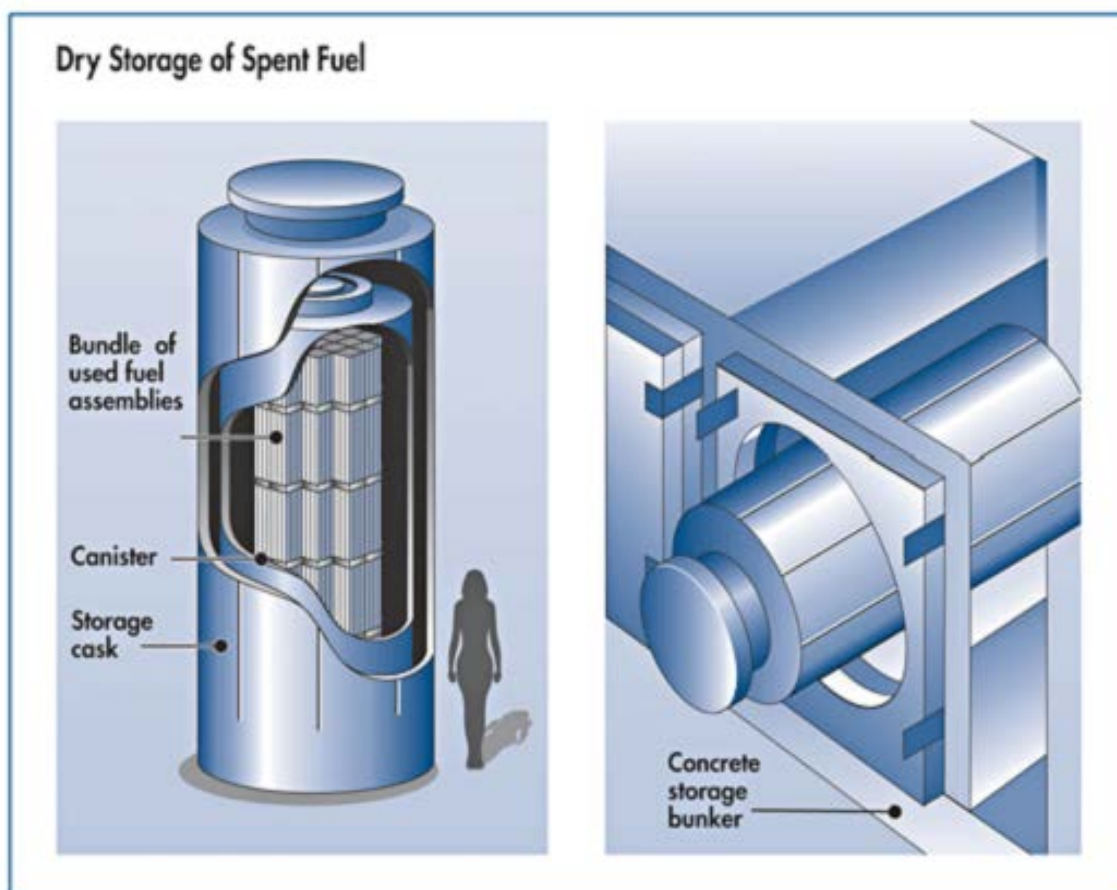
Struktur fasilitas penyimpanan ini meliputi wadah (*cask storage*) dan bangunan penyimpanan dengan struktur "*reinforced*

*cement*". *Cask storage* untuk BBNB jenis *LWR* di *USA* berukuran diameter luar 2,0-2,5 m, tinggi 6,4-7,0 m dan berat 90-120 ton. Bahan perisai terdiri dari Pb dan bahan perisai netron, besi tuang nodular dan perisai netron. Laju dosis yang diperkenankan adalah 200 mrem/jam pada permukaan *cask* dan 10 mrem/jam pada jarak 1 m dari permukaan *cask*. Sebagai pelindung adalah *cask* dan kelongsong bahan bakar. Bahan bakar yang disimpan secara *cask storage* adalah yang telah mengalami pendinginan selama 5 tahun atau lebih. Untuk menjamin keutuhan BBNB selama penyimpanan, maka dilakukan pemantauan kebocoran *cask*.

## *Dry Cask Storage*

*Dry cask storage* adalah metode penyimpanan limbah radioaktif tingkat tinggi, seperti bahan bakar nuklir bekas yang telah didinginkan dalam kolam bahan bakar untuk setidaknya satu tahun atau paling lama sepuluh tahun.[9,10] *Casks* adalah biasanya silinder baja yang dilas atau dikunci tertutup. Batang bahan bakar di dalam dikelilingi oleh gas inert. Idealnya, wadah silinder baja memberikan penangkalan kebocoran bahan bakar yang ketat. Setiap silinder dikelilingi oleh tambahan baja, beton, atau bahan lain untuk memberikan perlindungan terhadap radiasi bagi pekerja dan anggota masyarakat.

Ada berbagai desain sistem *dry cask storage*. Beberapa desain, meletakkan silinder baja yang mengandung bahan bakar secara vertikal dalam beton; desain lainnya mengorientasikan silinder secara horizontal. Kubah beton menyediakan perlindungan terhadap radiasi. Desain *Cask* lainnya mengorientasikan silinder baja secara vertikal pada landasan beton di tempat penyimpanan *dry cask* dan menggunakan genteng beton dan lapisan logam luar silinder untuk perlindungan terhadap radiasi. Saat ini belum ada fasilitas penyimpanan permanen jangka panjang; Penyimpanan *dry cask* dirancang sebagai solusi sementara yang lebih aman dibandingkan penyimpanan bahan bakar bekas dalam kolam. *Cask* yang disimpan secara vertikal dan horizontal bisa dilihat pada Gambar 3.



Gambar 3. Skema *storage cask* yang berisi kanister dengan BBNB yang diletakkan secara vertikal (kiri) dan horizontal (kanan). [11]

### Pengalaman Negara Yang Telah Memiliki PLTN dalam Pengelolaan BBNB [12,13,14]

#### a. China

China memiliki 8 PLTN *PWR* dan 2 *PHWR* (*Pressurized Heavy Water Reactor*) dengan kapasitas total 7.572 MWe, 5 *PWR* dengan kapasitas 4.220 MWe sedang dalam konstruksi. China menganut siklus daur tertutup. Semua BBNB disimpan di reaktor. Proses olah-ulang BBNB skala pilot dengan kapasitas 0.1 tHM/tahun dibangun di Lanzhou, beroperasi tahun 2001. Penyimpanan basah tersentralisasi dengan kapasitas 550 tHM beroperasi tahun 2003 di kompleks bahan bakar nuklir Lanzhou.

#### b. Jepang

PLTN Jepang pertama berjenis *BWR* (*Boiling Water Reactor*) dengan kapasitas 13

MWe dan terhubung ke sistem kelistrikan pada tahun 1963. Sampai saat ini ada 23 PLTN tipe *PWR* dan 32 PLTN tipe *BWR* sedang beroperasi dengan kapasitas mencapai 47.587 MWe, menyumbang energi sebesar 29,97 % dari produksi listrik nasional Jepang tahun 2006. Empat reaktor *shutdown* permanen dan satu *PWR* kapasitas 86 MWe sedang dibangun di HOKAIDO.

Jepang menganut siklus bahan bakar nuklir daur tertutup yang mempunyai fasilitas olah ulang BBNB dengan kapasitas 0.7 tHM/hari dan fasilitas kolam penyimpanan sementara AFR berkapasitas 140 tHM beroperasi di Tokai pada tahun 1977. Sampai akhir tahun 2002 tidak ada BBNB di fasilitas AFR Jepang, pabrik olah ulang BBNB di Tokai telah memproses sekitar 1009 t Udisamping itu Jepang juga membuat kontrak dengan Perancis dan Inggris untuk

mem-proses ulang 5600 t U BBNB LWR yang pengirimannya selesai akhir September 1998.

### c. Korea Selatan

Korea Selatan memulai program PLTN komersial pertama pada tahun 1977 dengan

mengoperasikan PWR 600 MWe, lima tahun kemudian Korea mengoperasikan PLTN jenis PHWR 600 MWe. Sampai saat ini ada PLTN, 16 tipe PWR dan 4 tipe PHWR beroperasi dengan kapasitas total 18 GWe menyumbang energi sekitar 38,64 % listrik nasional tahun 2006, satu PLTN jenis PWR dengan kapasitas 1000 Mwe sedang dalam konstruksi dan direncanakan beroperasi tahun 2010.

Korea Selatan menganut siklus daur bahan bakar nuklir terbuka, BBNB disimpan di masing-masing bangunan PLTN. KHNP (*Korea Hydro Nuclear Power*) mengoperasikan fasilitas penyimpanan BBNB sistem kering AFR untuk reaktor PHWR di Wolsong pada tahun 1994 dengan kapasitas 1212 tHM. AEC (*Atomic Energy Commission*), yaitu badan pembuat kebijakan tenaga atom tertinggi di Korea memutuskan untuk membangun fasilitas penyimpanan BBNB sistem kering diluar lokasi reaktor (AFR) dan menunjuk KAERI (*Korean Atomic Energy Research Institute*) sebagai organisasi nasional pengelolaan limbah tahun 1984, namun pada tahun 1999 tugas pengelolaan limbah dipindahkan ke NETEC (*Nuclear Environment Technology Institute*) yang merupakan divisi khusus dibawah KHNP. Persiapan dan pemilihan lokasi untuk penyimpanan sementara BBNB diluar lokasi reaktor (AFR) Korea dan penelitian aspek-aspek teknik fasilitas penyimpanan sementara BBNB dilakukan oleh NETEC, penyimpanan kering BBNB diluar lokasi reaktor (AFR) untuk BBNB jenis PWR direncanakan beroperasi tahun 2016 dengan kapasitas 2000 tHM.

### d. Perancis

Perancis mulai menggunakan listrik dari PLTN tahun 1959 dengan mengoperasikan PLTN jenis GCR (*Gas Cooled Reactor*) yang sekarang sudah

*shutdown*. Reaktor jenis GCR mendominasi Perancis sampai tahun 1973, setelah itu pemerintah Perancis memutuskan untuk mengkonsentrasikan pada PLTN jenis PWR. Sampai saat ini terdapat 58 PWR dengan kapasitas total 61.5 GWe, menyumbang 78 % kebutuhan listrik nasional Perancis tahun 2006.

Perancis menganut siklus tertutup dengan mengolah ulang BBNB PWR dan menggunakan kembali plutonium dan uranium dalam PLTN PWR. Semua bahan bakar nuklir bekas GCR (18000 tHM) telah diolah-ulang di Cogema UP1 yang berlokasi di Marcole yang sekarang sudah dekomisioning. BBNB PWR Perancis dikirim ke kolam penyimpanan sementara AFR di La Hague untuk pendinginan sebelum diolah ulang di Cogema UP2. BBNB dari luar Perancis diolah ulang di Cogema UP3 La Hague. Uranium dan plutonium digunakan kembali di fasilitas fabrikasi bahan bakar. Limbah dari proses olah-ulang BBNB dikondisioning dan disimpan sementara sebelum dikirim ke ANDRA (*Agency nationale pour la gestion des déchets radioactifs*) atau pelanggan luar negeri. Jumlah total BBNB LWR yang telah diolah ulang lebih dari 18300 tHM. Limbah Aktivitas Tinggi yang telah dikondisioning disimpan di lokasi pengolahan menunggu lokasi disposal yang disiapkan oleh ANDRA.

### e. Jerman

Jerman mulai mengoperasikan PLTN BWR 15 MWe pada tahun 1961, lima tahun

kemudian menambah 3 PLTN PHWR, PWR dan BWR masing-masing berkapasitas 52,

62 dan 237 MWe. Sampai tahun 1971 Jerman memiliki 8 PLTN dengan kapasitas total mencapai 1.000 MWe yang semua sudah dalam status *shutdown* permanen. Saat ini Jerman mengoperasikan 11 PWR dan 6 BWR dengan kapasitas total sekitar 21 GWe, total produksi listrik PLTN untuk tahun 2006 di Jerman 158.709.486 GWh(e), atau 31,82 % dari total penggunaan listrik di Jerman.

Jerman menganut siklus daur bahan bakar nuklir terbuka dan tertutup. Semua kegiatan olah ulang BBNB dalam negeri



dihentikan, proses olah ulang BBNB dilakukan dengan kontrak mengirim BBNB ke Inggris dan Perancis. Amandemen Undang-undang di Jerman tahun 1994 mengizinkan pembuangan BBNB di *repository* geologi sebagai pengganti penghentian olah-ulang BBNB. Dan aturan baru tahun 2001 melarang transportasi BBNB ke fasilitas olah-ulang BBNB setelah pertengahan 2005. BBNB yang tidak dikirim ke luar negeri untuk olah-ulang BBNB disimpan di fasilitas penyimpanan sementara tersentralisasi.

#### f. Amerika Serikat

Amerika Serikat mengoperasikan 103 PLTN dengan kapasitas total 99,25 GWe,

menghasilkan listrik 787.219,77 GWh(e) atau 19,42 % kebutuhan energi listrik Amerika Serikat tahun 2006. PLTN pertama Amerika Serikat jenis BWR dengan kapasitas 24 MWe beroperasi tahun 1957 di California. Tidak ada pabrik olah-ulang BBNB yang beroperasi, Amerika Serikat menganut daur bahan bakar nuklir siklus terbuka.

Negara-negara yang telah disebutkan diatas telah memiliki solusi untuk tempat penyimpanan BBNB dari PLTN-nya. Gambar 4 menunjukkan tempat penyimpanan BBNB sistem *dry cask storage*



Gambar 4. Tempat Penyimpanan BBNB dari PLTN Sistem *Dry Cask Storage* [15]

#### Adaptasi Teknologi Penyimpanan BBNB di Indonesia

Indonesia dapat mempelajari dan menimba pengalaman dari negara-negara yang telah memiliki dan mengoperasikan PLTN, maka BBNB dari reaktor risetnya setelah disimpan di kolam reaktor harus disiapkan tempat penyimpanan kering untuk periode berikutnya. Begitu pula bila nanti Indonesia mengoperasikan PLTN, maka selain kolam di reaktor (untuk

penyimpanan sistem basah), harus disediakan pula fasilitas penyimpanan sistem kering untuk nantinya diteruskan dengan *disposal* di fasilitas formasi geologi dalam, karena Indonesia menganut daur bahan bakar nuklir terbuka, sehingga tidak diperlukan fasilitas olah-ulang BBNB.

## KESIMPULAN

Saat ini, Indonesia belum memiliki PLTN. BBNB yang ditimbulkan dari ketiga reaktor risetnya di Yogyakarta, di Bandung dan di Serpong telah dikelola dengan baik. Penanganan BBNB dari reaktor riset di Serpong menjadi tugas dan tanggung jawab PTLR. Sampai saat ini BBNB tersebut masih disimpan di kolam KH – IPSB3 (Kanal Hubung – Instalasi Penyimpanan Sementara Bahan Bakar Bekas), dan belum ada fasilitas untuk penyimpanan kering. Bila nanti PLTN jadi dibangun, maka BBNB yang ditimbulkannya harus dikelola, disamping di kolam (*wet storage*) juga harus sudah disiapkan fasilitas untuk penyimpanan keringnya, yaitu metoda *dry cask storage*.

Dari pengoperasian PLTN 1000 MW selama 18 bulan, ditimbulkan BBNB sebanyak 64 bundel atau 29,805 MtU. Setelah penyimpanan dalam kolam untuk pendinginan dan peluruhan aktivitas BBNB yang baru keluar dari reaktor, maka sudah harus disiapkan tempat penyimpanan sistem kering *dry cask storage*. BBNB dalam kanister dapat diletakkan baik secara horizontal atau vertikal dalam kubah beton yang memberikan perlindungan terhadap radiasi. Dari pengalaman negara-negara yang sudah mempunyai PLTN, penyimpanan BBNB dengan sistem kering *dry cask storage* telah berlangsung puluhan tahun tanpa kendala yang berarti sampai nanti penyimpanan di tempat yang lestari di formasi geologi dalam siap digunakan.

## DAFTAR PUSTAKA

- [1]. WATI, NUROKHIM, “ Pengelolaan Bahan Bakar Nuklir Bekas dari Reaktor Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir”, Prosiding Seminar Nasional Teknologi Pengolahan Limbah VI, 2008.
- [2]. GONYEAU, J., “The Virtual Nuclear Tourist, Nuclear Power Plants Around the World” , (on line). <http://www.nucleartourist.com> diakses tanggal 10 April 2006.
- [3]. WESTING HOUSE ELECTRIC COMPANY, “Radioactive Waste Management, AP 1.000 Design Control Document”, AP 1.000 Design Document, Revision 17, Westing House, Pittsburgh, 2010.
- [4]. SALIMIN, Z, ”Pemikiran Pengelolaan Bahan Bakar Bekas untuk Operasi PLTN di Masa Yang Akan Datang”, Prosiding Seminar XII Teknologi dan Keselamatan PLTN Serta Fasilitas Nuklir, Yogyakarta, 5 – 6 September 2006.
- [5]. SALIMIN, Z, “Safe Handling of Irradiated Fuel of Indonesian Multi Purpose Reactor of 30 MW” , Proceeding of Waste Management 1998 Conference , Tucson, Arizona, USA, March 1 – 5, 1998. .
- [6]. SALIMIN, Z, “Peran dan Perkembangan Operasi Teknik Kimia Pengolahan Limbah Radioaktif Untuk Mendukung Aplikasi Iptek Nuklir di Indonesia”, Orasi Pengukuhan Profesor Riset Bidang Teknologi Evaporasi, BATAN, Serpong, 27 Desember 2007.
- [7]. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, “Evaluation of Spent Fuel as a Final Waste Form”, Technology Reports Series No. 320, Vienna, IAEA, 1991.
- [8]. SALIMIN, Z . “Penyimpanan Bahan Bakar Bekas” , Diklat Pengelolaan Limbah Radioaktif, PTPLR, 1992.
- [9]. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, “Dry Cask Storage”, Retrieved 2011- 03-17, Vienna, IAEA, 2011.
- [10]. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, “ Spent Fuel Storage in Pools and Dry Casks : Key Points and Questions & Answers”, Retrieved 2013- 11-27, Vienna, IAEA, 2013.



- [11]. ZAINUS SALIMIN, DYAH SULISTYANI RAHAYU : "Unjuk Kerja Penyimpanan Bahan Bakar Nuklir Bekas PLTN dalam Kaitan dengan Teknologi Penyimpanannya", Prosiding Seminar Nasional ke-16 Teknologi dan Keselamatan PLTN serta Fasilitas Nuklir, ISSN :0854-2910, 2010.
- [12]. ZHIDONG, L. "Present Situation and Mid to Long Term Outlook of Nuclear Power Development in China, IEEJ, July 2003.
- [13]. IAEA, " Power Reactor Information System (PRIS) ", <http://www.iaea.org/programmes/a2/>, 2007
- [14]. IAEA, "Country Nuclear Fuel Cycle Profiles", Second Edition, Technical Reports Series No. 425, Vienna, 2005.
- [15]. CONNECTICUT YANKEE, "Fuel Storage and Removal", [http://www.connyankee.com/html/fuel\\_storage.html](http://www.connyankee.com/html/fuel_storage.html), diunduh pada 22 Januari 2013.

## KAJIAN TERHADAP PERSYARATAN SURVEILAN PERAWATAN SISTEM PENDINGIN DAN PURIFIKASI AIR PENYIMPANAN BAHAN BAKAR NUKLIR BEKAS

**Budiyono, Sugianto, Parjono**  
Pusat Teknologi Limbah Radioaktif  
Kawasan PUSPIPTEK, Serpong 15310

### ABSTRAK

KAJIAN TERHADAP PERSYARATAN SURVEILAN PERAWATAN SISTEM PENDINGIN DAN PURIFIKASI AIR KOLAM PENYIMPANAN BAHAN BAKAR NUKLIR BEKAS. Sistem pendingin dan purifikasi air kolam merupakan fasilitas penting di Kanal Hubung Instalasi Penyimpanan Bahan Bakar Nuklir Bekas (KH-IPSB3). Sistem pendingin berfungsi mengambil panas yang dibangkitkan dari bahan bakar nuklir bekas (BBNB). Sistem purifikasi berfungsi menjamin kualitas air dalam kolam bebas dari mineral yang berpengaruh terhadap integritas BBNB serta struktur, sistem dan komponen (SSK) terkait. Pengoperasian KH-IPSB3 mempunyai potensi bahaya cukup besar sehingga harus diperhatikan keselamatan dan keamanannya. Peraturan mensyaratkan adanya kegiatan perawatan, inspeksi dan pengujian terhadap SSK dalam mendapatkan ijin operasi instalasi. Oleh karena itu, perlu penentuan metode dan frekuensi surveilan perawatan yang menjamin sistem selalu dalam kondisi layak operasi. Perawatan SSK dilaksanakan dengan pendekatan kombinasi antara preventive maintenance, predictive maintenance, corrective maintenance dan breakdown maintenance. Frekuensi surveilan perawatan ditentukan secara efektif dan efisien berdasarkan faktor kondisi terkini peralatan, waktu atau jam pengoperasian, sejarah pengoperasian dan kerusakan yang pernah terjadi serta tingkat kemudahan dalam perbaikan atau penggantian. Kajian ini telah berhasil menentukan frekuensi surveilan perawatan SSK yang memadai untuk sistem pendingin dan purifikasi air kolam KH-IPSB3.

Kata Kunci: perawatan, surveilan, bahan bakar nuklir bekas

### ABSTRACT

*STUDY ON SURVEILLANCE MAINTENANCE REQUIREMENTS FOR WATER COOLING AND PURIFICATION SYSTEMS IN INTERIM STORAGE FOR SPENT NUCLEAR FUEL. Water cooling and purification system are important facilities in the Interim Storage for Spent Fuel (ISFSF). The cooling system is to take heat generated by spent nuclear fuel. Purification system is to ensure water quality in storage pond is free from minerals that could affect the integrity of spent nuclear fuel, and related structures, systems and components (SSCs) of the ISFSF. The ISFSF operation poses high potential hazard, so that its safety and security should be highly considered. Regulation requires implementation of maintenance, inspection and testing activities for the SSCs to obtain permits of the installation operation. Therefore, the method and frequency of maintenance and surveillance for the system is should be determined to ensure equipments are ready to be operated. Maintenance of the SSCs are implemented using combination between preventive maintenance, predictive maintenance, corrective maintenance and breakdown maintenance. The frequency of surveillance is determined based on the current equipment condition, time or hours of operation, history of operation, history of damage and the degree of ease of repair or replacement. This study has been able to determine the frequency of the SSCs surveillance for water cooling and purification system in the ISFSF.*

*Keywords: surveillance, maintenance, spent nuclear fuel*

### PENDAHULUAN

Fasilitas Kanal Hubung – Instalasi Penyimpanan Sementara Bahan Bakar bekas (KH-IPSB3) merupakan instalasi nuklir non reaktor untuk penyimpanan sementara bahan bakar bekas. Bangunan KH-IPSB3 yang utama adalah kolam air dimana di dalamnya disimpan bahan bakar bekas yang tersusun pada beberapa rak. Selain itu KH-IPSB3 memiliki kanal hubung berisi air untuk transfer bahan bakar dan material teriradiasi. Kanal tersebut menghubungkan Reaktor Serba Guna GA Siwabessy, Instalasi Radioisotop dan Radiofarmaka, Instalasi Radiometalurgi dan

KH-IPSB3. Sebagai instalasi yang menyimpan bahan bakar bekas, KH-IPSB3 mempunyai potensi bahaya yang cukup besar sehingga dalam operasinya harus sangat diperhatikan keselamatan dan keamanannya. Pengoperasian KH-IPSB3 yang optimal tidak terlepas dari perawatan struktur, sistem dan komponen (SSK) yang baik pula. Oleh karena itu, perawatan KH-IPSB3 harus dipersiapkan dan dilaksanakan sebaik-baiknya.

Fasilitas atau sistem yang penting pada KH-IPSB3 diantaranya adalah sistem pendingin dan purifikasi air kolam fasilitas KH-IPSB3. Sistem pendingin air kolam berfungsi untuk mengambil

panas yang dibangkitkan di bahan bakar nuklir bekas sehingga integritas perangkat bahan bakar bekas terjaga selama disimpan di kolam. Sedangkan sistem purifikasi air kolam berfungsi untuk menjamin agar air kolam tetap terjaga bebas dari mineral yang dapat mempengaruhi integritas perangkat bahan bakar bekas serta SSK terkait. Oleh karena itu diperlukan metode dan frekuensi surveilan perawatan yang dapat menjamin sistem pendingin kolam dan purifikasi air kolam selalu dalam kondisi yang dipersyaratkan.

Kajian dilakukan untuk mengevaluasi dan menentukan frekuensi surveilan perawatan yang memadai untuk sistem pendingin kolam dan purifikasi fasilitas KH-IPSB3.

## TINJAUAN SISTEM

### A. SISTEM PENDINGIN KOLAM

Sistem pendingin air kolam berfungsi untuk mengambil panas yang dibangkitkan dalam bahan bakar bekas. Gambar 1 memperlihatkan sistem ini yang terdiri dari :

#### 1. Kolam penyimpanan :

Kolam KH-IPSB3 mempunyai dimensi panjang 14 m, lebar 5 m dan kedalaman 6,5 m dan 9 m. Dinding kolam terbuat dari beton bertulang dengan tebal 295mm dan sisi dalam dinding kolam dilapisi plat stainless steel (SS) jenis SS-304 dengan tebal 3mm. Kolam KH-IPSB3 dapat menampung 1458 perangkat BBNB yang ditempatkan di dalam rak-rak penyimpan dengan konfigurasi tertentu untuk menghindari kekritisitas. Permukaan air kolam dijaga minimal

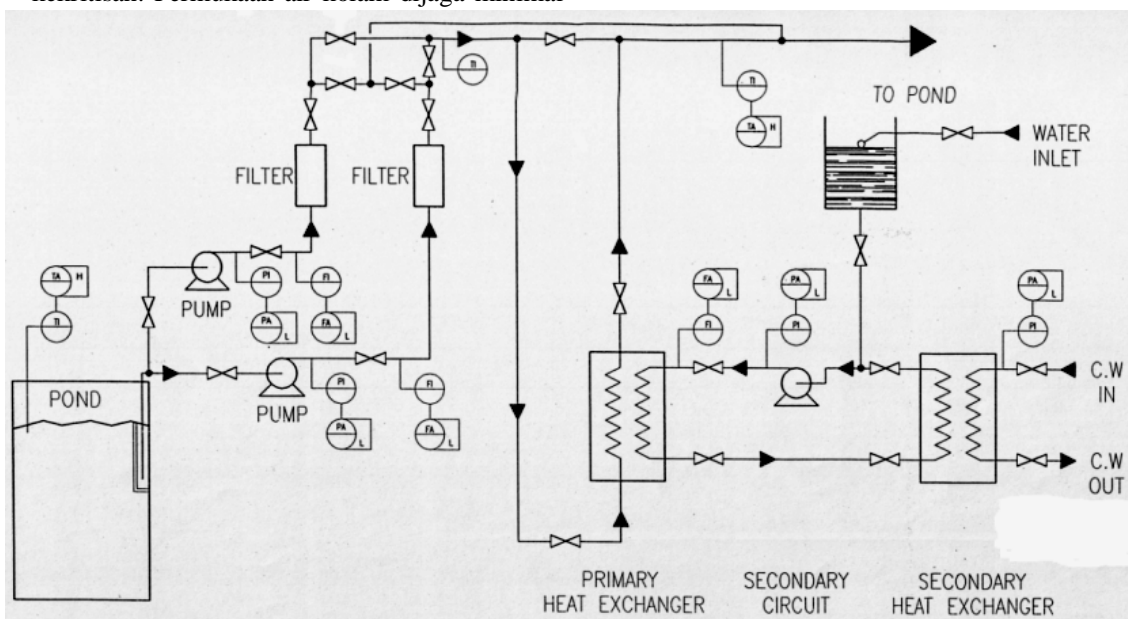
setinggi 2,5 m dari BBNB sebagai penahan radiasi [3]. Batas Kendali Operasi yang aman untuk air kolam yaitu temperatur maksimum 35°C, tinggi permukaan air kolam minimum 2,5 m diatas bahan bakar, pH air kolam 6,0-7,7 dan konduktivitas air maksimum 15  $\mu$ S/cm.

#### 2. Sistem primer :

Sistem primer merupakan bagian loop penukar panas yang berhubungan langsung dengan bahan bakar bekas sebagai sumber panas. Air kolam sebagai bagian dari sistem ini mengambil panas bahan bakar bekas. Kemudian air kolam dipompa melalui filter menuju ke alat penukar panas primer (Primary Heat Exchanger). Dengan alat penukar panas tersebut, panas air kolam ditransfer ke air pendingin sekunder. Sistem primer ini mempunyai batas kondisi operasi yang aman sebagai berikut : Debit minimum 6 m<sup>3</sup>/jam, temperatur air asupan 35°C dan temperatur air keluaran adalah 30°C. Sistem primer ini dioperasikan bersamaan dengan sistem sekunder apabila temperatur air kolam penyimpanan > 35°C [3].

#### 3. Sistem sekunder :

Sistem sekunder bertugas untuk mendinginkan air pendingin primer dan bagian loop penukar panas yang berisi fluida pendingin (Chilled Water) yang berhubungan dengan sistem chiller. Batas kendali operasi yang aman sistem sekunder adalah debit minimum 6 m<sup>3</sup>/jam, temperatur air asupan 20°C dan temperatur air keluaran adalah 25°C. Sistem sekunder ini dioperasikan bersamaan sistem primer apabila temperatur air kolam penyimpanan > 35°C [3].



Gambar 1. Sistem Pendingin Kolam Penyimpan Bahan Bakar [1]

## B. SISTEM PURIFIKASI

Sistem Pemurnian Air berfungsi untuk menjaga agar air kolam tetap bebas dari mineral yang dapat mempengaruhi integritas perangkat bahan bakar bekas serta SSK di kolam. Kondisi batas operasi yang aman air kolam adalah

Sistem pemurnian air berfungsi mengambil zat pengotor radioaktif dan non radioaktif baik yang larut dan tidak larut dari air pendingin. Bed penukar ion digunakan untuk memindahkan zat terlarut termasuk diantaranya adalah produk fisi. Ada dua bed yaitu, Mixed resin untuk penjernihan secara umum dan bed terpisah yang khusus untuk menghilangkan Cs. Pemurnian air kolam dan kanal hubung dilakukan secara terpisah menggunakan bed penukar ion yang sama. [3]

Penggantian resin penukar ion dilakukan apabila resin telah jenuh. Kejenuhan ini dapat diketahui dengan mengukur perubahan konduktivitas air dan setelah operasi purifikasi selama 24 jam. Apabila resin sudah tidak mampu lagi untuk menyerap pengotor air pendingin maka dilaksanakan pencucian resin.

Pada waktu bed penukar ion tidak dibutuhkan, aliran dapat di by pass tanpa melalui bed ini. Tetapi sebagai gantinya digunakan filter 10 $\mu$  untuk memperbaiki kualitas air kolam. [3]

## C. PERAWATAN SISTEM

Pada umumnya kegiatan perawatan yang dilakukan dapat dibedakan menjadi : [2]

- *Preventive maintenance*
- *Predictive maintenance*
- *Corrective maintenance*
- *Breakdown maintenance*

### a. Preventive Maintenance

Preventive maintenance adalah suatu metode untuk melakukan pencegahan kerusakan peralatan/mesin dengan melakukan penggantian parts secara berkala berdasarkan waktu penggunaan dan melakukan perawatan ringan serta inspeksi untuk mengetahui keadaan peralatan / mesin yang terkini. Preventive maintenance merupakan aktivitas perawatan yang dilakukan sebelum terjadinya kegagalan atau kerusakan pada sebuah sistem atau komponen, dimana sebelumnya sudah dilakukan perencanaan dengan pengawasan yang sistematis, deteksi, dan koreksi, agar sistem atau

konduktivitasnya  $< 15 \mu\text{S/cm}$ . Apabila konduktivitas air kolam dan kanal lebih besar dari  $15 \mu\text{S/cm}$  maka sistem purifikasi dioperasikan untuk menurunkan konduktivitas air kolam [3]. Gambar 2 menunjukkan Sistem Pemurnian Air Kolam Penyimpan Bahan Bakar Bekas

komponen tersebut dapat mempertahankan kapabilitas fungsionalnya.

### b. Predictive Maintenance

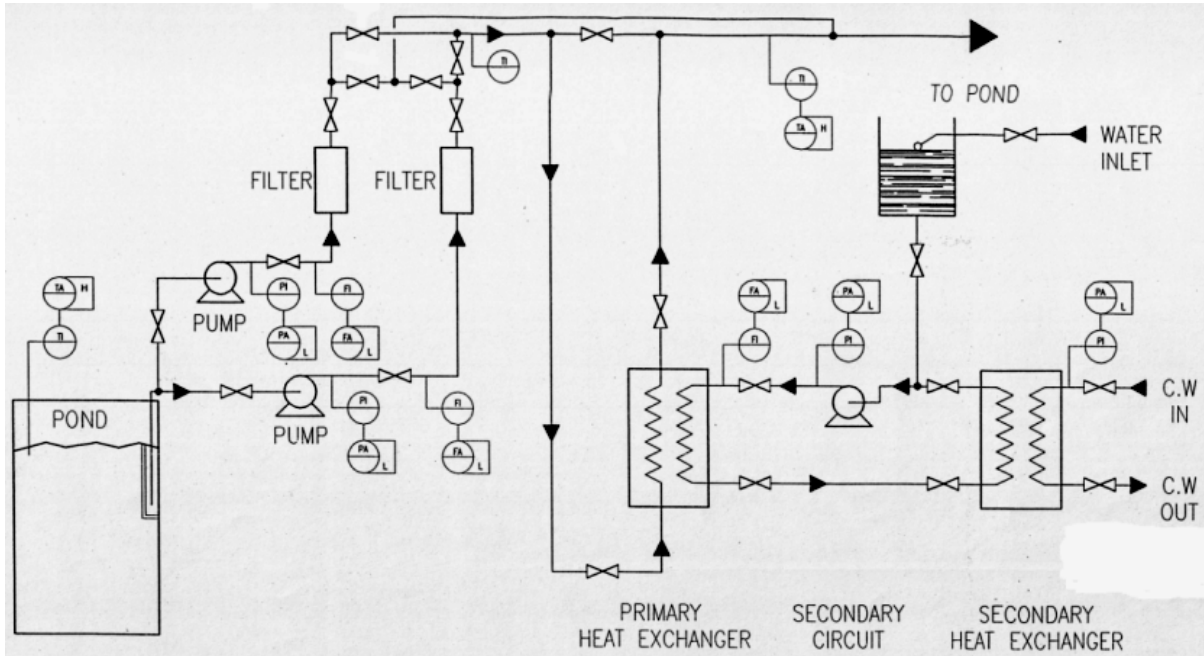
Predictive maintenance adalah metode perawatan dengan mengganti parts berdasarkan prediksi dengan menggunakan alat bantu. Jika preventive maintenance hanya berdasarkan jadwal, maka predictive maintenance berdasarkan hasil dari pengukuran. Dapat dikatakan bahwa preventive maintenance bersifat time-based, seperti pergantian oli setiap 3000 jam kerja. Hal ini tidak memperhatikan performa dan kondisi aktual mesin. Jika dilakukan pemeriksaan, mungkin penggantian oli dapat diperpanjang hingga 5000 jam kerja. Hal inilah yang membedakan antara preventive maintenance dengan predictive maintenance dimana predictive maintenance menekankan kegiatan perawatan pada kondisi aktual. Predictive maintenance bisa juga dilaksanakan berdasarkan pengukuran dengan menggunakan panca indera, contohnya dalam pemeriksaan bearing dapat dibedakan dari suara yang dihasilkan. Atau pemeriksaan temperatur, dengan menyentuhnya kita dapat merasakan perbedaan atau kelainan peralatan tersebut. Bila dengan menggunakan alat bantu, kita harus mempunyai parameter yang bisa didapat dari manual book atau dari studi sendiri kemudian dibandingkan dengan hasil pengukuran. Pencatatan tanggal pengukuran juga menjadi hal penting agar kita mendapatkan data frekuensi penggantian parts dari peralatan kita untuk memudahkan memprediksinya dikemudian hari.

### c. Corrective Maintenance

Corrective Maintenance merupakan kegiatan perawatan yang dilakukan untuk mengatasi kegagalan atau kerusakan yang ditemukan selama masa waktu preventive maintenance. Pada umumnya, corrective maintenance bukanlah aktivitas perawatan yang terjadwal, karena dilakukan setelah sebuah komponen mengalami kerusakan dan bertujuan untuk mengembalikan atau meningkatkan kehandalan sebuah komponen atau sistem dengan cara melakukan improvisasi. Selain untuk peralatan, perawatan ini juga ditujukan untuk parts yang memiliki daur hidup pendek (mengurangi

frekuensi rusak) dan untuk mempercepat waktu perbaikan. Dengan kata lain, metode ini untuk memperpanjang MTBF (Mean Time Between Failure) dan mempercepat MTTR (Mean Time To Repair). Dan yang tidak kalah penting,

Corrective Maintenance juga untuk meningkatkan keamanan dan kenyamanan operator yang menggunakan peralatan ataupun yang berada disekitar peralatan



Gambar 2. Sistem Pemurnian Air Kolam Penyimpan Bahan Bakar Bekas [1]

#### d. Breakdown Maintenance

Breakdown Maintenance adalah metode perawatan dimana inspeksi dan penggantian parts tidak dilakukan, jadi dengan metode ini kita membiarkan peralatan rusak kemudian baru kita memperbaikinya atau menggantinya. Biasanya metode ini diterapkan untuk peralatan / mesin dengan pertimbangan :

- Peralatan hanya bersifat optional (tambahan) sehingga jika rusak tidak mengganggu produksi
- Biaya penggantian parts murah
- Kerusakan tidak signifikan
- Perbaikannya mudah dan cepat.

Dari keempat metode tersebut, dapat disimpulkan bahwa preventive dan predictive maintenance bertujuan untuk mencegah kerusakan, corrective maintenance bertujuan untuk memperbaiki kerusakan dengan cepat, dan breakdown maintenance bertujuan untuk memperbaiki peralatan yang tidak terlalu penting dalam menunjang proses. Kadang kala dalam

aplikasinya, perlu mengkombinasikan keempatnya pada suatu peralatan.

#### METODE

Tahapan yang digunakan dalam kajian ini adalah;

1. Menentukan SSK penting bagi keselamatan.

SSK sistem pendingin dan purifikasi diidentifikasi dan diinventarisasi menggunakan metode fault tree analysis untuk menentukan tingkat kepentingan bagi keselamatan.

2. Menentukan metode perawatan.

Metode perawatan ditentukan berdasarkan pendekatan kombinasi antara preventive maintenance, predictive maintenance, corrective maintenance dan breakdown Maintenance.

3. Menentukan frekuensi surveilan.

Frekuensi surveilan perawatan ditentukan secara selektif, efektif dan efisien



berdasarkan pertimbangan kondisi terkini peralatan, waktu atau jam pengoperasian, sejarah pengoperasian dan tingkat kemudahan dalam perbaikan atau penggantian.

## PEMBAHASAN

KH-IPSB3 mempunyai potensi bahaya cukup besar karena menyimpan BBNB. Keselamatan dan keamanan harus selalu dijaga selama pengoperasian. Terutama fasilitas atau sistem yang penting untuk keselamatan diantaranya sistem pendingin dan sistem purifikasi air kolam. Untuk meyakinkan bahwa sistem beroperasi dengan baik, maka diperlukan kegiatan perawatan, surveilan dan pengujian. [4]

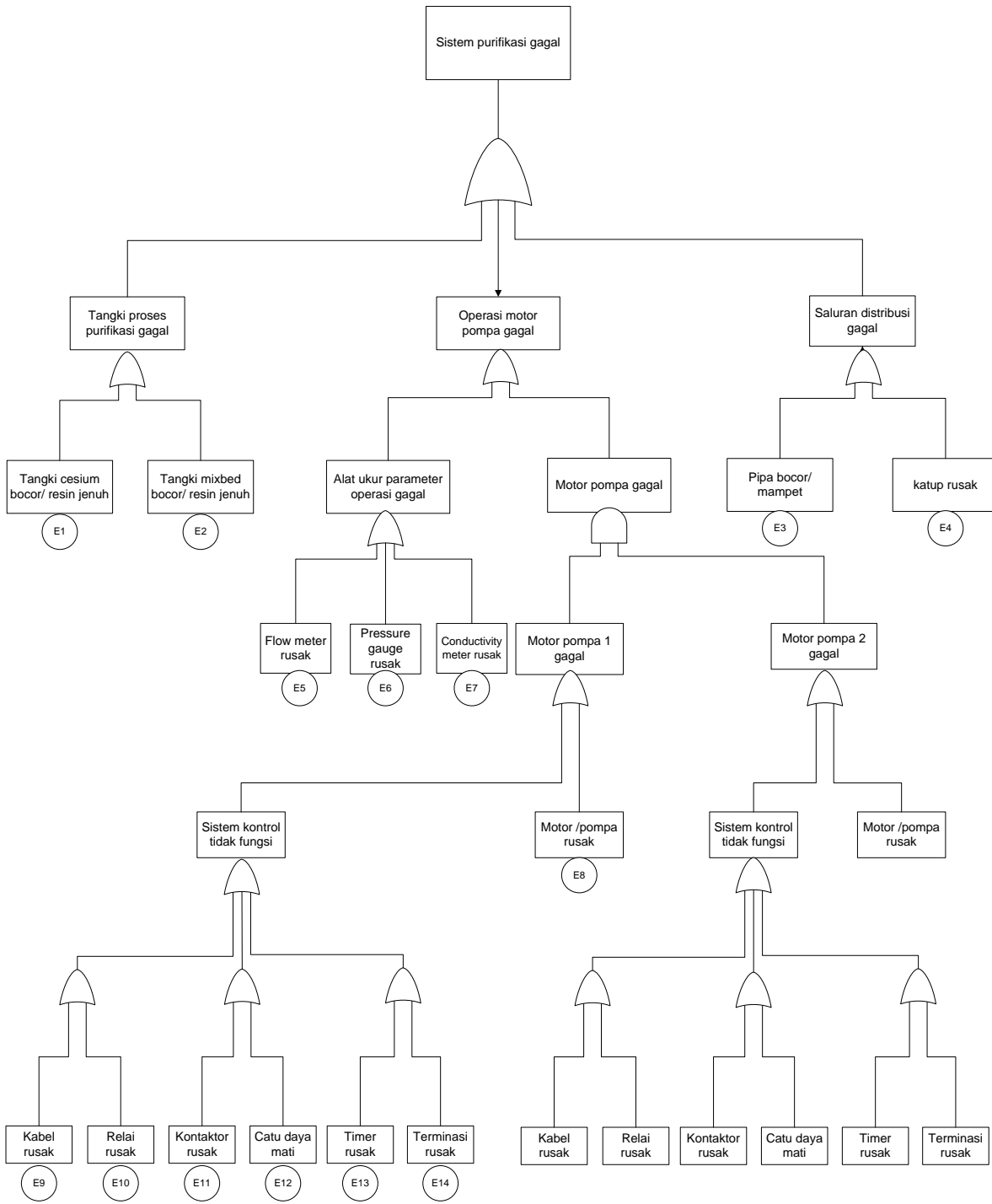
### Penentuan SSK untuk Surveilans

Identifikasi dan inventarisasi SSK merupakan salah satu tahapan yang dilalui sebelum ditentukan metode dan frekuensi surveilannya. Hal ini untuk mengetahui SSK apa saja yang terdapat pada sistem pendingin dan purifikasi yang berpengaruh dalam keselamatan operasinya. Hasil identifikasi SSK dengan mengadopsi metode Fault tree analysis [5] diperlihatkan pada Gambar-1 dan Gambar-2. Gambar-1 menunjukkan bahwa terdapat tiga unit sistem yang harus dilakukan surveilan secara baik agar sistem purifikasi tidak gagal yaitu unit

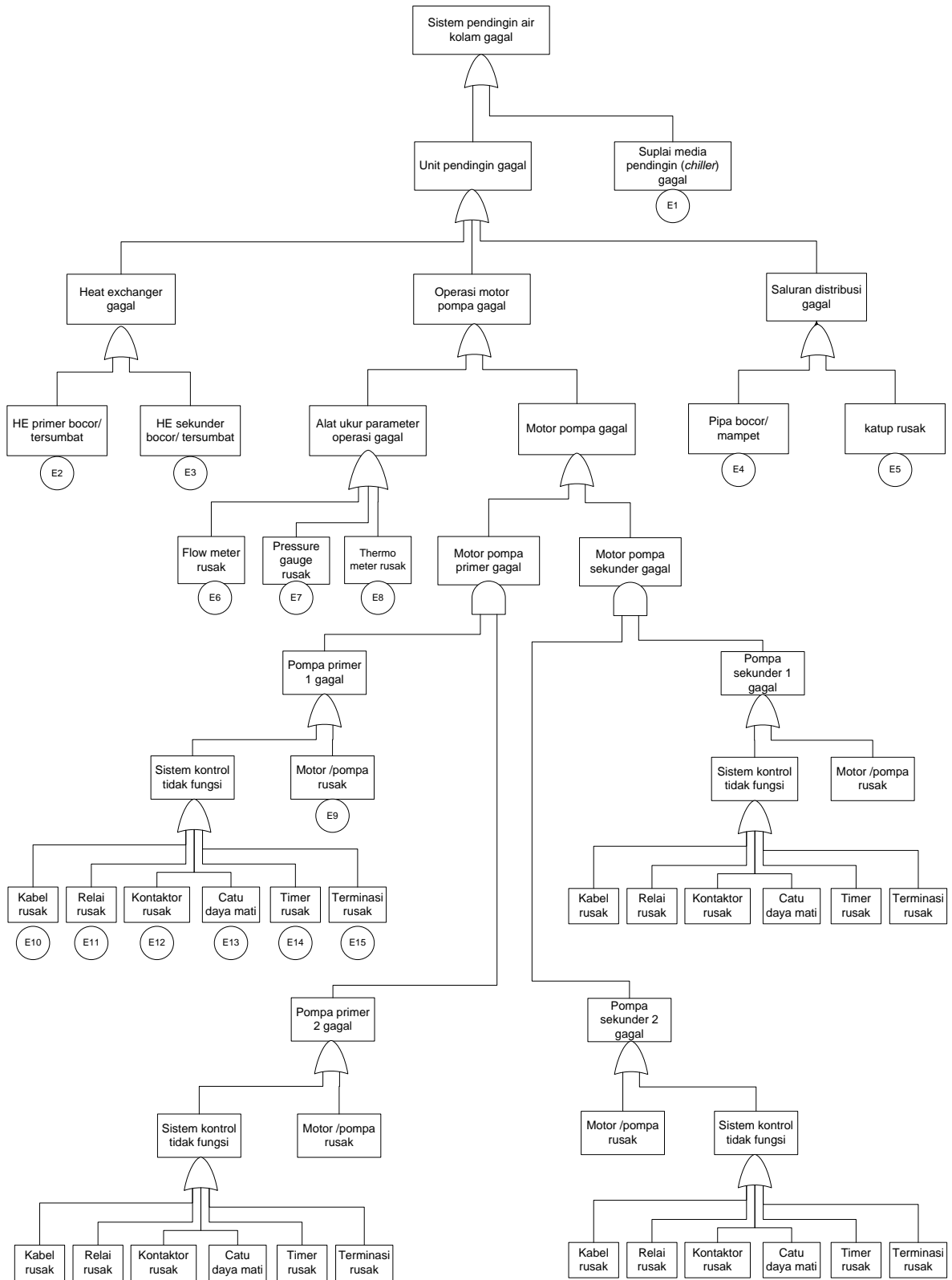
tangki proses, unit motor pompa dan saluran distribusi. Ketiga unit sistem tidak boleh ada yang gagal karena salah satu gagal mengakibatkan sistem purifikasi tidak beroperasi. Dalam unit tangki yang perlu disurveilan adalah kondisi fisik tangki dan kejenuhan filtrasi resin. Komponen berpengaruh dalam unit motor pompa yaitu alat ukur parameter operasi, motor dan pompa serta pengendali pompa. Komponen berpengaruh dalam alat ukur parameter operasi adalah flow meter, conductivity meter dan pressure gauge. Surveilans untuk pengendali pompa ditekankan pada bagian kabel, relai kontaktor, catu daya, timer dan terminasinya. Untuk unit distribusi ada dua SSK yang perlu disurveilan yaitu pemipaan dan katup-katup.

Dalam diagram analisis kegagalan pada Gambar-2 ditunjukkan bahwa kegagalan sistem pendingin kolam dapat disebabkan oleh dua akibat yaitu kegagalan sistem pendingin dan sistem media suplainya. Kegagalan sistem pendingin bisa disebabkan oleh kegagalan unit heat exchanger, unit motor pompa atau unit distribusi. Penyebab kegagalan unit motor pompa adalah alat ukur parameter operasi dan motor pompa. Kegagalan alat ukur parameter operasi bisa diakibatkan oleh kegagalan salah satu dari komponen flow meter, pressure gauge atau thermometer. Motor pompa pendingin ada dua kelompok yaitu pendingin primer dan sekunder. Keduanya tidak boleh gagal karena saling terkait dalam fungsinya.





Gambar. 1 Diagram Fault tree analisis kegagalan sistem purifikasi



Gambar 2 Diagram Fault tree analisis kegagalan sistem pendingin

Tabel 1. Pertimbangan Penentuan Frekuensi Surveilans Perawatan Sistem Pendingin dan Purifikasi Air Kolam Fasilitas KH-IPSB3

NO	PERALATAN	Kondisi	Rata-rata Operasi	Sejarah kerusakan	Mudah diperbaiki/diganti
<b>SISTEM PENDINGIN AIR KOLAM</b> Dioperasikan bila temperatur air kolam $\geq 35^{\circ}\text{C}$					
<b>A</b>	<b>Kolam Penyimpanan</b>				
	1. Alat pengukur Temperatur air kolam	Baik	1 kali/hari	Belum pernah rusak	Mudah
	2. Alat pengukur Konduktivitas air kolam	Baik	1 kali/hari	Belum pernah rusak	Mudah
<b>B</b>	<b>Sistem primer</b>				
	1. Alat pengukur Temperatur air masuk alat penukar panas	Baik	40 jam /minggu	Belum pernah rusak	Mudah
	2. Alat pengukur Temperatur air keluar alat penukar panas	Baik	40 jam /minggu	Belum pernah rusak	Mudah
	3. Pompa primer	Baik	40 jam /minggu	1 kali selama 5 tahun	Cukup
	4. Pemipaan dan katup	Baik	40 jam /minggu	Belum pernah rusak	Cukup
	5. Alat penukar panas	Baik	40 jam /minggu	Belum pernah rusak	Sulit
<b>C</b>	<b>Sistem sekunder</b>				
	1. Alat pengukur Temperatur air masuk alat penukar panas	Baik	40 jam /minggu	Belum pernah rusak	Mudah
	2. Alat pengukur Temperatur air keluar alat penukar panas	Baik	40 jam /minggu	Belum pernah rusak	Mudah
	3. Pompa sekunder	Baik	40 jam /minggu	1 kali selama 5 tahun	Cukup
	4. Pemipaan dan katup	Baik	40 jam /minggu	Belum pernah rusak	Cukup
<b>D</b>	<b>Sistem control kendali</b>	Baik	40 jam /minggu	1 kali selama 5 tahun	mudah

Tabel 1. Pertimbangan Penentuan Frekuensi Surveilans Perawatan Sistem Pendingin dan Purifikasi Air Kolam Fasilitas KH-IPSB3 (Lanjutan)

NO	PERALATAN	Kondisi	Rata-rata Operasi	Sejarah kerusakan	Mudah diperbaiki/ diganti
<b>SISTEM PURIFIKASI AIR KOLAM DAN KANAL HUBUNG</b> Dioperasikan bila konduktivitas air kolam dan kanal > 15 $\mu\text{S/cm}$					
	1. Alat pengukur Laju alir sistem purifikasi	Baik	40 jam/minggu	1 kali selama 5 tahun	Cukup
	2. Pompa sistem purifikasi	Baik	40 jam/minggu	Belum pernah rusak	Cukup
	3. Alat pengukur Konduktivitas	Baik	40 jam/minggu	1 kali selama 5 tahun	Cukup
	4. Resin	Baik	40 jam/minggu	Diganti 1 kali selama 5 tahun	Mudah
	5. Pemipaan dan katup	Baik	40 jam/minggu	Belum pernah rusak	Cukup
	6. Kendali	Baik	40 jam/minggu	1 kali selama 5 tahun	Mudah

#### Penentuan Metode dan Frekuensi Surveilans

Penentuan metode dan frekuensi surveilans merupakan tahapan penting dalam kegiatan ini. Metode perawatan digunakan pendekatan kombinasi antara preventive maintenance, predictive maintenance, corrective maintenance dan breakdown Maintenance. Sedangkan frekuensi surveilans perawatan ditentukan secara selektif, efektif dan efisien berdasarkan pertimbangan kondisi terkini peralatan, waktu atau jam pengoperasian, sejarah pengoperasian dan tingkat kemudahan dalam perbaikan atau penggantian.

Tabel 1 menunjukkan bahwa status SSK sistem pendingin dan purifikasi saat ini dalam kondisi berfungsi baik. Sistem pendingin dioperasikan rata-rata 40 jam per minggu meskipun suhu air kolam penyimpanan BBNB kurang dari 35 oC. Dengan pertimbangan untuk menjaga kondisi peralatan agar selalu siap beroperasi. Demikian

halnya dengan sistem purifikasi, meskipun nilai konduktivitas air kolam dibawah 15  $\mu\text{S/cm}$  tetapi sistem selalu dioperasikan rata-rata 40 jam per minggu. Hal ini bertujuan untuk selalu menjaga atau bahkan meningkatkan kualitas air kolam. Semakin rendah nilai konduktivitas air kolam semakin baik untuk menjaga integritas BBNB.

Dari faktor sejarah kerusakan, Tabel 1 menunjukkan bahwa kerusakan pernah terjadi pada unit pompa sistem pendingin maupun sistem purifikasi. Rata-rata kerusakan terjadi pada komponen bearing pompa dan sistem kontrol. Kerusakan yang terjadi selama ini rata-rata 1 kali dalam 5 tahun. Kondisi ini menjadi perhatian penting dalam menentukan frekuensi surveilans. Komponen lain yang perlu mendapat perhatian penting adalah filtrasi. Filter cesium dan mixbed harus disurveilans kejenuhannya. Penggantian harus dilakukan jika kondisi resin telah jenuh.

Tabel 2. Frekuensi Surveilans Perawatan Sistem Pendingin dan Purifikasi Air Kolam Fasilitas KH-IPSB3

NO	PERALATAN	SURVEILAN	FREKUENSI
<b>SISTEM PENDINGIN AIR KOLAM</b>			
<b>A</b>	<b>Kolam Penyimpanan</b>		
	1. Alat pengukur Temperatur air kolam	Kalibrasi alat ukur temperatur	1 kali/ 3 tahun
	2. Alat pengukur Konduktivitas air kolam	Kalibrasi alat ukur konduktivitas	1 kali/ 3 tahun
	3. Alat pengukur tekanan	Kalibrasi alat ukur tekanan	1 kali/ 3 tahun
<b>B</b>	<b>Sistem primer</b>		
	1. Alat pengukur Temperatur air masuk alat penukar panas	Kalibrasi alat ukur temperatur	1 kali/ 3 tahun
	2. Alat pengukur Temperatur air keluar alat penukar panas	Kalibrasi alat ukur temperatur	1 kali/3 tahun
	3. Pompa primer	Pemeriksaan suara dan suhu motor/ bearing	1 kali/3 bulan
		Pemeriksaan kebocoran	1 kali/ 3 bulan
	4. Pemipaan dan katup	Pemeriksaan kebocoran	1 kali/ 3 bulan
	5. Alat penukar panas	Pembersihan bagian dalam	1 kali/ 5 tahun
<b>C</b>	<b>Sistem sekunder</b>		
	1. Alat pengukur Temperatur air masuk alat penukar panas	Kalibrasi alat ukur temperatur	1 kali/3 tahun
	2. Alat pengukur Temperatur air keluar alat penukar panas	Kalibrasi alat ukur temperatur	1 kali/3 tahun
	3. Pompa sekunder	Pemeriksaan suara dan suhu motor/ bearing	1 kali/ 3 bulan
		Pemeriksaan kebocoran	1 kali/ 3 bulan
	4. Pemipaan dan katup	Pemeriksaan kebocoran	1 kali/ 3 bulan
<b>D</b>	Sistem kontrol kendali	Pemeriksaan fisik dan fungsi	1 kali/ 3 bulan
<b>SISTEM PURIFIKASI AIR KOLAM</b>			
	1. Alat pengukur Laju alir sistem purifikasi	Kalibrasi alat ukur laju alir	1 kali/ 3 tahun
	2. Pompa sistem purifikasi	Pemeriksaan suara dan suhu motor/ bearing	1 kali/ 3 bulan
		Pemeriksaan kebocoran	1 kali/ 3 bulan
	3. Alat pengukur Konduktivitas	Pemeriksaan konduktivitas air keluar dari purifikasi	1 kali/minggu
	4. Resin	Penggantian resin	Bila sudah jenuh
	5. Pemipaan dan katup	Pemeriksaan kebocoran	1 kali/ 3 bulan
	6. Kendali	Pemeriksaan fisik dan fungsi	1 kali/ 3 bulan

Ditinjau dari tingkat kemudahan dalam perbaikan/ penggantian SSK dikategorikan menjadi 3 yaitu sulit, cukup dan mudah. Untuk SSK yang masuk kategori sulit untuk diganti/ diperbaiki adalah alat penukar panas. Sehingga harus mendapatkan perhatian lebih dalam kegiatan surveilan. SSK yang masuk kategori cukup dalam perbaikan adalah pompa dan pemipaan. Karena alat ini juga masuk kategori

cukup sering rusak maka dalam penentuan surveilan juga harus mendapat perhatian lebih.

Berdasarkan pertimbangan hal-hal tersebut di atas maka sistem pendingin dan purifikasi air kolam fasilitas KH-IPSB3 dievaluasi untuk menentukan frekuensi surveilan perawatan yang memadai untuk sistem tersebut. Hasil penentuan frekuensi surveilan perawatan sistem pendingin

dan purifikasi air kolam fasilitas KH-IPSB3 ditunjukkan pada Tabel-2. Tabel menunjukkan bahwa sistem pendingin dan purifikasi harus disurveilkan satu kali dalam 3 bulan. Hal ini berdasarkan dari kondisi terkini peralatan yang masih baik, rata-rata operasinya hanya 40 jam perminggu, sejarah kerusakan hanya sekali dalam 5 tahun dan tingkat kemudahan/ perbaikannya rata-rata cukup mudah. Ketentuan ini bisa berubah apabila parameter yang menjadi dasar pertimbangan penentuan frekuensi surveilan perawatan (Tabel-1) juga berubah.

## KESIMPULAN

Dari bahasan yang telah dilakukan dapat disimpulkan :

1. Frekuensi surveilan perawatan sistem pendingin dan purifikasi air kolam KH-IPSB3 ditentukan berdasarkan kondisi terkini peralatan, waktu atau jam pengoperasian, sejarah pengoperasian dan kerusakan yang pernah terjadi, serta tingkat kemudahan dalam perbaikan.
2. Rata-rata frekuensi surveilan perawatan yang memadai untuk sistem pendingin dan purifikasi air kolam KH-IPSB3 minimal 1 kali dalam tiga bulan.

## DAFTAR PUSTAKA

- [1]. AEA ENGINEERING, "Transfer Channel and ISFSF for BATAN, Preliminary Design Package, Volume 1", BATAN, Jakarta, 1992.
- [2]. BUDI HENDARTO WIJAYA, "Keandalan (Realibility) Maintenance", [Online] 30 September 2010, [Dikutip: 10 Oktober 2013], <http://maintenance-group.blogspot.com/2010/09/keandalan-reliability.html>.
- [3]. PTLR, "LAK Kanal Hubung Instalasi Penyimpanan Sementara Bahan Bakar Bekas (KH-IPSB3)", Pusat Teknologi Limbah Radioaktif, Tangerang, 2009.
- [4]. Peraturan Kepala Bapeten Nomor 11 tahun 2007 tentang Ketentuan Keselamatan Instalasi Nuklir Non Reaktor
- [5]. JOHN ANDREWS, " Fault Tree Analysis Tutorial", UK, 1998, [Dikutip, 18 Agustus 2014] <http://www.ewp.rpi.edu/hartford/~ernesto/S2007/SMRE/ Notes/ Andrews-FTA-tutor.pdf>



## ESTIMASI PENGOLAHAN LIMBAH RADIOAKTIF PASKA PROGRAM DEKOMISIONING REAKTOR *TRIGA MARK II* BANDUNG

**Kuat Heriyanto, Nurokhim**  
Pusat Teknologi Limbah Radioaktif  
Kawasan PUSPIPTEK, Serpong 15310

### ABSTRAK

ESTIMASI PENGOLAHAN LIMBAH RADIOAKTIF PASKA PROGRAM DEKOMISIONING REAKTOR *TRIGA MARK II* BANDUNG. Telah dilakukan penelitian tentang pengolahan limbah radioaktif komponen reaktor *Triga Mark II* Bandung. Tujuan penelitian ini adalah untuk mendapatkan metode pengolahan yang tepat agar aman buat manusia dan lingkungan. Penelitian dilakukan dengan cara melakukan analisis data awal yang diperoleh dari hasil kegiatan inventarisasi radionuklida komponen reaktor. Data inventarisasi antara lain berupa aktivitas, volume dan berat. Data tersebut kemudian dianalisis menggunakan *computer code microshield* untuk mendapatkan paparan radiasi limbahnya. Dari hasil penelitian diperoleh paparan radiasi tertinggi setelah diwadahi sebesar 171 mR/h. Jumlah wadah yang digunakan sebanyak: 303 buah shell beton 950 liter, 1 buah box besi dan 2 buah pipa SS 304. Paparan radiasi limbah pada jarak kontak tidak boleh lebih dari 200 mR/h.

Kata kunci: limbah radioaktif, paparan radiasi, dekomisioning

### ABSTRACT

*ESTIMATION THE TREATMENT OF RADIOACTIVE WASTE OF DECOMMISSIONING PROGRAME FOR TRIGA MARK II REACTOR ON BANDUNG. The research on radioactive waste treatment Triga Mark II reactor components Bandung has been conducted. The purpose of this study is to get the right treatment method to be safe for humans and the environment. The reasearch done by analyzing the initial data obtained from the results of radio nuclide activity inventasisasi reactor components. Inventory data among other activity, volume and weight. The data is analyzed using the computer code microshield to get of dose rate.. The results were obtained of highest dose rate after packaging at 171mR/h. The number of containers usedas: 303950 liters of concrete shell pieces, 1 box iron and 2 pieces of pipe SS304. The dose rate of waste at contact distance should not be more than 200 mR/h.*

Keywords : radioactive waste, dose rate, decommissioning

### PENDAHULUAN

Reaktor *Triga Mark II* Bandung mulai dioperasikan pada tahun 1965 pada daya 250 kW. Pada tahun 1971 daya reaktor ditingkatkan menjadi 1000 kW. Pada tahun 1996 operasi reaktor diberhentikan untuk *upgrade* menjadi 2000 kW dan selesai pada tahun 2000. Komisioning reaktor dilakukan pada tahun 2001, dengan Izin Operasi untuk reaktor yang baru di *upgrade* diberikan oleh Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) hingga tahun 2016. Reaktor tersebut cepat atau lambat pasti akan di dekomisioning. Oleh karena itu Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN) harus menyiapkan perencanaan dari kegiatan dekomisioning sampai dengan pengelolaan limbahnya. Inventarisasi

radionuklida yang terkandung pada material-material yang terletak pada inti reaktor dan sekitarnya telah dilakukan. Inventarisasi radionuklida dilakukan dengan perhitungan menggunakan data sekunder yang berasal dari berbagai pustaka dan menggunakan *computer code (Origen 2.1)*. Dari kegiatan tersebut diperoleh hasil inventarisasi radionuklida yang diperkirakan secara kualitatif maupun kuantitatif. Dari hasil inventarisasi tersebut dapat dilakukan studi pengelolaan limbahnya. Pengelolaan limbah dilakukan dengan cara mengelompokkan limbah radioaktif berdasarkan klasifikasi aktivitas, material limbah dan paparannya. Untuk mendapatkan paparan radiasi limbah dilakukan penghitungan menggunakan *computer code (micro shield)*, kemudianditentukan metode



## Limbah Radioaktif

Berdasarkan rancangan amandemen PP No. 27 Tahun 2002 tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif dan dikombinasikan dengan surat dari BAPETEN No. : 1459/P 01/PTBN/V/2008 yang

mengacu pada Safety Standard Series nomor GSG-1, 2009, klasifikasi limbah radioaktif untuk pemancar beta-gamma adalah[4]:

- Limbah aktivitas sangat rendah : 1 - 100 Bq/g
- Limbah aktivitas relatif rendah : 100 - 1.000 Bq/g
- Limbah aktivitas sedang : 1.000 -  $10^{11}$  Bq/g
- Limbah aktivitas tinggi :  $\geq 10^{11}$  Bq/g

Aktivitas radionuklida dari komponen-komponen di sekitar reaktor, termasuk *supporting core* didekati dengan asumsi sebagai berikut:

1. Berbanding langsung dengan berat komponen
2. Berbanding langsung dengan daya reaktor
3. Berbanding langsung dengan *effective full power years (EFPY)*
4. Berbanding terbalik dengan waktu setelah *shut down* (dalam tahun).

Prosentase dari elemen radionuklida di dalam komponen tergantung kepada:

1. Prosentase kandungan masing-masing elemen di dalam komponen
2. Penampang lintang komponen reaktor.
3. Prosentase dari *abundance of parent nuclides in parent element*.

Macam-macam material yang diirradiasi dalam inti reaktor akan selalu berganti-ganti dan akhirnya akan menjadi limbah, sebagai contoh : batang kendali, in-core detector dan grafit slurry, tetapi kebanyakan dari limbah ini tergolong kategori tingkat tinggi[5].

Perlengkapan dan kerangka-kerangka yang dapat dibongkar atau dibuang adalah limbah sebagai hasil perawatan dan modifikasi. Limbah yang mempunyai bentuk semacam ini memerlukan reduksi ukuran misalnya melalui pengguntingan, penggergajian, pemotongan dan sebagainya.

Limbah padat filter yang mempunyai ukuran besar yang ditimbulkan dari PLTN dan instalasi nuklir lainnya yang mana limbah ini tidak memungkinkan untuk dilakukan reduksi ukuran ataupun pembakaran, maka pada umumnya jenis limbah ini langsung diimmobilisasi dengan bahan matrik semen slurry dalam wadah (shell, caison) khusus.

Tritium yang timbul sebagai kontaminan juga terdapat pada kebanyakan limbah padat yang dihasilkan dari industri nuklir. Kondisioning dari limbah-limbah ini biasanya memerlukan teknik khusus karena Tritium bentuk oksida dalam dapat bergerak dan bertukar dengan air.

## IMOBILISASI/ KONDISIONING

Immobilisasi atau kondisioning limbah radioaktif dilakukan dengan

menambahkan bahan matriks (semen, bitumen, resin, keramik, gelas, dsb) di dalam kontainer/wadah (shell beton, drum, bak steel, kontainer steel/Pb). Fungsi dari bahan matrik adalah untuk mengungkung dan mengikat radionuklida yang dikandung dalam limbah agar tidak mudah lepas ke lingkungan. Sedangkan fungsi dari kontainer/wadah tempat immobilisasi adalah untuk menahan terlepasnya radionuklida ke lingkungan dan juga untuk mencegah pengaruh kerusakan yang berasal dari sekitarnya selama penyimpanan/pembuangan.

Jenis bahan matrik yang dipakai tergantung dari jenis limbah dan aktivitas limbah yang diimmobilisasi, namun pada waktu ini bahan matrik yang banyak digunakan adalah semen/beton. Sedangkan jenis wadah tempat immobilisasi ini juga tergantung dari jenis aktivitas dan ukuran dari limbah yang diimmobilisasi disamping juga tergantung tujuan tempat penyimpanannya / pembuangan. Jenis wadah immobilisasi bisa dipakai adalah : drum 100 atau 200 liter ; shell beton : 950 atau 350 liter ; kontainer Pb; kontainer stainless steel ataupun bentuk shell/wadah khusus .

Pada proses immobilisasi menggunakan bahan matriks akan menghasilkan volume limbah akhir yang lebih besar karena adanya penambahan volume bahan matrik dan wadah immobilisasi dan ini tentunya akan mempengaruhi luas tempat

penyimpanan/pembuangan yang diperlukan. Dengan berkembangnya teknologi proses pengolahan limbah radioaktif maka sekarang telah dikembangkan pada skala industri "Penggunaan Tenaga Microwave" untuk immobilisasi/kondisioning limbah radioaktif. Dari proses ini diperoleh bahwa volume hasil akhir immobilisasi/kondisioning lebih kecil sehingga akan menghemat ruangan/tempat penyimpanan/pembuangan.

## METODOLOGI

Penelitian dilakukan dengan cara melakukan studi literatur dan mempelajari data-data karakteristik komponen reaktor yang ada. Karakterisasi limbah radioaktif komponen reaktor *Triga Mark II* Bandung dilakukan berdasarkan data Inventarisasi radionuklida setelah reaktor *shutdrown* 5 tahun. Data-data tersebut meliputi data-data radionuklida yang teraktivasi, volume serta berat limbah seperti yang ditampilkan pada Tabel 1. Berdasarkan data tersebut dilakukan kajian dalam penentuan

metoda pengelolaannya. Metoda pengolahan yang dapat dilakukan antara lain dengan kondisioning dalam shell beton atau dengan cara kondisioning dalam wadah lain (seperti kapsul). Untuk itu perlu dilakukan analisis data menggunakan *computer code microshield* untuk mendapatkan aktivitas total dan paparan radiasinya. Limbah diasumsikan diolah dan dimasukkan dalam wadah, kemudian dengan menggunakan *computer code microshield* diperoleh paparan radiasi kontak. Batasan pewardahan limbah berdasarkan volume limbah, berat limbah, aktivitas total dan paparan radiasi yang diijinkan. Perhitungan paparan radiasi dilakukan dengan asumsi menggunakan shell beton 950 liter, box besi dan pipa SS 304 dengan ketebalan masing-masing: 15, 0,5 dan 1 cm.

Dari data pustaka dan *log-book* serta hasil diskusi dengan manajemen dan operator reaktor *Triga MarkII* Bandung, diperoleh data-data sebagai berikut:

Tahapan operasi reaktor *Triga Mark II*, Bandung, yaitu

1. tahun 1965 - 1971 dengan daya 250 kW, EFPY = 2 tahun
2. tahun 1971 - 1996 dengan daya 1 MW, EFPY = 6,68 tahun
3. tahun 2001 – sekarang dengan daya 2 MW, EFPY = 0,68 tahun

Data inventarisasi limbah radioaktif yang akan digunakan sebagai dasar penghitungan ditampilkan pada Tabel 1.

Tabel 1. Inventarisasi Limbah Radioaktif Hasil Program Dekomisioning Reaktor *Triga Mark II* Bandung[6]

NO.	KOMPONEN LIMBAH	MATERIAL	RADIO-NUKLIDA	AKTIVITAS (Bq/gram)	VOLUME (Liter)	BERAT (gram)
1.	<i>Grid plate</i>	Al	Fe-55, Co-60, Ni-63, Rb-82	1.08E+06	4,012	10.829
2.	<i>Supporting Core</i>	Al	Fe-55, Co-60, Ni-63, Rb-82	1.55E+05	2,6	7.017
3.	<i>Supporting Thermal Core</i>	Al	Fe-55, Co-60, Ni-63, Rb-82	2.00E+03	2,6	7.017
4.	<i>Reflektor</i>	Al, Grafit	Fe-55, Co-60, Ni-63, Zn-65 dan	2.26E+05	573,785	960.171
5.	<i>Biological Shielding</i>	<i>Concrete</i>	Fe-55, Co-60, Ni-63, Ba-133, Eu-152	1.63E+03	283.829,78	667.000.000
6.	<i>Control Rod Colum</i>	Al	Fe-55, Ni-63, Zn-65, Pb-204	9.61E+05	0,95	2.564
7.	<i>Detector Rod Colum</i>	Al	Fe-55, Ni-63, Zn-65, Pb-204	2.03E+05	13,195	35.612
8.	<i>Grafit Thermal Colum Inner</i>	Al	Fe-55, Ni-63, Zn-65	1.15E+05	38,405	103.655
9.	<i>Grafit Thermal</i>	Al	Fe-55, Ni-63, Zn-65	1.52E+03	171.912	463.990

	<i>Colum Outer</i>					
10.	<i>Thermalizing Colum Inner</i>	Al	Fe-55, Ni-63, Zn-65	1.18E+05	45,63	123.155
11.	<i>Thermalizing Colum Outer</i>	Al	Fe-55, Ni-63, Zn-65	2.92E+03	23,75	64.096
12.	<i>Grafit Thermal Colum Inner</i>	Grafit	H-3, C-14, Fe-55, Co-60, Eu-152, Eu-154	4.42E+02	1.828,80	2.926.080
13.	<i>Grafit Thermal Colum Inner</i>	Grafit	H-3, C-14, Fe-55, Co-60, Eu-152, Eu-154	4.42E+02	491,172	785.875
14.	<i>Grafit Thermal Colum</i>	Boral	Be-10, Cl-36, K-40, Fe-55	8.88E+02	49,795	11.651
15.	<i>Thermalizing Colum</i>	Boral	Be-10, Cl-36, K-40, Fe-55	8.88E+02	38,94	9.113

## HASIL DAN PEMBAHASAN

Tabel 2 menampilkan hasil perhitungan paparan radiasi limbah radioaktif saat belum ada *shielding* dan setelah ada *shielding* (penahan radiasi). Perhitungan dilakukan berdasarkan asumsi akan dimasukkan dalam wadah limbah sesuai jenis material dan volumenya. Sedangkan wadah limbah yang akan digunakan diasumsikan sebagai *shielding*. Aktivitas limbah yang paling tinggi sebelum ada *shielding* adalah *Biological Shielding*, tapi aktivitas jenisnya yang paling

tinggi adalah *Control Rod Colum*, *Detector Rod Colum* dan *Thermalizing Colum Inner (Al)*. *Biological Shielding* aktivitasnya lebih tinggi dalam perhitungan karena volume limbahnya lebih banyak dibanding yang lain dan waktu *EFPY*-nya lama. *Control Rod Colum* dan *Detector Rod* aktivitas jenis dan paparan radiasinya lebih tinggi karena termasuk komponen yang paling dekat bahan bakar, sedangkan *Thermalizing Colum Inner (Al)* karena teraktivasi dalam waktu *EFPY* yang lama.

Tabel 2. Hasil Perhitungan Paparan Radiasi Komponen Limbah Radiaktif

NO.	KOMPONEN LIMBAH	PAPARAN (mR/jam)		MATERI/BAHAN SHIELD-ING
		TANPA SHIELDING	DENGAN SHIELDING	
1.	<i>Grid plate</i>	$3,562 \times 10^1$	$7,140 \times 10^{-1}$	Beton
2.	<i>Supporting Core</i>	$4,172 \times 10^2$	$7,700 \times 10^{-2}$	Beton
3.	<i>Supporting Thermal Core</i>	$3,140 \times 10^{-2}$	$1,98 \times 10^{-3}$	Beton
4.	<i>Reflektor</i>	$8,196 \times 10^1$	$2,5 \times 10^1$	Besi
5.	<i>Biological Shielding</i>	$2,610 \times 10^3$	$1,365 \times 10^2$	Beton
6.	<i>Control Rod Colum</i>	$4,149 \times 10^2$	$1,115 \times 10^2$	SS 304
7.	<i>Detector Rod Colum</i>	$4,148 \times 10^2$	$1,710 \times 10^2$	SS 304
8.	<i>Grafit Thermal Colum Inner (Al)</i>	$5,590 \times 10^1$	$5,330 \times 10^0$	Beton
9.	<i>Grafit Thermal Colum Outer (Al)</i>	$8,120 \times 10^{-1}$	$9,300 \times 10^{-2}$	Beton
10.	<i>Thermalizing Colum Inner (Al)</i>	$1,140 \times 10^2$	$1,082 \times 10^1$	Beton
11.	<i>Thermalizing Colum Outer (Al)</i>	$1,278 \times 10^1$	$1,030 \times 10^{-1}$	Beton
12.	<i>Grafit Thermal Colum Inner (Grafit)</i>	$2,712 \times 10^{-1}$	$3,760 \times 10^{-2}$	Beton
13.	<i>Grafit Thermal Colum Inner (Grafit)</i>	$1,770 \times 10^1$	$2,39 \times 10^0$	Beton
14.	<i>Grafit Thermal Colum (Boral)</i>	$1,421 \times 10^0$	$6,266 \times 10^{-4}$	Beton
15.	<i>Thermalizing Colum (Boral)</i>	$1,447 \times 10^0$	$1,936 \times 10^{-4}$	Beton



Dari hasil penelitian diperoleh karakteristik limbah radioaktif komponen reaktor yang telah menjadi limbah. Tabel 3 menampilkan skenario pengolahan limbah radioaktif. Limbah diolah dengan cara kondisioning dalam wadah dengan mempertimbangkan antara lain: material, volume dan berat limbah serta paparan radiasi. Limbah ditempatkan dalam suatu wadah dan dikelompokkan berdasarkan materialnya. Pemilihan wadah dilakukan berdasarkan besaran paparan radiasi pada kontak dan bentuk geometri/dimensi dari komponen limbah yang akan diolah. Dari parameter tersebut, maka wadah yang digunakan adalah shell beton 950 liter sebanyak 303 buah, box besi sebanyak 1 buah dan pipa (kapsul) SS sebanyak 2 buah. Penggunaan shell beton 950 liter paling banyak digunakan untuk kondisioning limbah *Biological shielding* karena volumenya yang sangat banyak

yaitu 283.829,78 liter dengan berat 667.000.000 gram. Jumlah tersebut dengan asumsi limbah *Biological shielding* dilakukan dismantling dan diolah, tapi masih ada opsi lain yaitu dengan cara dikubur (tidak semua diwadahi shell). Pemilihan wadah box besi untuk pengolahan limbah reflector, karena menyesuaikan dimensinya yang lebih besar. Begitu juga pemilihan pipa (kapsul) SS-304 sebagai wadah *Control Rod Colum* dan *Detector Rod Colum* karena menyesuaikan dimensi dan bentuk geometrinya.

Sedangkan limbah *Grid plate*, *Supporting Core*, *Supporting Thermal Core*, *Grafit Thermal Colum Inner (Al)*, *Grafit Thermal Colum Outer (Al)*, *Thermalizing Colum Inner (Al)* dan *Thermalizing Colum Outer (Al)* ditempatkan dalam satu wadah karena volume dan paparan radiasinya memungkinkan.

TABEL 3. Pengolahan Limbah Radioaktif Yang ditimbulkan Progam Dekomisioning Reaktor *Triga Mark II* Bandung.

NO.	WADAH	METODA PENGOLAHAN	ISI LIMBAH	PAPARAN KONTAK (mR/jam)	KEBUTUHAN WADAH
1.	Shell beton 950 liter	Kondisioning	<i>Grid plate</i> <i>Supporting Core</i> <i>Supporting Thermal Core</i> <i>Grafit Thermal Colum Inner (Al)</i> <i>Grafit Thermal Colum Outer (Al)</i> <i>Thermalizing Colum Inner (Al)</i> <i>Thermalizing Colum Outer (Al)</i>	$1,71 \times 10^1$	1
2.	Shell beton 950 liter	Kondisioning	<i>Biological shielding</i>	$1,365 \times 10^2$	245
3.	Shell beton 950 liter	Kondisioning	<i>Grafit Thermal Colum Inner (Grafit)</i>	$3,760 \times 10^{-2}$	3
4.	Shell beton 950 liter	Kondisioning	<i>Grafit Thermal Colum Inner (Grafit)</i>	$2,39 \times 10^0$	1
5.	Shell beton 950 liter	Kondisioning	<i>Grafit Thermal Colum (Boral)</i> <i>Thermalizing Colum (Boral)</i>	$8,20 \times 10^{-4}$	3
6.	Box Besi	Kondisioning	<i>Reflektor</i>	$2,5 \times 10^1$	1
7.	Kapsul SS 304	Kondisioning	<i>Control Rod Colum</i>	$1,115 \times 10^2$	1
8.	Kapsul SS 304	Kondisioning	<i>Detector Rod Colum</i>	$1,710 \times 10^2$	1



## KESIMPULAN

Paparan radiasi tertinggi pada kontak setelah diwadahi adalah  $1,710 \times 10^2$  mR/h. Metode pengolahan yang dipilih adalah kondisioning dengan menggunakan wadah berupa: shell beton 950 liter, box besi dan sistem kapsul (pipa SS 304). Jumlah wadah yang digunakan sebanyak: 303 buah shell beton 950 liter, 1 buah box besi dan 2 buah pipa SS 304.

## DAFTAR PUSTAKA

- [1]. BAPETEN, "Surat No. : International Atomic Energy Agency (2002), *Radiological Characterization of Shut Down Nuclear Reactor for Decommissioning Purposes*, IAEA-TRS No. 389, Vienna.
- [2]. ANONYMOUS, *Reaktor Triga 2000 Bandung*, Available: <http://airamadhan.wordpress.com/2008/05/27/reaktor-triga-2000-bandung/> diakses pada 5 November 2012.
- [3]. DARYOKO, M., and GUNANDJAR, *Inventarisasi Radionuklida dalam Komponen Nuklir*, Jurnal Teknologi Pengolahan Limbah, ISSN 1410-9565, Volume 6 Nomor 1, Jakarta tahun 2003.
- [4]. 1459/P 01/PTBN/V/2008 yang mengacu pada Safety Standard Series nomor GSG-1", 2009.
- [5]. SURYANTORO, "Pengolahan Limbah Radioaktif Padat", Pelatihan Pengelolaan Limbah Radioaktif, PTLR-BATAN, Serpong, 16-27 September 2013.
- [6]. DARYOKO, M., dkk, "Perhitungan Perkiraan Biaya Pengelolaan Limbah Pada Perencanaan Dekomisioning Reaktor Triga Mark II Bandung", Laporan Program Insentif Peningkatan Kemampuan Peneliti dan Perekayasa, 2012.

## PENYERAPAN ION LOGAM Cu(II) PADA LIMBAH CAIR MENGGUNAKAN ADSORBEN SELULOSA DARI JERAMI PADI

**Meri Suhartini dan Santoso Prayitno**  
Pusat Aplikasi Isotop Radiasi - BATAN  
Jl. Lebakbulus Raya No. 49 Jakarta  
Email : meri@batan.go.id

### ABSTRAK

PENYERAPAN ION LOGAM Cu(II) PADA LIMBAH CAIR MENGGUNAKAN ADSORBEN SELULOSA DARI JERAMI PADI. Limbah cair Industri yang mengandung ion logam berat, bila tidak diolah akan menyebabkan terjadinya ketidak seimbangan ekosistem dan gangguan kesehatan serius. Selulosa pada jerami padi yang dicangkok dengan N,N'-MetilendiAkrilamida (MDA) berkemampuan untuk menyerap ion logam Cu(II). Pencangkokan dilakukan dengan menggunakan inisiator sinar *Gamma*. Selulosa yang digunakan diisolasi dari jerami padi sebelum dicangkok dengan monomer MDA. Tujuan dari penelitian ini adalah untuk mengetahui dosis iradiasi optimum pencangkokan MDA pada selulosa, konsentrasi monomer optimum dan kemampuan adsorben MDA yang dicangkok pada selulosa (MDA-g-Selulosa) untuk penyerapan ion logam Cu(II). Hasil penelitian menunjukkan rendemen hasil isolasi selulosa pada jerami sebesar 29,07 %. Pada derajat pencangkokan 13,06%, dosis iradiasi sebesar 30 kGy dan konsentrasi MDA 5%. Penyerapan ion logam Cu(II) oleh MDA-g-Selulosa adalah sebesar 67,17 mg/g. Terdapat peningkatan suhu degradasi selulosa. Adsorben MDA-g-Selulosa berpotensi untuk digunakan sebagai adsorben penyerap ion logam Cu(II) pada limbah cair.

**Kata Kunci:** Selulosa, Jerami padi, N,N'-MetilendiAkrilamida (MDA), Pencangkokan.

### ABSTRACT

*THE ABSORPTION OF Cu(II) METAL ION IN WASTEWATER USING CELLULOSE ADSORBENT FROM RICE STRAW. Industrial waste water containing heavy metals ions caused the ecosystem imbalance and serious health disorders if it is not well treated. Grafted N,N'-MetilendiAkrilamida (MDA) onto cellulose of rice straw capable of adsorbing metal ion Cu (II) in waste water. Grafting is done using the initiator of Gamma rays. Cellulose used was isolated from rice straw prior to grafting with the MDA monomer. The purpose of this study is to determine the optimum irradiation dose of grafting of MDA onto cellulose (MDA-g-cellulose), the optimum concentration of monomer and the ability of MDA-g-cellulose adsorbent for adsorption of the metal ion Cu (II). The results showed the cellulose yield insulation at the straw of 29,07%. Grafting degree was 13.06% at irradiation dose of 30 kGy and concentration of MDA 5%. The adsorption of the metal ion Cu (II) on MDA-g-cell is equal to 67.17 mg/g. There is an increase in the degradation temperature of grafted cellulose. The Adsorbent of MDA-g-Cellulose has the potential to be used as adsorbents for metal ion Cu(II) in wastewater.*

**Keywords:** Cellulose, Rice straw, N,N'-MetilendiAkrilamida (MDA), Grafting.

### PENDAHULUAN

Pesatnya pertumbuhan dalam bidang industri, termasuk industri pelapisan logam dan industri kimia menyebabkan semakin banyak limbah yang dihasilkan. Hal ini mengakibatkan permasalahan yang kompleks bagi lingkungan, terutama limbah yang mengandung ion logam berat seperti ion logam Cu (II). Ion Logam Cu(II) selalu ada di dalam limbah dengan jumlah yang tinggi. Pada manusia keracunan ion logam Cu(II) secara kronis menimbulkan gangguan kesehatan serius, selain itu ion logam Cu(II) juga bersifat racun terhadap semua tumbuhan pada konsentrasi larutan diatas 0,1 ppm, bersifat racun pada domba pada konsentrasi diatas 20 ppm, mematikan biota laut seperti fitoplankton pada konsentrasi diatas 0,01 ppm [1]. Menurut

Peraturan Pemerintah Nomor 82 Tahun 2001 tentang Pengelolaan Kualitas Air dan Pengendalian Pencemaran Air, konsentrasi Cu(II) yang aman untuk air minum manusia tidak lebih dari 1 ppm. Oleh karena itu, ion logam Cu(II) harus dihilangkan pada setiap limbah yang ada.

Berbagai metode telah dilakukan guna mengurangi atau bahkan menghilangkan limbah logam berat berbahaya. Metode tersebut antara lain : pengendapan, metode membran dan adsorpsi. Metode pengendapan kurang efektif dari segi ekonomi, disamping itu juga dihasilkan limbah baru berupa endapan. Metode membran juga kurang efektif dari segi ekonomi karena harga membran dan biaya operasi yang tinggi. Metode adsorpsi dilaporkan sebagai metode yang cukup efektif dan ekonomis [2].

Jerami sebagai limbah pertanian tanaman padi dapat digunakan sebagai bahan baku *pulp*, pemisah maupun adsorben. Sel-sel tumbuhan jerami padi dikelilingi oleh struktur polisakarida yang kaku dan kuat. Kerangka dinding sel terdiri dari lapisan-lapisan serat selulosa yang panjang, melebar, saling bersimpangan dan saling menguatkan. Kerangka seperti serabut ini diliputi oleh matriks seperti semen yang terdiri dari polisakarida dan struktur jenis lain yang disebut lignin. Selain lignin, jerami juga tersusun atas hemiselulosa. Gabungan selulosa, hemiselulosa, dan lignin disebut lignoselulosa [3].

Selulosa memiliki gugus fungsi yang dapat melakukan pengikatan dengan ion logam. Gugus fungsi tersebut adalah gugus karboksil dan hidroksil [4]. Metode yang banyak dikembangkan untuk modifikasi yakni, dengan suatu monomer yang dapat dijadikan sebagai pengkelat ion logam atau dengan memfungsionalisasikan kembali monomer yang telah tercangkok tersebut dengan monomer lain yang dijadikan sebagai pengkelat ion logam. Dengan demikian, kapasitas dan selektivitas pertukaran ionnya dapat ditingkatkan [5].

Pada penelitian ini selulosa dimodifikasi secara kopolimerisasi cangkok dengan monomer N,N'-MetilendiAkrilamida menggunakan radiasi sinar gamma sebagai inisiator. Selulosa-g-N,N'-MetilendiAkrilamida yang terbentuk diharapkan memiliki kemampuan menyerap ion logam Cu(II) dan sifat kimia-fisika yang lebih baik dibandingkan selulosa murni.

## TATA KERJA

### Bahan

Bahan yang digunakan adalah jerami padi, N,N'-Metilen bis Akrilamida (MDA), aquades ( $H_2O$ ), Natrium klorida (NaCl), Asam asetat ( $CH_3COOH$ ), Kalium bromida (KBr), Metanol ( $CH_3OH$ ), Toluena ( $C_7H_8$ ), HCl 3%, NaOH,  $H_2O_2$ , kertas saring, plastik polietilen (PE), selulosa komersil mikro kristalin (Merck), *Ethylene diamine tetra-acetic acid* (EDTA),  $CuSO_4 \cdot 5H_2O$  dan indikator universal.

### Alat

Peralatan yang digunakan adalah sumber radiasi gamma Irradiator Co-60 (irradiator karet alam, IRKA) sebagai sumber radiasi, Spektrofotometer FTIR (IRPrestige-21 Shimadzu) untuk mengidentifikasi gugus fungsi, DSC-60 (Shimadzu) untuk melihat perubahan termal pada sampel, spektrofotometer UV-Vis mini. 1240 (Shimadzu) untuk meng-analisa daya serap sampel terhadap logam warna, *Shaker* (PROLABO), Neraca *Analytic* (GR-200 AND), Oven (Geer Oven Toyaseiki), blender, desikator,

saringan 30 *mesh*, *seal vacum* (Multivac), kertas saring, termometer dan peralatan gelas.

## Prosedur Kerja Preparasi Sampel

Jerami padi dipisahkan antara jerami dengan daunnya. Kemudian dipotong sepanjang 2 Cm dan dicuci bersih dengan suhu  $70^\circ C$  selama 3 hari. Lalu dicacah halus dengan blender hingga menjadi serbuk lalu disaring dengan penyaring 30 *mesh*.

Tahap isolasi selulosa diawali dengan pemisahan protein dan lemak, sebanyak 200 gram diekstraksi dengan tehnik maserasi menggunakan toluena hingga serbuk jerami terendam sempurna selama 48 jam. Lalu disaring dan diangin-anginkan hingga kering. Tahap selanjutnya adalah demineralisasi dengan menambahkan HCl 3%, dipanaskan pada suhu  $70^\circ C$  selama 1 jam. Campuran kemudian dicuci hingga bebas asam. Residu kemudian dikeringkan pada suhu  $50^\circ C$  dilanjutkan dengan delignifikasi dengan menambahkan NaOH 20%, dipanaskan dan pada suhu  $80^\circ C$  selama 3 jam. Disaring dan dicuci dengan akuades hingga bebas basa, kemudian dikeringkan pada suhu  $50^\circ C$ . Hasil *pulping* diberi  $H_2O_2$  0,5% serta beberapa tetes NaOH 20% hingga pH mencapai 12. Campuran tersebut dipanaskan selama 6 jam dengan suhu  $85^\circ C$  kemudian dicuci hingga bebas basa, dan dikeringkan.

## Radiasi Grafting dengan Irradiator Co-60

Teknik *grafting* yang digunakan adalah teknik iradiasi simultan. Selulosa sebanyak 5 gram dimasukkan ke dalam plastik polietilen (PE). Lalu ditambahkan N,N'-MetilenbisAkrilamida 5% b/b. Sampel diiradiasi menggunakan irradiator Co-60 dengan dosis radiasi 30 kGy. Hasil iradiasi dicuci menggunakan air panas selama 5 menit kemudian disaring dan dikeringkan dalam oven pada suhu  $50^\circ C$  selama 2 hari sehingga diperoleh MDA-g- selulosa.

## Identifikasi Gugus Fungsi dengan FTIR

Gugus fungsi pada selulosa jerami padi sebelum dan sesudah proses *pencangkakan* dikarakterisasi menggunakan FTIR. Sampel dimasukkan ke dalam lumpang sebanyak 1 mg yang telah berisi serbuk KBR sebanyak 10 mg. Kemudian digerus hingga halus. Selanjutnya dimasukkan ke dalam *folder disk* dan dianalisis menggunakan FTIR, pada daerah dengan panjang gelombang antara  $2,5 \mu m$  dan  $15 \mu m$  sesuai dengan bilangan gelombang (*wave number*) antara  $4000 \text{ cm}^{-1}$  sampai  $400 \text{ cm}^{-1}$ .

### Analisis sifat termal dengan DSC

Untuk masing-masing sampel ditimbang sebanyak  $\pm 10$  mg ke dalam mangkuk aluminium. Sifat termal dianalisis pada kisaran suhu 60-600°C dan kecepatan 20°C/menit.

### Penyerapan Logam Berat

Pengujian penyerapan logam berat dilakukan dengan menggunakan logam berat Cu (II). Selulosa hasil modifikasi masing-masing sejumlah 50 mg dimasukkan kedalam erlenmeyer, ditambahkan 25 ml larutan tembaga (II) sulfat 300 ppm, *dishaker* selama 2 jam didiamkan semalam kemudian disaring dan hasil saringan dianalisis menggunakan AAS.

## HASIL DAN PEMBAHASAN

### Isolasi Selulosa

Senyawa selulosa yang merupakan sampel utama sebagai polimer *backbone* pada kopolimerisasi cangkok tersebut berasal dari jerami padi. Dimana sampel jerami padi yang digunakan adalah jerami secara umum yang didapatkan dari wilayah Bogor dan sekitarnya. Dari selulosa yang diisolasi didapatkan persen rendemen selulosa serta karakteristik selulosa tersebut secara kualitatif seperti dalam Tabel 1 berikut ini.

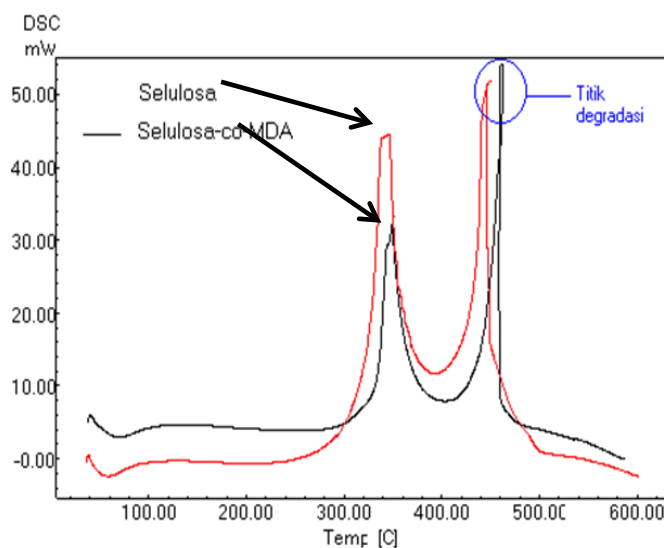
Tabel 1. Karakteristi selulosa hasil isolasi

KarakteristikSelulosa	
% Rendemen isolasi	29,07 %
Warna	Putih
Kelarutan (aquadest)	Tidaklarut

Dari selulosa yang dihasilkan beberapa karakteristik dari selulosa tersebut yang dilihat secara kualitatif. Seperti warna selulosa yang putih dan bila dibandingkan dengan selulosa komersil dari Merck, keduanya memiliki warna yang sama. Kemudian dari bentuk yang terlihat adalah amorfus dan bila diuji kelarutan dalam air, selulosa hasil isolasi tidak menunjukkan adanya kelarutan. Hal ini menunjukkan bahwa senyawa diatas merupakan selulosa dengan data kualitatif yang ditampilkan.

Selain itu dari tabel di atas dapat dilihat pula rendemen hasil isolasi selulosa yang didapat sebesar 29,07%. Hasil ini memiliki perbedaan yang cukup jauh dibanding penelitian sebelumnya. Dimana menurut Roberto [3], persen selulosa mencapai 32% sedangkan menurut Sofyan [6], persen selulosa yang terdapat pada jerami padi mencapai 33%. Hal ini dapat diakibatkan beberapa faktor, diantaranya karena jerami padi yang digunakan dihaluskan terlebih dahulu hingga ukuran butirnya menjadi 30 mesh.

### Ketahanan Panas



Gambar 1. Perbandingan kurva DSC selulosa dengan MDA-g-selulosa

Pada Gambar 1 dapat dilihat bahwa terdapat pergeseran puncak degradasi pada MDA-g-selulosa ke suhu yang lebih tinggi jika dibandingkan dengan selulosa sebelum modifikasi. Degradasi selulosa terjadi pada suhu sekitar 440°C, sedangkan degradasi MDA-g-selulosa terjadi pada suhu sekitar 470°C. dari data termogram tersebut dapat disimpulkan pergeseran yang terjadi disebabkan adanya penambahan dari MDA. Dimana senyawa MDA ini pada dasarnya berbentuk kristalin, sehingga dibutuhkan panas yang lebih tinggi untuk mendegradasi selulosa yang tercangkok dengan MDA tersebut.

Selain itu, pencangkokan MDA pada selulosa menyebabkan suhu degradasi meningkat. Hal ini karena dibutuhkan energi lebih tinggi untuk mendegradasi MDA-g-selulosa dibandingkan selulosa murni dengan kata lain proses pencangkokan dapat meningkatkan ketahanan degradasi sampel terhadap kenaikan temperatur. Suhu sampel dan pembanding akan sama apabila tidak terjadi perubahan. Perbedaan suhu pada sampel dapat berada dibawah atau diatas baseline. Hal tersebut tergantung pada proses termokimia yang terjadi pada saat dekomposisi. Proses reaksi yang melepaskan panas (eksotermik) menyebabkan suhu akan meningkat maka akan terbentuk puncak. Sebaliknya apabila proses reaksi memerlukan panas (endotermik) menyebabkan suhu akan menurun dan terbentuk lembah. Puncak dan lembah pada termogram dihasilkan dari perubahan sifat fisika dan kimia karena pengaruh suhu. Sifat fisika yang bersifat endotermik adalah fusi, penguapan, sublimasi, absorpsi dan desorpsi sedangkan yang bersifat eksotermik adalah adsorpsi dan kristalisasi. Reaksi kimia yang bersifat endotermik meliputi dehidrasi, reduksi, dan dekomposisi, sedangkan yang bersifat eksotermik meliputi oksidasi, polimerisasi dan reaksi katalitik [7].

### Penyerapan Ion Logam $\text{Cu}^{2+}$

Hasil pengujian menunjukkan bahwa pada pada sampel 30 kGy dapat menyerap ion logam sebesar 67,17 mg ion  $\text{Cu}^{2+}$  / gram adsorben. Menurut hasil penelitian Rahmawati [8], yang melakukan pengukuran adsorben ion logam  $\text{Cu}^{2+}$  dengan sampel selulosa, didapatkan hasil kemampuan serap selulosa terhadap ion logam  $\text{Cu}^{2+}$  sebanyak 14,5 mg/g. Dari data diatas terlihat peningkatan kemampuan daya serap ion logam  $\text{Cu}^{2+}$  antara sampel sebelum dicangkok MDA dan setelah dicangkok MDA. dimana dari data tersebut menunjukkan bahwa proses pencangkokan MDA dapat meningkatkan daya

serap selulosa terhadap ion logam dibandingkan dengan selulosa sebelum dicangkok monomer.

Kemampuan adsorpsi terhadap ion  $\text{Cu}^{2+}$  terserap ke dalam sampel adsorben karena adanya situs aktif dari sampel tersebut. Pada senyawa selulosa terdapat gugus hidroksil (-OH) sedangkan pada sampel yang telah tergrafting terdapat situs aktif lain seperti vinyl (C=C) gugus amina (-NH-) dan karbonil (-C=O) yang dapat bereaksi dengan ion Cu sepanjang rantai molekulnya. Interaksi antara situs aktif dengan ion logam berupa ikatan kovalen koordinasi, atau membentuk ion logam dalam bentuk hidratnya melalui ikatan hidrogen dalam pori adsorben [9]. Adanya pasangan elektron bebas pada atom O dan N serta ikatan  $\pi$  pada gugus vinyl dapat menyebabkan terjadinya ikatan kovalen dan ikatan kompleks *chelate*.

### KESIMPULAN

Dari penelitian diatas maka didapat hasil sebagai berikut:

1. Rendemen selulosa yang dihasilkan dalam jerami padi yang diambil dari wilayah Bogor sebesar 29,07%.
2. Terdapat peningkatan temperatur degradasi selulosa dari 440°C sebelum *grafting* menjadi 470°C setelah *grafting* dengan MDA.
3. Terdapat peningkatan daya serap ion  $\text{Cu}^{2+}$  oleh selulosa dari 14,5 mg/g selulosa sebelum *grafting* menjadi 67,17 mg ion  $\text{Cu}^{2+}$  /g selulosa setelah *grafting*.

### UCAPAN TERIMA KASIH

Penulis mengucapkan terimakasih kepada Sdr. Cahyono, staf Balai Iradiasi, PATIR-BATAN atas bantuannya meng-iradiasi sampel selulosa. Terimakasih khusus kepada Sdr. M.Toharoh, S.Si. dari Universitas Islam Negeri Syarif Hidayatullah Jakarta, atas bantuannya sehingga penelitian ini dapat berjalan seperti yang diharapkan.

## DAFTAR PUSTAKA

- [1]. Hendri, Muhammad., Gusti Diansyah., Jetun Tampubolon. 2010. Konsentrasi Letal (LC50-48 jam) Logam Tembaga (Cu) dan Logam Kadmium (Cd) Terhadap Tingkat Mortalitas Juwana Kuda Laut(*Hippocampus spp*). Jurnal Sains. Vol. 13 no. 1 (D) 13107.
- [2]. O'connel, David William, Birkinshaw, Collin, O'Dwyer, Thomas Francis.2008. *Heavy Metal Absorbents Prepared From The Modification of Cellulose: A Review*. Bioresource Technology, vol99, P. 6709-6724.
- [3]. Roberto, I. C; I. M. Mancilha, C. A, de Souza; M. G. A. Felipe; S. Sato; H. F, de Castro. 1994. *Evaluation of Rice Straw Hemicellulose Hydrolysate in Production of Xylitol by Candida Guillermondii*. University of Sao Paolo, Faculty of Pharmaceutical Sciences, Brazil.
- [4]. Herwanto,B., Santoso,E.,2006. Adsorpsi Ion LogamPb(II) pada Membran Selulosa Kitosan Terikat Silang, *Akta Kimia Indonesia*,Vol.2No.1,9-24.
- [5]. Waly A., Abdel-Mohdy F.A., Aly A. S dan Hebeish A. 1998. Synthesis and Characterization of Cellulose Ion Exchanger.II. Pilot scale and utilization in Dye-Heavy Metal Removal, *J. Appl. Polym. Sci*, Vol 68.
- [6]. Sofyan, M. I. 2004. Kinetika fermentasi selulosa murni oleh *Trichoderma reesei* QM 9414 menjadi glukosa dan penerapannya pada jerami padi bebas lignin. *J. Of Food Sci. Tech.* 25(3): 199-206.
- [7]. Skogg DA, Holler FJ, Crouch SR. *Principles of instrumental analysis*. 6<sup>th</sup> edition. USA: Thomson Brooks/Cole; 2007. h.431-66, 897-906.
- [8]. Rahmawati. 2013. *Kopolimerisasi Cangkok Asam Akrilat pada Selulosa jerami padi dengan teknik Pra-Iradiasi: Karakterisasi dan Aplikasinya Sebagai Penukar Ion*. Depok: Fakultas MIPA UI.
- [9]. Erizal. 2010. Sintesis Hidrogel Superabsorben Poli (Aksilamida-ko-Kalium Akrilat) dengan Teknik Radiasi dan Karakterisasinya. *A Scientific Journal for The Applications of Isotopes and Radiation*. Vol. 6 No. 2. ISSN 1907-0322. BATAN-Pasar Jumat.



## PENGOLAHAN LIMBAH PERAK DARI PROSES ELEKTROLISIS DENGAN METODE ELEKTRODEPOSIT DAN PEMURNIANNYA MENJADI LOGAM PERAK

Dwi Luhur Ibnu Saputra, Sugeng Purnomo  
Pusat Teknologi Limbah Radioaktif – BATAN  
Kawasan PUSPIPTEK, Serpong 15310

### ABSTRAK

**PENGOLAHAN LIMBAH PERAK DARI PROSES ELEKTROLISIS DENGAN METODE ELEKTRODEPOSIT DAN PEMURNIANNYA MENJADI LOGAM PERAK.** Limbah elektrokimia yang mengandung  $\text{AgNO}_3$  dan  $\text{HNO}_3$  merupakan limbah sekunder yang masih bisa diambil kembali unsur perak dengan menggunakan metode elektrodeposit dan dimurnikan kembali menjadi logam perak. Metode ini menggunakan dua buah elektroda yang diberi muatan arus dengan variasi arus sebesar 1,2 dan 3 Amper. keberhasilan proses ini dapat dilihat dari penurunan konsentrasi perak dalam limbah yang dianalisa menggunakan AAS (atomic absorption spectrophotometry) dan terbentuknya deposit perak dikatoda. Kondisi optimal proses terjadi pada arus 3 Amper. Semakin besar arus yang dihantarkan dan waktu yang digunakan semakin lama maka semakin besar deposit yang terbentuk pada katoda dan penurunan konsentrasi perak dalam larutan. Deposit yang di dapat dapat dimurnikan dengan peluburan secara thermal yaitu mengkondisikan sifat logam tersebut mencapai titik leburnya yaitu  $961.78^\circ\text{C}$ . Peleburan dilakukan didalam furnace dengan menggunakan crucible carbon pada suhu  $1000^\circ\text{C}$  selama 2,5 jam. Keberhasilan pemurnian perak ini dapat dilihat dari bentuk fisiknya yang berwarna putih mengkilap dan tidak bereaksi kembali pada larutan asam.

Kata kunci :elektrodeposit, deposit perak, pemurnian perak

### ABSTRACT

#### **SILVER WASTE TREATMENT FROM PROCESS ELECTROLISIS WITH METHOD ELEKTRODEPOSIT AND REFINING BECOME SILVER METAL.**

*Electrochemical waste contained  $\text{AgNO}_3$  and  $\text{HNO}_3$  is the secondary waste that still can be taken back of silver using the elektrodeposit method and purified back become silver metal. This method uses two electrodes for give the charge current with a current of 1,2 and 3Ampere. The success of this process can be seen from the decline in the concentration of silver in the waste have been analyzed using AAS (atomic absorption spectrophotometry) and the formation of deposits of silver in cathode. Optimal process conditions occur at the current 3 Ampere. The larger currents to given and the longer of time is the greater deposit on the cathode and decreased concentrations of silver in the solution. Deposit has it can be purified by smelting in thermal properties of condition. the metal reached its melting temperature point  $961.78^\circ\text{C}$ . Melting is performed in furnace using carboncrucible temperature  $1000^\circ\text{C}$  during 2.5 hours. The success of the purification of silver can be seen from it's physical shape that is colored white shiny and not react back in the acid solution.*

*Key words: elektrodeposit, deposits of silver, silver refining*

### PENDAHULUAN

Logam berat dalam lingkungan dapat menyebabkan kerusakan alam dan bahaya kesehatan bagi manusia, logam berat ini banyak timbul sebagai limbah B3 yang pencemarannya berasal dari industri dan aktifitas yang lain. Bagi para penimbul limbah harus mempunyai teknologi yang tepat agar limbah tersebut tidak terbuang ke lingkungan dan tidak merusak lingkungan. Teknologi bersih adalah solusi bagi industri atau pihak lain yang menghasilkan limbah. Teknologi bersih yang dimaksud adalah 3R (*reuse, reduce dan recycle*)<sup>[1]</sup>. Pengambilan perak dari limbah elektrolisis untuk menjadi logam perak merupakan teknologi *recycle* yaitu pengolahan limbah dengan cara pengambilan unsur yang terkandung dalam limbah agar bisa digunakan kembali.

Limbah yang akan diolah kembali berasal dari sisa proses elektrolisis yang terkandung TBP (*Trybutyl Phospat*) dan *Kerosin*, pelarutnya berupa larutan 4 N asam nitrat dan 0,05 N perak nitrat. Dengan adanya limbah tersebut maka diperlukan pengolahan untuk dapat mengambil kembali perak yang terdapat pada limbah tersebut. Penelitian dilakukan untuk melihat seberapa besar proses elektrodeposit dapat digunakan dalam pengambilan perak tersebut. Pengolahan limbah perak bisa dilakukan dengan cara pengolahan secara kimia seperti presipitasi menggunakan koagulasi, cara ini banyak dilakukan dalam pengolahannya karena sederhana prosesnya tetapi residu yang didapat masih mengandung impuritas dari bahan koagulannya sendiri dan juga masih dilakukan

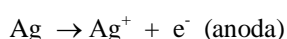
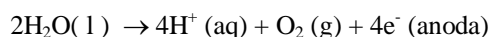
pemisahan untuk menghilangkan pengotor dari perak. Banyak tahapan yang dilakukan dalam proses tersebut. Pengolahan limbah perak dapat dilakukan dengan menggunakan teknik elektrokimia yaitu energi listrik menjadi energi kimia prosesnya dilakukan dengan cara elektrodeposisi, teknik ini sangat sederhana dan mempunyai kemurnian yang tinggi dari hasil yang didapat.

Perak yang telah diambil dari dalam limbah masih seperti deposit berwarna abu-abu yang sifatnya tidak seperti sifat kimia dan fisika logam perak. Secara kimia perak yang didapat masih dapat terlarut dalam larutan asam seperti HNO<sub>3</sub> dan akan menjadi perak nitrat kembali. Secara fisika belum mempunyai sifat yang mendekati seperti berwarna putih mengkilap, dapat ditempa, pengantar kalor dan listrik yang baik dan tidak tembus cahaya dan juga belum mempunyai nilai ekonomis. Pemurnian deposit perak menjadi logam perak menjadi salah satu cara agar deposit tersebut dapat digunakan kembali.

## TEORI

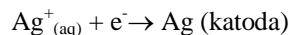
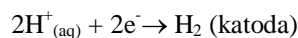
### Elektrodeposisi

Elektrodeposisi merupakan perpindahan elektron yang tidak stabil dari dua buah elektroda yang telah dialiri arus. Elektroda yang digunakan harus mempunyai sifat *inert* agar elektroda tersebut tidak mengalami perubahan dari proses secara kimia<sup>[2]</sup>. Larutan elektrolit harus memiliki daya ionisasi yang kuat agar perpindahan elektron dapat berpindah dengan kuat, oleh karena itu larutan elektrolitnya digunakan asam kuat seperti HNO<sub>3</sub>. Elektroda tersebut dialirkan arus DC sebagai muatan pada elektrodanya. Bila arus mengalir dari anoda ke katoda didalam larutan elektrolit, maka akan terjadi reaksi kimia pada larutan elektrolit dan elektroda, pada anoda akan terjadi reaksi oksidasi dimana ion negatif akan ditarik oleh anoda dan jumlah elektronnya berkurang, apabila terkandung asam nitrat berupa NO<sub>3</sub><sup>-</sup> tidak teroksidasi hanya H<sub>2</sub>O yang teroksidasi<sup>[3]</sup>. Sehingga AgNO<sub>3</sub> pada anolite mengalami reaksi :



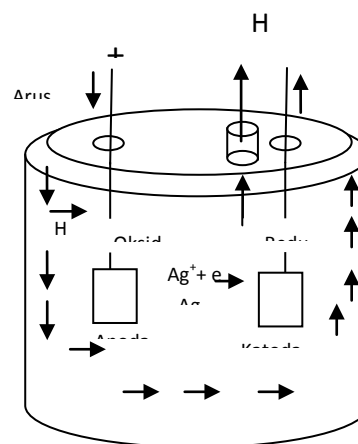
sedangkan pada katoda akan terjadi proses reduksi dimana ion positif akan tertarik ke katoda dan menerima muatan elektron karena limbah elektrokimia bersifat asam maka ion hidrogen akan direduksi oleh katoda dan hidrogen akan terlepas ke udara sehingga meningkatkan penurunan jumlah H<sup>+</sup> dalam larutan. Ag<sup>+</sup> akan

tereduksi di katoda menjadi Ag karena potensial katoda lebih kecil dari ion positif maka daya tarik pada katoda tidak begitu kuat sehingga deposit pada katoda bisa di lepas<sup>[4]</sup>.



Untuk kandungan kontaminasi yang terkandung dari hasil elektrolisis terdapat kandungan fosfat dengan konsentrasi yang sangat kecil

Proses elektrodeposisi dapat dilihat pada **Gambar 1**.



Gambar 1. Proses elektrodeposisi

Menurut Hukum *Faraday* I yaitu Massa zat yang timbul pada elektroda karena elektrolisis berbanding lurus dengan jumlah listrik yang mengalir melalui larutan<sup>[5]</sup>.

$$W = \frac{e \cdot i \cdot t}{96.500}$$

Dimana :

W = massa zat yang diendapkan ( gram )

e = berat ekivalen hasil elektrolisis

$$= \frac{Ar}{valensi}$$

F = jumlah arus listrik ( Faraday )

$$= \frac{i \cdot t}{96.500}$$

i = Kuat arus listrik (Amper)

t = waktu (detik)

persamaan ini dapat dijadikan dasar teori pembentukan deposit pada katoda dimana besarnya massa yang didapat berbanding lurus dengan besarnya arus dan waktu yang dibutuhkan. Pada penelitian ini digunakan variasi arus untuk mengetahui deposit yang diperoleh

dan mempunyai jumlah dan kualitas yang baik. Pada dasarnya berlaku hukum Faraday dalam prosesnya.

Hukum elektrolisis Faraday

1. Jumlah zat yang dihasilkan di elektroda sebanding dengan jumlah arus listrik yang melalui sel.
2. Bila sejumlah tertentu arus listrik melalui sel, jumlah mol zat yang berubah di elektroda adalah konstan tidak bergantung jenis zat.

### Pemurnian Perak

Perak merupakan unsur kimia dalam tabel periodik yang memiliki lambang Ag bernomor atom 47 dan tergolong logam golongan B transisi. Sebuah logam transisi lunak, berwarna putih, mengkilap, perak memiliki konduktivitas listrik dan panas tertinggi diseluruh logam dan terdapat dimineral dan dalam bentuk bebas. Mempunyai titik lebur 961.78°C. Untuk dapat menjadi sifat logam perak tersebut dapat dilakukan dengan peleburan menggunakan furnace dengan menggunakan krusibel karbon dengan mencapai titik leburnya. Dengan titik lebur perak tersebut dapat menghilangkan unsur yang mempunyai titik cair dibawah titik lebur perak.

### TATA KERJA

#### Alat yang akan digunakan

Alat yang digunakan adalah *rectifier* 3 A 30 volt, dua buah elektroda, kertas saring, timbangan analitik, oven dan peralatan gelas kemudian alat analisis AAS (*Atomic Absorption spectrophotometry*), krusibel karbon dan furnace dengan suhu 1200°C.

#### Bahan yang di gunakan

Limbah yang terkandung AgNO<sub>3</sub> dalam HNO<sub>3</sub>.

Limbah yang telah terpisah dari organiknya di ambil sebanyak 500 ml, dengan kondisi limbah yang asam maka diperlukan pengurangan konsentrasinya dengan mengencerkan larutan limbah tersebut menjadi dua kali dari volume limbahnya, sehingga volume limbah menjadi 1000 ml dengan konsentrasi 0,025 N AgNO<sub>3</sub> dan 2 N HNO<sub>3</sub>. Menghubungkan arus pada rangkaian alat keelektrodanya. Mengatur arus yaitu 1, 2 dan 3 Amper, dengan waktu proses hingga 3 jam. Pada saat proses berlangsung akan terjadi perubahan larutan secara visual pada larutan, diakibatkan karna terjadi reduksi dari gas hidrogen. Pada permukaan katoda akan terdapat

deposit pada menit – menit awal kemudian deposit tersebut akan berubah menjadi abu – abu, semakin lama waktu proses maka akan kelihatan deposit yang semakin banyak.

Pengambilan sampel di lakukan pada awal operasi dan pada 60 menit berikutnya untuk melihat pengurangan kadar perak dalam larutan limbah. Analisa kadar perak di analisis dengan alat AAS (*Atomic Absorption spectrophotometry*). Deposit dari perak bisa diambil pada katoda dengan pengambilan langsung dan dapat menggunakan kertas saring kasar kemudian di oven untuk menghilangkan kadar airnya.

Deposit perak yang didapat dimasukan kedalam krusibel karbon kemudian dilebur kedalam furnace dengan suhu 1000°C dengan waktu hingga 2.5 jam. Setelah suhu mencapai suhu kamar deposit perak yang dilebur diambil dan dikeluarkan dari krusibel karbon. Dihasilkan logam perak berupa gumpalan logam perak berwarna putih mengkilap.

### PEMBAHASAN

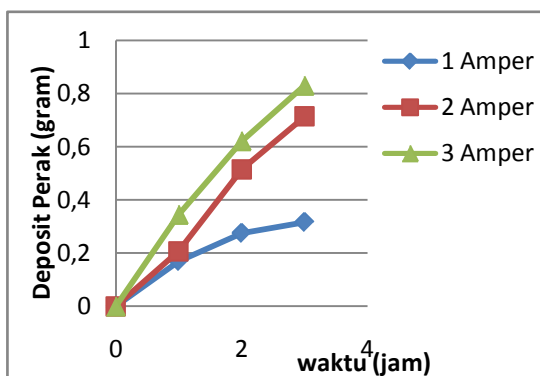
Variasi arus yang dilakukan yaitu 1,2 dan 3 amper dalam waktu 3 jam. Besarnya arus yang mengalir mempengaruhi pembentukan deposit pada katoda dan waktu yang digunakan berbanding lurus dengan arus yang dipakai. Arus yang mengalir pada katoda akan menarik elektron dari proses oksidasi yang berlangsung dianoda keadaan itu berlangsung terus menerus sampai mencapai keadaan yang stabil. Besarnya deposit katoda dapat di lihat pada **Tabel 1**.

Tabel 1. Kandungan deposit perak pada katoda

Arus yang digunakan (Amper)	Waktu yang digunakan (Jam)	Perak yang terdepositkan (Gram)
1	0	0
	1	0,1705
	2	0,2763
	3	0,3174
2	0	0
	1	0,2075
	2	0,5155
	3	0,714
3	0	0
	1	0,345
	2	0,6217
	3	0,8301

Dengan persamaan *faraday* dapat di ketahui bahwa arus dan waktu mempengaruhi terbentuknya deposit pada katoda semakin besar

arus dan lama waktu yang digunakan maka jumlah deposit perak semakin banyak<sup>[6]</sup>. Apabila arus dinaikan lagi menjadi 4 sampai 5 Amper maka deposit perak akan semakin banyak dikatoda. Pengaruh arus dan waktu dapat dilihat pada **Grafik 1**.

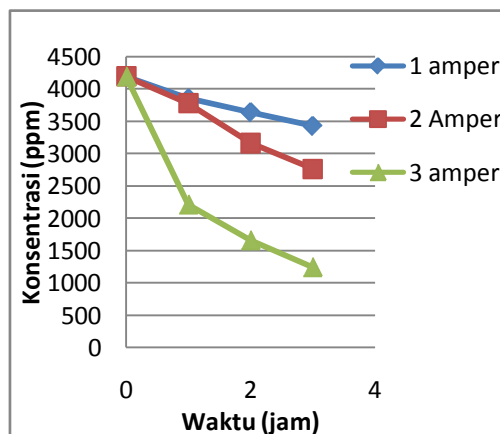


Gambar 1. Pengaruh arus dan waktu terhadap pembentukan deposit perak

Perbandingan antara teoritis pada persamaan *Faraday* berbeda dengan hasil percobaan yang didapat dikarenakan masih banyak faktor yang mempengaruhi laju perpindahan massa antara lain berupa jarak elektroda, luas permukaan elektroda terhadap elektrolit dll. Deposit perak yang didapat seharusnya dapat dilihat dengan analisa unsur dengan menggunakan analisis XRD (*X-Ray Diffraction*) tetapi di penelitian ini tidak dilakukan atau juga bisa dilihat dari penurunan konsentrasi perak dalam larutan dengan menggunakan analisis AAS (*Atomic Absorption spectrophotometry*). Penurunan konsentrasi berbanding terbalik dengan pembentukan deposit pada perak, besarnya konsentrasi perak yang berkurang dapat dilihat pada **Tabel 2**. Pengaruh arus dan waktu dalam penurunan konsentrasi perak dapat dilihat pada **Grafik 2**.

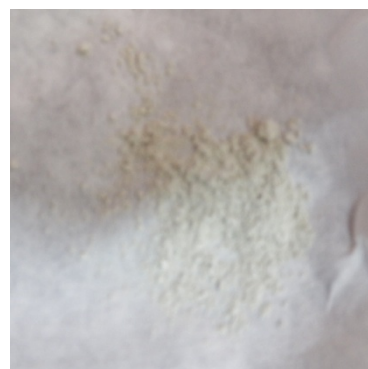
Tabel 2. Penurunan konsentrasi perak dalam larutan

Arus yang digunakan (amper)	Waktu yang digunakan (jam)	Konsentrasi Perak (ppm)
1	0	4196,5
	1	3855,5
	2	3643,9
	3	3432,3
2	0	4196,5
	1	3781,5
	2	3165,5
	3	2768,5
3	0	4196,5
	1	2215,9
	2	1662,5
	3	1245,7



Grafik 2. Pengaruh arus dan waktu terhadap penurunan konsentrasi perak

Deposit yang didapat sudah dipastikan terkandung ion perak karena dari limbah tersebut terkandung perak nitrat dan fosfor dalam konsentrasi kecil. Pada pembentukan deposit dikatoda, ion Ag yang melepaskan elektron membentuk logam perak kembali pada katoda. Dari limbah yang dihasilkan terdapat kandungan fosfor tetapi masih dalam jumlah yang sangat kecil. Pada saat peleburan fosfor akan habis karena fosfor berada dalam titik didihnya pada suhu 280,5°C diatas titik lebur perak dengan suhu 961,78°C sehingga yang terbentuk hanya logam perak. Logam yang didapat tidak perlu lagi dilakukan pengukuran menggunakan analisis *X-Ray Diffraction* (XRD) karena limbah yang terkandung hanya unsur perak sehingga dipastikan logam yang terbentuk adalah logam perak tetapi diperlukan pengukuran analisis aktivasi netron (AAN) untuk menentukan persentase kemurniannya. Pengujian logam perak telah dilakukan dimana logam perak tidak dapat larut kembali dalam larutan asam.. Perbandingan antara deposit perak dan logam perak yang terbentuk dapat dilihat pada **Gambar 2** dan **Gambar 3**.



Gambar 2. Deposit perak yang telah dikeringkan dan akan dilebur



Gambar 3. Logam perak yang terbentuk setelah peleburan

## KESIMPULAN

Metode elektrodeposisi dapat digunakan untuk mengambil unsur logam perak dalam limbah. Terbentuknya unsur perak dari limbah tersebut terdapat pada deposit dielektroda pada katoda. Arus yang mengalir akan membawa ion-ion Ag berpindah dari muatan positif ke negatif. Arus dan waktu berbanding lurus terhadap deposit perak, semakin besar arus dan waktu yang digunakan maka pembentukan deposit perak semakin besar. Dalam penurunan konsentrasi, semakin besar arus dan waktu yang digunakan maka semakin besar penurunan konsentrasi perak dalam larutan. Dari hasil yang didapat deposit perak yang terendapkan di katoda yaitu pada arus 3 ampere dengan waktu 3 jam. Perlu dilakukan penelitian lebih lanjut untuk menentukan titik kestabilan antara arus dan massa yang dipindahkan.

Deposit yang didapat merupakan unsur perak sehingga tidak perlu dilakukan pengujian menggunakan XRD (*X-Ray Diffraction*). Untuk pemurnian perak menjadi logam perak dapat dilakukan dengan peleburan perak tersebut pada suhu 961.78°C dengan menggunakan furnace pada suhu operasi 1000°C. dan perlu dilakukan pengujian untuk menentukan kemurnian logam perak menggunakan analisis aktifasi neutron (AAN). Metode ini dapat juga digunakan untuk permasalahan limbah lainnya yang mengandung logam berat.

## DAFTAR PUSTAKA

- [1]. ARIE HERLAMBANG, JOKO HERU MARTONO, Teknologi Pengolahan Sampah Dan Air, JAI Vol 4, No.2, (2008)
- [2]. MULYONO D, Pengolahan Limbah Organik Radioaktif Bekas Solven Dari Proses Ekstraksi Gagal Fabrikasi Elemen Bakar Nuklir Dengan Oksidasi Ag(ii), Laporan Teknis Riset Insentif, PTLR, (2010).
- [3]. ROMDHONI; <http://romdhoni.staff.gunadarma.ac.id>, (1998).
- [4]. MULYONO DARYOKO, Pembangkitan Ag<sup>2+</sup> Pada Dekontaminasi Elektrokimia, Prosiding Kegiatan hasil kegiatan PTLR, (2002).
- [5]. ITSANAN NOOR MAFAZY, Pengolahan Limbah Organik TBP-Kerosin Bekas Ekstraksi Pemurnian Uranium Dengan Metode Elektrokimia, Tugas Akhir untuk sarjana sains terapan, Sekolah Tinggi Teknologi Nuklir, (2010).
- [6]. SITI ELIN HURIYATI, DKK, Pengaruh Rapat Arus dan Asam Borat Terhadap Kualitas dan Morfologi Hasil Elektrodeposisi Kobal Pada Substrat Tembaga, Badan Penerbit Universitas Diponegoro, Semarang, (2002).



## PENGARUH SUMBER KARBON DAN pH PADA KINERJA MIKROBA DALAM PENANGGULANGAN PENCEMARAN LIMBAH AMMONIA DI LINGKUNGAN PERAIRAN

Hanies Ambarsari<sup>1</sup>, Adityo Hertomo<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Balai Teknologi Lingkungan (BTL)-BPPT, Gedung 820 GEOSTECH, PUSPIPTEK  
Tangerang Selatan, Banten 15314. Telp: +62-21-75791377 ext. 4004; Fax: +62-21-7563116;  
Email:hanies.ambarsari@bppt.go.id; hanies.ambarsari@gmail.com

<sup>2</sup>Universitas Jendral Soedirman, Fakultas Biologi, Purwokerto, Jawa Tengah 53122.  
Telp: +62-281-638794; Fax: +62-281-631700.

### ABSTRAK

Dalam rangka penanggulangan pencemaran lingkungan perairan akibat terakumulasinya ammonia, sebuah penelitian dilakukan untuk mengetahui pengaruh penambahan sumber karbon (dalam bentuk metanol, glukosa, asam asetat) terhadap aktivitas oksidasi ammonia oleh konsorsium bakteri pendegradasi ammonia yang diisolasi dari kolam mina ayam, serta untuk mengetahui pengaruh nilai pH (pH 5, 7, 9) dan nilai pH optimum untuk meningkatkan aktivitas oksidasi ammonia tersebut. Dari hasil penelitian dapat diketahui bahwa faktor lingkungan berupa sumber karbon yang berbeda-beda berpengaruh dalam menstimulasi aktivitas bakteri yang berbeda-beda pula, dan asam asetat menjadi sumber karbon yang paling efektif dalam proses oksidasi ammonia dibanding methanol dan glukosa. Nilai pH yang berbeda juga sangat mempengaruhi aktivitas bakteri dalam mengoksidasi ammonia, terutama nilai pH 9 yang mampu meningkatkan aktivitas oksidasi ammonia dengan paling efektif. Data yang dihasilkan dari penelitian ini diharapkan nantinya dapat dipergunakan untuk penelitian lanjutan dalam rangka pengendalian pencemaran lingkungan akibat konsentrasi ammonia yang sangat tinggi di lingkungan perairan.

**Kata kunci:**ammonia, degradasi, oksidasi, nitrifikasi, pH, methanol, glucose, asam asetat

### ABSTRACT

*In order to reduce the environmental pollution in the water bodies due to the accumulation of ammonia, a research was conducted to investigate the effects of carbon sources and pH on the performance of ammonia degrading microbe isolated from the chicken fish pond nearby. Various carbon sources were used, namely methanol, glucose, and acetic acid. Different values of pH (pH 5, 7, and 9) were also applied in combination with the types of carbon sources. From the results, it can be concluded that different carbon sources differently stimulated the microbial activities. Acetic acid was indicated to be the most effective carbon sources for the ammonia degrading microbes compared with methanol and glucose. Different pH values were also known to differently influence the microbial performance. The pH 9 was demonstrated to be the optimum pH for increasing the microbial activities in ammonia oxidation process. The results from this research will be able to be used further to optimize the performance of such ammonia-degrading microbes to reduce the environmental pollution due to the high concentration of ammonia in the water bodies.*

**Keywords:**ammonia, degradation, oxidation, nitrification, pH, methanol, glucose, acetic acid

### PENDAHULUAN

Tingkat pencemaran lingkungan di Indonesia telah meningkat cukup pesat. Hal ini dibuktikan oleh hasil pemantauan Badan Pengkajian dan Penerapan Teknologi (BPPT) terhadap kualitas air kawasan pemukiman Jabotabek pada tahun 1998 saja menunjukkan bahwa air yang diperiksa tercemar zat kimia (zat organik, ammonia, nitrit, phenol) dan logam berat [1]. Seiring dengan meningkatnya pembangunan dan populasi penduduk, tentu tingkat pencemaran itu akan semakin tinggi dan akan semakin memperburuk kondisi lingkungan hidup. Lingkungan yang buruk tersebut dapat menyebabkan ammonia sebagai salah satu zat

kimia pencemar terakumulasi secara berlebihan sehingga menjadi senyawa beracun dan mematikan bagi organisme hidup. Keracunan sudah akan terjadi pada konsentrasi ammonia 0,01 ppm dan pada level 0,1 ppm sudah akan menyebabkan kematian pada organisme perairan, khususnya ikan [2]. Selain itu, ammonia yang tersisa dalam buangan limbah akan menyebabkan eutrofikasi pada badan air (sungai). Proses oksidasi ammonia memerlukan oksigen dalam jumlah besar, padahal di dalam perairan tercemar limbah konsentrasi oksigen terlarut biasanya rendah.

Nitrogen merupakan unsur mineral penting yang sangat dibutuhkan oleh makhluk hidup



setelah Karbon (C) dan Oksigen (O). Unsur nitrogen disebut sebagai nutrisi atau biostimulan yang berperan penting dalam sintesis protein untuk pertumbuhan protista dan tumbuhan [3]. Senyawa-senyawa nitrogen terdapat dalam keadaan terlarut atau sebagai bahan tersuspensi. Jenis nitrogen di air meliputi nitrogen organik, ammonia, nitrit dan nitrat. Ammonia-nitrogen dalam siklus transformasi nitrogen dibentuk melalui proses amonifikasi dan akan dioksidasi menjadi nitrit ( $\text{NO}_2^-$ ) dan kemudian menjadi nitrat-nitrogen ( $\text{NO}_3^-$ ). Proses oksidasi ammonia-nitrogen menjadi nitrat (nitrifikasi) yang dilakukan oleh mikroba nitrifikasi selalu dianggap sebagai reaksi penentu di dalam proses perombakan nitrogen. Ammonia akan dioksidasi menjadi nitrit dan nitrat yang dapat diselesaikan dengan tiga bentuk proses, yaitu: Proses kimiawi (*chemical process*), Proses fisika-kimia (*physicochemical process*), dan Proses biologis (*biological process*). Ammonia dioksidasi secara kimiawi pada temperatur tinggi dan juga jika ada katalisator-katalisatornya menjadi nitrat. Ammonia dioksidasi menjadi nitrit dengan radiasi ultraviolet, sedangkan secara fisikokimia berlangsung pada lapisan lempeng tanah yang terluar [4].

Konsentrasi ammonia di alam dapat dikurangi sehingga menjadi tidak berlebihan melalui proses nitrifikasi yang sempurna dan didukung oleh faktor lingkungan yang optimal karena mikroba autotrofik pengoksidasi ammonia sensitif terhadap faktor lingkungan. Konversi biologis dari ammonia nitrogen yang dioksidasi menjadi nitrat diperantarai oleh mikroorganisme. Proses oksidasi tersebut terutama dilakukan oleh bakteri autotrof. Namun mikroorganisme heterotrof di bawah kondisi tertentu juga dapat mengoksidasi ammonia menjadi nitrit atau nitrat. Sebagian besar mikroorganisme autotrof bertanggung jawab terhadap terjadinya nitrifikasi di alam [5]. Bakteri autotrof mampu menggunakan ammonia sebagai substrat dan sumber energi untuk penyusunan dan pengaturan sel, pertumbuhan serta aktivitasnya, sedangkan sebagai sumber karbon adalah dari  $\text{CO}_2$ ,  $\text{CO}_3^{2-}$ , atau  $\text{HCO}_3^-$ . Bakteri heterotrof menggunakan senyawa organik sebagai sumber karbon, seperti asetat, piruvat, dan oksaloasetat untuk sintesis selnya [3].

Ammonia pada bentuk cairan terdapat dalam dua bentuk, yaitu ammonia bebas atau tidak terionisasi ( $\text{NH}_3$ ) dan dalam bentuk ion ammonium ( $\text{NH}_4^+$ ). Ammonia di perairan dapat berasal dari proses dekomposisi bahan organik yang banyak mengandung senyawa nitrogen (protein) oleh mikroba (amonifikasi), ekskresi organisme, reduksi nitrit oleh bakteri, dan sumber anorganik (pupuk buatan) [6]. Sumber organik maupun anorganik yang membentuk ammonia

tersebut banyak terdapat pada kolam mina ayam. Kolam mina ayam banyak terdapat di kampung-kampung sekitar Puspiptek Serpong, yaitu berupa kolam ikan yang dilengkapi dengan kandang ayam di atasnya. Kolam mina ayam mendapat masukan ammonia yang cukup tinggi terutama dari limbah pertanian, rumah tangga, dan kotoran ayam yang jatuh ke kolam ikan di bawahnya.

Oksidasi ammonia menjadi nitrit dan nitrat kadang berjalan tidak sempurna sehingga dapat menyebabkan akumulasi ammonia dalam tanah. Apabila kondisi lingkungan baik, maka ammonia dengan cepat dioksidasi menjadi nitrit dan selanjutnya ke nitrat. Ketika kondisi lingkungan tidak baik, seperti terjadinya sterilisasi tanah atau keasaman tanah terlalu berlebihan, maka akan menyebabkan jumlah mikroba nitrifikasi menjadi berkurang, sehingga hanya sedikit ammonia yang dapat dioksidasi dan akhirnya dapat berakumulasi dalam tanah dan air [4]. Kondisi lingkungan yang tidak baik tersebut biasanya diakibatkan oleh pencemaran lingkungan hidup.

Mikroorganisme nitrifikasi yang muncul secara umum dan berperan dalam mengoksidasi ammonia menjadi nitrat adalah bakteri autotrofik, seperti *Nitrosomonas* dan *Nitrobacter* [7]. Proses biologis perubahan dari ammonia menjadi nitrat berlangsung melalui dua tingkatan, yaitu proses nitritasi dan nitratasi [4, 8]. Nitritasi merupakan suatu proses perubahan ammonia menjadi nitrit oleh bakteri pengoksidasi ammonia yang disebut *nitrosifying bacteria* atau *nitritifiers*. Bakteri yang berperan dalam dalam nitritasi ini antara lain adalah *Nitrosomonas*, *Nitrosococcus*, *Nitrospira*, *Nitrosolobus*. Nitratasi merupakan proses perubahan nitrit menjadi nitrat oleh bakteri pengoksidasi nitrit yang disebut *nitratifying bacteria* atau *nitratifiers* dan bakteri yang berperan antara lain adalah dari golongan *Nitrobacter*, *Nitrospina*, *Nitrococcus*. Energi yang dilepaskan dalam proses nitrifikasi tersebut digunakan oleh berbagai jasad renik penitrifikasi lain bagi pertumbuhan dan perkembangannya.

Pertumbuhan dan aktivitas bakteri penitrifikasi autotrof dalam mengoksidasi ammonia atau ion ammonium menjadi nitrit dan nitrat sangat dipengaruhi faktor lingkungan, diantaranya yaitu suhu, derajat keasaman (pH), senyawa organik, konsentrasi substrat ammonia, konsentrasi oksigen terlarut, penghambatan oleh bahan beracun dan sebagainya. Isolat bakteri penitrifikasi mampu tumbuh sangat baik pada media yang mengandung senyawa organik asetat dan ammonia dengan pH 7-8 [9]. Aktivitas bakteri penitrifikasi mengalami penghambatan pada pH 5 dengan tidak terbentuknya nitrit dan nitrat. Jadi derajat keasaman (pH) merupakan salah satu faktor lingkungan yang berpengaruh terhadap pertumbuhan dan aktivitas bakteri penitrifikasi

[10]. Laju oksidasi ammonia juga sangat rendah pada suhu kurang dari 5°C atau di atas 40°C [11].

Faktor lingkungan lainnya yang berpengaruh terhadap pertumbuhan dan aktivitas bakteri penitrifikasi dalam mengoksidasi ammonia adalah senyawa organik. Senyawa organik merupakan substrat alami untuk mikroorganisme. Bakteri penitrifikasi yang berada pada limbah organik tumbuh dan berkembang biak dengan menggunakan karbon (C) sebagai sumber tenaga dan penyusun bahan selular mikroba. Keefektifan sumber karbon dalam meningkatkan proses oksidasi ammonia berhubungan dengan bentuk molekul sumber karbon tersebut. Sumber karbon dengan bentuk molekul sederhana lebih efektif dibanding bentuk yang kompleks [12]. Semakin sederhana sumber karbon tersebut maka semakin mudah digunakan oleh mikroba sehingga tenaga pengoksidasi dan pertumbuhannya akan menjadi semakin tinggi. Pemberian sumber karbon pada media untuk pertumbuhan bakteri juga harus memperhatikan rasio C:N. Kadar nitrogen seluler pada sel bakteri konstan yaitu pada rasio C:N di antara 3:1 sampai 5:1 [13].

Senyawa organik yang mengandung unsur karbon yang sederhana dan derajat keasaman (pH) yang tidak terlalu tinggi (pH 6-8) merupakan faktor yang sangat berpengaruh terhadap pertumbuhan dan aktivitas mikroorganisme dalam mengoksidasi ammonia. Oleh karena itu penelitian ditekankan pada upaya mengetahui pengaruh derajat keasaman (pH) terhadap pertumbuhan dan aktivitas konsorsium bakteri dalam mengoksidasi ammonia (ion ammonium) menjadi nitrit atau nitrat yang ditumbuhkan pada media dengan sumber karbon berbeda.

Tujuan penelitian yang ingin dicapai dalam penelitian ini adalah untuk mengetahui pengaruh penambahan sumber karbon (dalam bentuk metanol, glukosa, asam asetat) terhadap aktivitas oksidasi ammonia oleh konsorsium bakteri pengoksidasi ammonia dan jenis sumber karbon mana yang mampu meningkatkan aktivitas oksidasi ammonia dengan lebih baik, serta untuk mengetahui pengaruh nilai pH terhadap aktivitas oksidasi ammonia oleh konsorsium bakteri pengoksidasi ammonia dan nilai pH yang secara optimum mampu meningkatkan aktivitas oksidasi ammonia.

## 2. BAHAN DAN METODE

### 2.1. Bahan dan Alat Penelitian

Obyek penelitian adalah konsorsium bakteri yang mampu mengoksidasi ammonia. Bahan-bahan yang diperlukan dalam penelitian adalah kapas, tissue, *aluminium foil*, kertas label, kertas payung, spiritus, alkohol 95%, akuades, Bacto agar, tripton, ekstrak khamir, glukosa, metanol, asam asetat (NH<sub>4</sub>)<sub>2</sub> SO<sub>4</sub>, K<sub>2</sub>HPO<sub>4</sub>, larutan fenol,

sodium nitroprussida, sodium hipoklorit, alkalin sitrat, NH<sub>4</sub>Cl, asam sulfur, *Trommsdorf's reagent*, *Diphenylamine reagent*, kristal violet, kalium iodida, safranin, pasir, *cyclohexamide*, HCl 1N, dan NaOH 1N. Penelitian ini menggunakan alat-alat, yaitu cawan petri, *Erlenmeyer*, *Drugalsky*, pipet ukur, pipet tetes, mikro pipet, gelas ukur, tabung reaksi, jarum ose, autoklaf, inkubator, *colony counter*, *vortex*, pH meter elektrik, termometer, bunsen, spektrofotometer, mikroskop, neraca analitik, *hot plate magnetic stirrer*, *fermenter batch*, dan labu ukur

### 2.2. Metode Penelitian

Rancangan yang digunakan dalam penelitian adalah Rancangan Acak Lengkap (RAL) dengan 3 kali ulangan. Perlakuan yang dicobakan adalah menggunakan 3 sumber karbon yaitu ; metanol (C<sub>1</sub>), glukosa (C<sub>2</sub>), asam asetat (C<sub>3</sub>) dan 3 nilai pH, yaitu ; 5 (P<sub>1</sub>), 7 (P<sub>2</sub>), dan 9 (P<sub>3</sub>). Perlakuan tanpa penambahan sumber karbon diberi simbol C<sub>0</sub>. Perlakuan pH netral dan tanpa penambahan sampel substrat diberi simbol P<sub>0</sub>. Perlakuan pH netral dan dengan penambahan sampel substrat diberi simbol P<sub>00</sub>. Sehingga diperoleh kombinasi perlakuan sebagai berikut :

- C<sub>0</sub>P<sub>0</sub> : tanpa penambahan sumber karbon (C) dan pH netral (7), serta tanpa penambahan sampel substrat (sebagai kontrol)
- C<sub>0</sub>P<sub>00</sub>: tanpa penambahan sumber karbon (C) dan pH netral serta dengan penambahan sampel substrat
- C<sub>1</sub>P<sub>1</sub> : penambahan metanol dan pH 5
- C<sub>1</sub>P<sub>2</sub> : penambahan metanol dan pH 7
- C<sub>1</sub>P<sub>3</sub> : penambahan metanol dan pH 9
- C<sub>2</sub>P<sub>1</sub> : penambahan glukosa dan pH 5
- C<sub>2</sub>P<sub>2</sub> : penambahan glukosa dan pH 7
- C<sub>2</sub>P<sub>3</sub> : penambahan glukosa dan pH 9
- C<sub>3</sub>P<sub>3</sub> : penambahan asam asetat dan pH 5
- C<sub>3</sub>P<sub>2</sub> : penambahan asam asetat dan pH 7
- C<sub>3</sub>P<sub>3</sub> : penambahan asam asetat dan pH 9

Variabel yang diamati meliputi variabel bebas, yaitu jumlah dan jenis bakteri pengoksidasi ammonia, sedangkan variabel tergangungnya adalah kadar ammonia (ion ammonium) dan nitrit atau nitrat yang terbentuk. Parameter yang diukur meliputi parameter utama, yaitu kadar ammonia dan jumlah sel bakteri pengoksidasi ammonia. Parameter pendukungnya adalah suhu media, kadar nitrit dan nitrat secara kualitatif.

Medium isolasi bakteri pengoksidasi ammonia [14] dibuat untuk mengisolasi mikroba dari sampel kolam. Sedangkan medium PCA [12] dibuat untuk penghitungan jumlah mikroba. Lalu dilakukan penyiapan media uji aktivitas oksidasi ammonia dengan cara: *fermenter batch* dengan volume 15 L sebanyak 33 buah masing-masing diisi dengan (NH<sub>4</sub>)<sub>2</sub>SO<sub>4</sub> 2 g/L,

*Cyclohexamide* 0,2 g/L, dan  $K_2HPO_4$  3 mg/L. Setiap *fermenter batch* diaerasi menggunakan aerator. Perlakuan dengan kombinasi  $C_0P_0$  tidak ditambah sumber karbon, sampel substrat kolam mina ayam dan pH netral sebagai kontrol, sedangkan  $C_0P_{00}$  tidak ditambah sumber karbon dan pH netral tapi ditambah sampel substrat. Perlakuan yang lainnya dengan penambahan sumber karbon yang disesuaikan dengan memperhitungkan C/N ratio, yaitu 3:1 maka penambahan sumber karbon metanol 1,5 g/L, glukosa 0,25 g/L, dan asam asetat 0,75 g/L. Media diatur nilai pHnya sesuai perlakuan. Masing-masing fermenter *batch* ditambah pasir sebagai media hidup bakteri dan aquades dengan volume 10 L.

Uji aktivitas oksidasi ammonia dengan *Batch System Culture* (BSC) dilakukan dengan cara: sampel berupa sedimen basah dari kolam mina ayam Puspipetek Serpong sebanyak 5 g/L diinokulasikan ke dalam masing-masing fermenter *batch* kecuali perlakuan  $C_0P_0$  lalu diinkubasi pada suhu 25°C selama 3 minggu. Tiap 3 hari sekali diukur kadar ammonia (ion ammonium), jumlah bakteri, suhu media dan kadar nitrit atau nitrat secara kualitatif.

Pengukuran kadar ammonia (ion ammonium) dilakukan dengan dengan metode *Phenate* [15]. Sedangkan uji nitrit dan nitrat secara kualitatif [16] dilakukan dengan cara: setetes asam sulfur dan tiga tetes *Trommsdorf's reagent* dimasukkan dalam tabung reaksi. Kemudian setetes medium kultur dari fermenter *batch* ditambahkan ke dalam tabung reaksi menggunakan pipet tetes dan dihomogenkan. Warna biru kehitaman mengindikasikan adanya nitrit. Jika tidak ada warna tersebut maka selanjutnya dilakukan uji adanya nitrat, yaitu dengan cara memasukkan satu tetes *diphenylamine reagent*, dua tetes asam sulfur, dan satu tetes dari kultur cairan nitrit ke dalam tabung reaksi lalu dihomogenkan. Warna biru kehitaman mengindikasikan keberadaan nitrat.

Untuk penghitungan jumlah mikroba, pada masing-masing perlakuan dihitung jumlah mikroba dengan metode *Total Plate Count* (TPC) didasarkan pada *Colony Forming Unit* (CFU) dengan cara *spread plate* pada medium PCA, yaitu masing-masing sampel air pada fermenter *batch* diambil 1 ml dan diencerkan sampai  $10^{-4}$ , lalu diambil 0,1 ml disebar ulas (*spread plate*) ke dalam medium PCA secara aseptis. Selanjutnya diinkubasi pada suhu 37°C selama 48 jam dan setelah itu jumlah koloni bisa dihitung.

Suhu medium diukur menggunakan termometer yaitu dengan mencelupkannya ke

dalam air sampel dan ditunggu hingga nilai konstan.

Isolasi dan identifikasi konsorsium bakteri dilaksanakan dengan cara: sampel air pada fermenter *batch* masing-masing perlakuan diambil 1 mL dan diencerkan sampai  $10^{-4}$ , lalu diambil 0,1 mL dan disebar ulas (*spread plate*) ke medium isolasi bakteri pengoksidasi ammonia secara aseptis, lalu diinkubasi pada suhu ruang selama 3 x 24 jam.

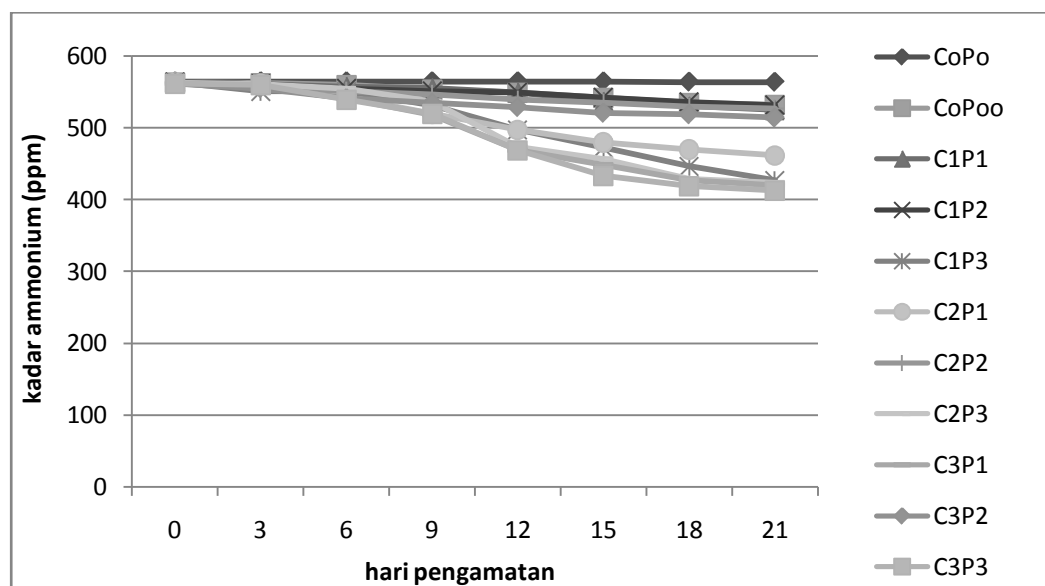
Pengamatan morfologi koloni dilakukan pada medium isolasi bakteri pengoksidasi ammonia setelah inkubasi selama 3x24 jam. Pengamatan meliputi bentuk koloni, tepi koloni, elevasi, dan warna koloni. Pewarnaan Gram dan pengamatan dilaksanakan dengan cara: bentuk sel preparat ulas bakteri berumur 72 jam difiksasi di atas api Bunsen, lalu preparat ulas tersebut ditetesi dengan gram A (kristal violet) selama 30 detik, kemudian dibilas dengan air mengalir dan dikeringkan pada udara terbuka. Preparat selanjutnya ditetesi dengan gram B (kalium iodida) selama 45 detik dan dibilas kembali dengan air mengalir dan dikeringkan pada udara terbuka. Setelah kering kemudian ditetesi dengan gram C (alkohol 95%) sampai warna ungu tidak menetes. Preparat yang sudah dikeringkan di udara ditetesi dengan gram D (safranin) sebagai warna penutup dan dibiarkan selama 30-60 detik. Preparat dapat diamati dengan mikroskop setelah dibilas dengan air mengalir dan dikeringkan. Pengamatan dilakukan terhadap sifat gram dan bentuk sel.

### 2.3. Metode Analisis

Data yang diperoleh dianalisis dengan menggunakan analisis varian (uji F) dengan tingkat kesalahan 5% dan 1%. Apabila hasil analisis menunjukkan perlakuan berbeda sangat nyata maka pengujian dilanjutkan dengan uji Beda Nyata Jujur (BNJ).

## 3. HASIL DAN PEMBAHASAN

Aktivitas konsorsium bakteri pengoksidasi ammonia dalam mengoksidasi ammonia yang dilakukan menggunakan sistem *batch* dengan perlakuan sumber karbon dan pH berbeda menunjukkan hasil yang berbeda. Sistem *batch* merupakan "sistem tertutup" sederhana yang dapat digunakan untuk mengamati proses oksidasi ammonia dibawah kondisi fisiologis yang optimal bagi mikroorganisme untuk melakukan aktivitasnya dan dengan cara mengamati substrat awal dan substrat akhir.



Gambar 1. Grafik Penurunan Kadar Ammonia (Ion Ammonium) Selama Perlakuan

Hasil uji aktivitas oksidasi ammonia (ion ammonium) terhadap masing-masing perlakuan dapat dilihat pada Gambar 1. Grafik pada Gambar 1 menunjukkan terjadinya penurunan kadar ammonia (ion ammonium) akibat adanya kombinasi perlakuan sumber karbon methanol, glukosa, dan asam asetat dengan pH 5, 7, dan 9 terhadap aktivitas konsorsium bakteri pengoksidasi ammonia, kecuali pada perlakuan C<sub>0</sub>P<sub>0</sub>. Perlakuan C<sub>0</sub>P<sub>0</sub> sebagai kontrol seharusnya tidak menunjukkan penurunan kadar ammonia karena bakteri yang berperan dalam menurunkan kadar ammonia tidak tumbuh di dalam reaktor. Namun, hasil uji masih menunjukkan penurunan yang sangat kecil, yaitu dengan kadar penurunan rata-rata 0,77 ppm. Hal ini disebabkan terjadinya proses oksidasi ammonia menjadi nitrit atau nitrat tidak secara biologis tapi secara kimiawi.

Perlakuan tanpa pemberian sumber karbon dan pH netral (C<sub>0</sub>P<sub>00</sub>) tetap menunjukkan terjadinya proses oksidasi ammonia oleh bakteri pengoksidasi ammonia walaupun aktivitasnya lebih rendah dibanding perlakuan dengan penambahan sumber karbon. Konsorsium bakteri pengoksidasi ammonia pada perlakuan C<sub>1</sub>P<sub>1</sub>, C<sub>1</sub>P<sub>2</sub>, C<sub>2</sub>P<sub>2</sub>, C<sub>3</sub>P<sub>2</sub> menunjukkan aktivitas oksidasi ammonia yang relatif rendah dibanding perlakuan yang lain seperti yang terlihat pada Gambar 1. Sebaliknya perlakuan C<sub>3</sub>P<sub>3</sub>, C<sub>3</sub>P<sub>1</sub>, C<sub>2</sub>P<sub>3</sub>, C<sub>1</sub>P<sub>3</sub>, C<sub>2</sub>P<sub>1</sub> menunjukkan aktivitas oksidasi ammonia yang lebih tinggi dibanding keempat perlakuan yang lainnya. Kombinasi perlakuan pemberian sumber karbon asam asetat dan pH 9 (C<sub>3</sub>P<sub>3</sub>) memiliki aktivitas oksidasi ammonia yang paling tinggi terlihat pada hari ke-21 yaitu dengan rata-rata kadar ammonia 412,84 ppm (Gambar 1).

Dalam studi sebelumnya diketahui bahwa penambahan senyawa organik asetat sebagai sumber karbon dapat meningkatkan laju aktivitas oksidasi ammonia menjadi nitrit atau nitrat [17]. Nilai pH yang basa juga sangat mendukung proses oksidasi ammonia [18]. Penurunan kadar ammonia yang tinggi tersebut didukung oleh populasi dan jenis bakteri yang hidup di dalam fermenter. Populasi bakteri pada perlakuan C<sub>3</sub>P<sub>3</sub>, C<sub>3</sub>P<sub>1</sub>, C<sub>2</sub>P<sub>3</sub>, C<sub>1</sub>P<sub>3</sub>, C<sub>2</sub>P<sub>1</sub> diketahui lebih banyak dibanding perlakuan C<sub>1</sub>P<sub>1</sub>, C<sub>1</sub>P<sub>2</sub>, C<sub>2</sub>P<sub>2</sub>, C<sub>3</sub>P<sub>2</sub>, dan yang terbanyak adalah perlakuan C<sub>3</sub>P<sub>3</sub>, sedangkan jenis bakteri yang hidup di dalam reaktor kelima perlakuan tersebut juga lebih banyak, yaitu rata-rata 4 isolat dibanding keempat perlakuan lainnya, rata-rata 3 isolat. Hasil ini menunjukkan bahwa asam asetat dan pH 9 merupakan kombinasi perlakuan yang paling tinggi dalam menstimulasi aktivitas konsorsium bakteri dari kolam mina ayam.

Analisis sidik ragam (uji F) menunjukkan bahwa F hitung berbeda sangat nyata, artinya antar perlakuan sumber karbon dan pH memberikan pengaruh yang nyata terhadap aktivitas bakteri dalam mengoksidasi ammonia. Hal ini karena karakteristik bakteri pengoksidasi ammonia yang tumbuh dalam reaktor berbeda-beda sehingga aktivitas bakteri dalam mengoksidasi ammonia sangat bergantung pada kemampuannya untuk menggunakan karbon sebagai sumber energi dan pertumbuhan serta didukung pula oleh faktor lingkungan berupa pH.

Asam asetat dan pH 9 menjadi sumber karbon dan pH yang paling tinggi dalam meningkatkan aktivitas oksidasi ammonia. Sementara sumber karbon methanol dan pH 7

merupakan kombinasi perlakuan selain kontrol ( $C_0P_0$  dan  $C_0P_{00}$ ) yang paling lambat, yaitu dengan rata-rata penurunan kadar ammonia 32,31 ppm, yang didapat dari selisih kadar ammonia awal dan akhir pada setiap ulangan. Uji BNJ dilakukan setelah analisis sidik ragam menghasilkan F hitung yang berbeda sangat nyata.

Hasil uji BNJ aktivitas oksidasi ammonia oleh konsorsium bakteri dengan sumber karbon dan pH berbeda (Tabel 1) menunjukkan bahwa perlakuan kontrol  $C_0P_0$  memberikan hasil yang paling rendah, perlakuan  $C_0P_{00}$ ,  $C_1P_2$ ,  $C_1P_1$ ,  $C_2P_2$ ,  $C_3P_2$  menunjukkan perbedaan yang tidak nyata dengan perlakuan kontrol ( $C_0P_0$ ), sementara  $C_2P_1$ ,  $C_1P_3$ ,  $C_2P_3$ ,  $C_3P_1$ ,  $C_3P_3$  memberikan hasil yang berbeda nyata dengan kontrol. Sehingga hasil percobaan pemberian methanol, glukosa, asam asetat dikombinasikan dengan pH 5 dan 9 menjadi perlakuan yang paling berpengaruh terhadap aktivitas ammonia. Sumber karbon berupa asam asetat yang diberikan dan dikombinasikan dengan pH 9 menghasilkan aktivitas oksidasi ammonia tertinggi. Asam asetat merupakan senyawa organik yang dapat dimanfaatkan oleh bakteri bersifat heterotrof sebagai sumber energi dan mampu menggunakan senyawa Nitrogen anorganik untuk mendukung pertumbuhannya. Selain bakteri pengoksidasi ammonia yang

bersifat autotrof, juga terdapat bakteri heterotrof yang selain mampu menggunakan senyawa organik, juga mampu memanfaatkan Nitrogen anorganik, misalnya ammonia, sebagai donor elektron dan sumber energi [19].

Tingginya ammonia yang dioksidasi pada perlakuan  $C_2P_1$ ,  $C_1P_3$ ,  $C_2P_3$ ,  $C_3P_1$ ,  $C_3P_3$  didukung oleh jenis dan jumlah bakteri, faktor lingkungan, seperti suhu dan pH. Jumlah dan jenis koloni bakteri yang tumbuh pada reaktor kelima perlakuan kombinasi tersebut lebih banyak dibanding keempat perlakuan lainnya. Oksidasi ammonia yang meningkat pada perlakuan dengan pH 9 diduga masih merupakan pH optimum bagi aktivitas oksidasi ammonia menjadi nitrit dan nitrat. Suhu pada reaktor yang cukup stabil juga merupakan faktor pendukung bagi proses oksidasi dan merupakan suhu yang optimum, yaitu  $26^{\circ}C$ . Munculnya perlakuan  $C_2P_1$  dan  $C_3P_1$  menjadi perlakuan yang tinggi aktivitasnya dalam oksidasi ammonia karena bakteri yang tumbuh pada reaktor memiliki karakteristik yang mampu memanfaatkan glukosa dan asam asetat dengan baik meskipun pada pH relatif rendah dan sudah teradaptasi pada pH rendah sehingga mampu beraktivitas dengan baik pula.

Tabel 1. Uji BNJ Aktivitas Oksidasi Ammonia Oleh Konsorsium Bakteri dari Kolam Mina Ayam Serpong dengan Sumber Karbon dan pH berbeda

Perlakuan	Aktivitas oksidasi ammonia (ppm)
$C_0P_0$	0,77 a
$C_0P_{00}$	28,58 ab
$C_1P_1$	35,16 ab
$C_1P_2$	31,54 ab
$C_1P_3$	74,02 b
$C_2P_1$	66,24 ab
$C_2P_2$	36,13 ab
$C_2P_3$	75,57 b
$C_3P_1$	81,51 b
$C_3P_2$	46,94 ab
$C_3P_3$	89,74 b

Keterangan : Angka-angka yang diikuti oleh huruf yang berbeda menunjukkan perbedaan yang nyata antar perlakuan pada uji BNJ 5%

Uji BNJ juga menunjukkan bahwa perlakuan  $C_1P_2$ ,  $C_1P_1$ ,  $C_2P_2$ ,  $C_3P_2$  menghasilkan aktivitas oksidasi ammonia yang hampir sama dengan perlakuan tanpa pemberian sumber karbon dan pH netral ( $C_0P_{00}$ ). Hal ini dikarenakan bakteri yang tumbuh pada reaktor perlakuan  $C_0P_{00}$  masih mampu menggunakan senyawa organik maupun inorganik yang ada pada sampel substrat untuk keperluan tumbuh dan beraktivitas serta tidak

begitu dipengaruhi oleh pH (7). Sementara pada perlakuan  $C_1P_2$ ,  $C_2P_2$ , dan  $C_3P_2$  tumbuh bakteri yang belum mampu memanfaatkan senyawa karbon yang ditambahkan secara optimal untuk pertumbuhan dan aktivitasnya, begitu pula dengan perlakuan  $C_1P_1$ . Kenyataan ini menunjukkan bahwa faktor lingkungan yang berupa penambahan senyawa methanol, glukosa dan asam asetat bila dikombinasikan dengan pH 7



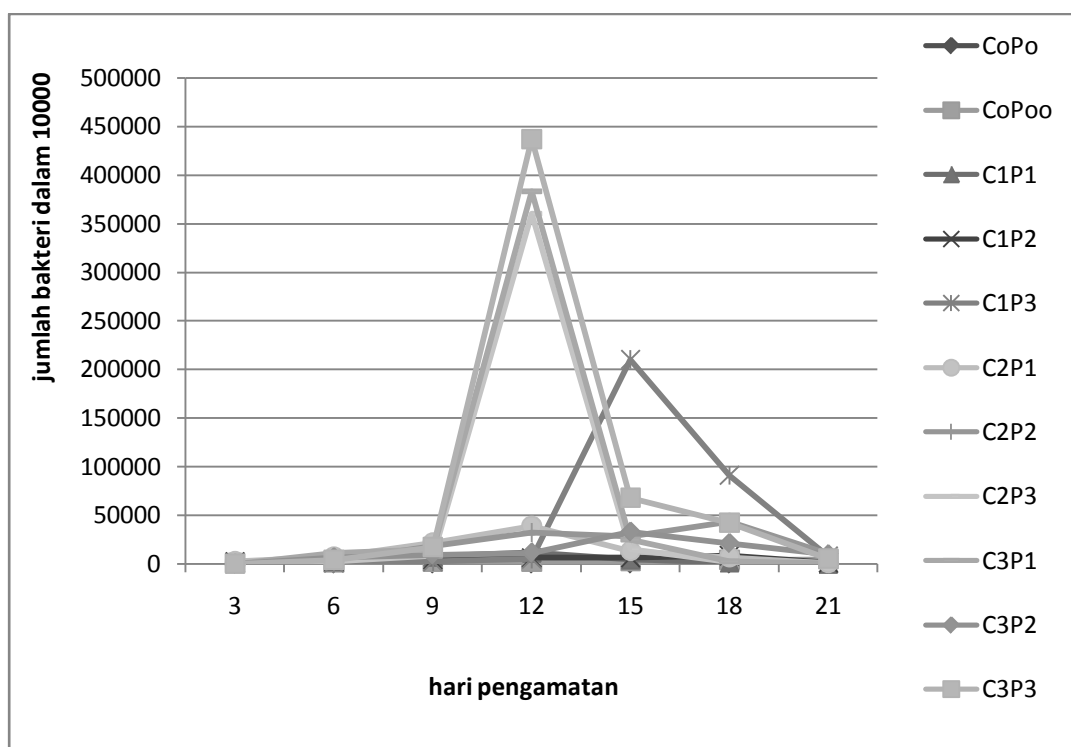
tidak menjadi faktor lingkungan utama yang mempengaruhi konsorsium bakteri dalam beraktivitas dan melakukan pertumbuhan karena nilai pH tersebut belum merupakan pH optimal bagi berlangsungnya proses oksidasi ammonia. Dalam studi sebelumnya diungkapkan bahwa pH optimum untuk proses oksidasi ammonium adalah antara 7,5-8,5 [19].

Nilai derajat keasaman (pH) pada semua perlakuan cenderung turun, namun batas penurunannya masih belum melampaui batas nilai pH pada perlakuan yang diujicobakan, khususnya pada perlakuan dengan pH 7 dan 9, sampai pada hari ke-21. Sementara perlakuan dengan pH 5 nilainya terus turun, namun sampai pada hari ke-21 aktivitas oksidasi ammonia semakin terhambat yang diindikasikan dengan sedikitnya terbentuk nitrit dan nitrat. Hal ini karena aktivitas mikroba pengoksidasi ammonia maupun mikroba pengoksidasi nitrit menjadi terhambat dan non aktif pada kondisi pH kurang dari 5 [20]. Penurunan ini terjadi karena adanya proses oksidasi ammonia yang menghasilkan ion  $H^+$  sehingga medium pada reaktor perlakuan menjadi asam.

Temperatur merupakan faktor lingkungan pendukung yang mempengaruhi laju oksidasi ammonia. Laju oksidasi ammonia sangat rendah pada suhu kurang dari  $5^{\circ}C$  atau di atas  $40^{\circ}C$ . Suhu optimumnya sekitar  $30^{\circ}C$  [11]. Semua

perlakuan diinkubasi pada suhu ruang dan selama pengamatan berlangsung terjadi perubahan suhu di dalam reaktor perlakuan, namun perubahan suhu tersebut masih dalam kisaran suhu yang baik untuk berlangsungnya proses oksidasi ammonia. Karena suhu yang cenderung stabil, maka pengaruh suhu terhadap aktivitas oksidasi ammonia diabaikan. Suhu yang cenderung stabil ini disebabkan oleh pengaruh suhu lingkungan yang begitu besar sehingga kalor hasil reaksi eksoterm yang dikeluarkan bakteri tidak mempengaruhi suhu di dalam reaktor secara signifikan.

Populasi bakteri yang tumbuh dalam reaktor berhubungan erat dengan laju aktivitas oksidasi ammonia. Isolasi bakteri pada masing-masing perlakuan menghasilkan isolat yang berbeda. Perlakuan tanpa penambahan sumber karbon dan pH netral serta perlakuan lainnya yang memiliki aktivitas oksidasi ammonia relatif rendah ( $C_1P_2$ ,  $C_1P_1$ ,  $C_2P_2$ ,  $C_3P_2$ ) rata-rata diperoleh tiga isolat, sedangkan reaktor dengan kombinasi perlakuan penambahan sumber karbon dan pH yang memiliki aktivitas oksidasi ammonia lebih tinggi ( $C_2P_1$ ,  $C_1P_3$ ,  $C_2P_3$ ,  $C_3P_1$ ,  $C_3P_3$ ) diperoleh rata-rata empat isolat. Isolat yang diisolasi umumnya Gram positif (26 isolat) dan lainnya Gram negatif (7 isolat). Gambar 2 berikut ini menunjukkan populasi bakteri selama perlakuan.



Gambar 2. Grafik Pertumbuhan Bakteri Selama Perlakuan



Hasil perhitungan bakteri (Gambar 2) menunjukkan bahwa pertumbuhan bakteri selama perlakuan dengan penambahan sumber karbon dan pH berbeda yang tercepat dalam menstimulasi pertumbuhan bakteri adalah asam asetat dan pH 9, pada hari ke-12 mencapai jumlah  $43,7 \times 10^4$ . Populasi mikroba tanpa sumber karbon dan pH netral ( $C_0P_{00}$ ) selama pengamatan terus mengalami peningkatan, namun dalam jumlah yang relatif kecil. Hal ini karena substrat yang diinokulasikan pada reaktor masih mengandung senyawa yang cukup untuk digunakan oleh mikroba sebagai sumber energi dan sintesis selnya. Perlakuan  $C_1P_1$ ,  $C_2P_1$ ,  $C_2P_3$ ,  $C_3P_1$ ,  $C_3P_3$  mencapai jumlah tertinggi pada hari ke-12. Sementara jumlah bakteri tertinggi pada hari ke-15 dicapai pada perlakuan  $C_1P_3$  dan  $C_3P_2$ . Jumlah bakteri pada perlakuan  $C_1P_2$  dan  $C_2P_2$  mencapai titik tertinggi pada hari ke-18. Perlakuan dengan penambahan methanol dan glukosa yang dikombinasikan dengan pH 7 menjadi perlakuan yang paling lama dalam beradaptasi dan memanfaatkan sumber karbon sebagai sumber energi dan melakukan aktivitas oksidasi ammonia yang rendah.

Grafik pada Gambar 2 juga menunjukkan perbedaan antara perlakuan dengan sumber karbon dan pH berbeda dan tanpa sumber karbon dan pH netral. Ternyata pemberian sumber karbon berupa methanol, glukosa, dan asam asetat dengan pH 5, 7, dan 9 memberikan pengaruh terhadap pertumbuhan bakteri pengoksidasi ammonia dan aktivitasnya dalam mengoksidasi ammonia yang lebih tinggi bila dibanding perlakuan tanpa sumber karbon dan pH netral. Semakin tinggi populasi bakteri yang tumbuh maka dapat semakin menurunkan kadar ammonia yang ada dalam reaktor.

Tingkat aktivitas bakteri penitrifikasi dalam mengoksidasi ammonia berkaitan dengan bentuk molekul dan sifat sumber karbon, antara lain mudah tidaknya didegradasi. Sumber karbon yang digunakan pada penelitian ini adalah methanol, glukosa, dan asam asetat. Ketiga sumber karbon tersebut memiliki bentuk molekul yang berbeda. Methanol ( $CH_3OH$ ) mengandung satu atom karbon (C) yang berikatan dengan satu gugus hidroksil, sehingga menjadi senyawa dengan jumlah atom karbon paling sedikit daripada glukosa dan asam asetat [13]. Methanol juga dapat digunakan sebagai sumber karbon yang dapat meningkatkan aktivitas dan efisiensi proses biokimiawi unsur nitrogen [21]. Glukosa merupakan gula sederhana yang mengandung 6 atom karbon (C) dan terikat pada 2 gugus fungsional, yaitu hidroksil dan aldehida. Glukosa dapat dengan mudah didegradasi dan diabsorpsi oleh sel-sel bakteri untuk keperluan suplai energinya dalam proses metabolisme [4]. Khemoorganotrof terutama bakteri menggunakan

karbohidrat sederhana yang berupa glukosa, yang merupakan senyawa yang paling mudah didegradasi dibanding senyawa lain [22]. Asam asetat ( $CH_3COOH$ ) diketahui dapat meningkatkan aktivitas nitrifikasi karena senyawa organik asetat dapat digunakan oleh bakteri penitrifikasi sebagai sumber karbon untuk meningkatkan aktivitas oksidasi ammonia [9, 17].

Hasil penelitian kami ini juga sesuai dengan hasil penelitian sebelumnya [7] yang menyatakan bahwa pertumbuhan rata-rata spesifik maksimum bakteri penitrifikasi adalah rendah berkisar antara  $0,012 \text{ h}^{-1}$  sampai  $0,066 \text{ h}^{-1}$  dan menghasilkan produk yang rendah yaitu  $0,014\text{-}0,09 \text{ g/mol}$  untuk pengoksidasi ammonia dan  $0,013\text{-}0,031 \text{ g/mol}$  untuk pengoksidasi nitrit. Konsentrasi biomassa dan jumlah sel dalam media cair skala laboratorium adalah  $10^7 \text{ sel/mL}$ , sedangkan dalam media padat dapat membentuk koloni dengan diameter  $0,1 \text{ mm}$  minimal 4 minggu [7].

## KESIMPULAN

Berdasarkan hasil dan pembahasan dapat diambil kesimpulan bahwa faktor lingkungan berupa sumber karbon yang berbeda-beda berpengaruh dalam menstimulasi aktivitas bakteri yang berbeda-beda pula dan asam asetat menjadi sumber karbon yang paling efektif dalam proses oksidasi ammonia dibanding methanol dan glukosa. Selain itu, nilai pH yang berbeda juga sangat mempengaruhi terhadap aktivitas bakteri dalam mengoksidasi ammonia, terutama nilai pH 9 yang mampu meningkatkan aktivitas oksidasi ammonia paling baik.

## DAFTAR PUSTAKA

- [1]. A., Rahmah, "Kerangka Acuan Dialog Publik Interaktif Kota yang Lestari" (2001) (<http://www.mail-archive.com>, diakses 15/6/2012).
- [2]. Anonim, "Nitrifikasi" (2003) diakses 15/6/2012). (<http://www.rpi.edu/dept/chem-eng/Biotech-Environmental>).
- [3]. Metcalf and Eddy, *Wastewater Engineering Treatment Disposal Reuse*, Third Edition McGraw-Hill, Inc., New York (1991).
- [4]. M.M., Sutedjo, A.G., Kartasapoetra, R.D.S. Sastroatmodjo, *Mikrobiologi Tanah*, Rineka Cipta, Jakarta (1991).

- [5]. C.C., Delwiche, *Denitrification, Nitrification, and Atmospheric Nitrous Oxide*, John Wiley and Sons, Inc., Canada (1981).
- [6]. B., Widigdo, *Limnologi*, Laboratorium Limnologi Fakultas Perikanan dan Ilmu Kelautan IPB, Bogor (2000).
- [7]. R.G., Board, D., Jones, E.A., Skinner, *Identification Methods in Applied and Environmental Microbiology*, Blackwell Scientific Publications, USA (1992).
- [8]. H., Ambarsari, Karakteristik dan Peran Bakteri Penitrifikasi dalam Usaha Minimisasi Amonia yang Terakumulasi di dalam Sistem Akuakultur, *Jurnal Sains dan Teknologi Indonesia* Vol. 1, No. 2, 43-52 (1999).
- [9]. E.N., Farida, *Pengaruh pH Terhadap Pertumbuhan dan Aktivitas Bakteri Pengoksidasi Amonia pada Media dengan dan Tanpa Senyawa Organik*, Skripsi, Fakultas Biologi Unsoed (2003).
- [10]. A., Esoy, H., Odegaard and G., Bentzen, The Effect of Sulphide and Organic Matter on the Nitrification Activity in Biofilm Process, *Journal of Water Science Technology* Vol. 37, No.1, 115-122 (1998).
- [11]. T., Imas, R.S., Hadioetomo, A.G., Gunawan, Y., Setiadi, *Mikrobiologi Tanah II*, PAU, IPB (1989).
- [12]. N.S., Rao Subba, *Mikroorganisme Tanah dan Pertumbuhan*, UI-Press, Jakarta (1994).
- [13]. E.A., Paul, F.E., Clark, *Soil Microbiology and Biochemistry*, Academic Press, Inc., New York (1989).
- [14]. S.W., Watson, E., Bock, H., Harms, H.P., Koops, A.B., Kooper, Nitrifying Bacteria, in *Bergey Manual of Systematic Bacteriology* Vol.3, Editor: Staley, J.T., Bryant, M.P., Hennig, N., and Holt, J.G., Williams and Wilkins, Baltimore, M.d. (1989).
- [15]. APHA. *Standard Methods for the Examination of Water and Waste Water*. 19<sup>th</sup> Ed. Water Pollution Control Federation, New York, (1995).
- [16]. J P., Harley, M.P., Lansing, *Laboratory Exercises in Microbiology* 2<sup>nd</sup>Ed, Wm.C. Brown Communications, Inc., USA (1993).
- [17]. T., Nishio, T., Yushikura, K., Chiba, Z., Inouye, Effect of Organic Acids on Heterotrophic Nitrification by *Alcaligenes faecalis* OKK17, *Bioscience, Biotechnology, Biochemistry* Vol. 58, No. 9, 1574-1578, (1994).
- [18]. E.L., Yulinah, O.B., Sukandar, U. S., Kisman, *Pertumbuhan dan Ekologi Mikroba*, Bahan Pelajaran, PAU Bioteknologi ITB, Bandung (1990).
- [19]. G., Laraspedi, *Kajian Penurunan Nitrogen Amonia pada Proses Nitrifikasi dalam Pengolahan Limbah Cair Industri Perikanan*, Skripsi, Institut Pertanian Bogor, Bogor (2004).
- [20]. T., Haryanto, *Biodegradasi Ammonium menjadi Nitrit dan Nitrat (Nitrifikasi) oleh Kultur Mikroba Campuran N-Sw*, Skripsi, Institut Pertanian Bogor, Bogor (2001).
- [21]. G.T., Sperl, D.S., Hare, "Denitrification with Methanol: a Selective Enrichment for *Hypomicrobium* Species", *Journal of Bacteriology* Vol. 108, No. 2, 733 – 736, (1971).
- [22]. L.E., Hawker, A.H., Linton, *Microorganism, Function, Form and Environmental*, Edward Arnold Publisher Ltd., London (1979).

## PENGARUH PENAMBAHAN NITROGEN TERHADAP AKTIVITAS FOTOKATALIS TiO<sub>2</sub> DALAM PENGOLAHAN LIMBAH METHYLEN BLUE

Agus Salim A<sup>1</sup>, Auring R<sup>1</sup>, Yustinus P<sup>1</sup>, Asep Nana<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Pusat Sains dan Teknologi Bahan Maju - BATAN  
Kawasan PUSPIPTEK, Serpong 15310

### ABSTRAK

#### PENGARUH PENAMBAHAN NITROGEN TERHADAP AKTIVITAS FOTOKATALIS TiO<sub>2</sub> DALAM PENGOLAHAN LIMBAH METHYLEN BLUE

Pengaruh penambahan nitrogen pada fotokatalis TiO<sub>2</sub> dalam pengolahan limbah methylen blue telah dilakukan. Prekursor yang digunakan adalah TiO<sub>2</sub> 99,9% rutile. Fotokatalis diberi dopan nitrogen dengan metode perendaman TiO<sub>2</sub> pada larutan NH<sub>3</sub> dengan konsentrasi yang divariasikan 0,5M dan 0,7M. Analisa XRD menunjukkan penambahan N tidak mempengaruhi ukuran kristal dari TiO<sub>2</sub> dalam range 33-45 nm, sementara dari hasil SEM dan EDS terlihat penambahan N tertinggi diperoleh pada perendaman NH<sub>3</sub> 0,5 M sebesar 9,61%. Hasil pengujian menunjukkan penambahan N pada TiO<sub>2</sub> menurunkan aktivitas fotokatalis TiO<sub>2</sub> dalam mereduksi methylen blue dari konstanta laju reaksi TiO<sub>2</sub> 0,091 jam<sup>-1</sup> menjadi 0,050 jam<sup>-1</sup> untuk perendaman TiO<sub>2</sub> dalam NH<sub>3</sub> 0,5 M, dan 0,051 jam<sup>-1</sup> pada perendaman TiO<sub>2</sub> dalam NH<sub>3</sub> 0,7 M. Penurunan tersebut disebabkan terjadi pergeseran daerah kerja fotokatalis TiO<sub>2</sub> dari spektrum UV menjadi spektrum cahaya tampak.

Kata Kunci: Fotokatalis; methylen blue; nitrogen; TiO<sub>2</sub>, TiO<sub>2</sub>-N

### ABSTRACT

#### EFFECT OF NITROGEN ADDITION ON TiO<sub>2</sub> PHOTOCATALYST ACTIVITIES IN METHYLEN BLUE WASTEWATER TREATMENT

Effect of the addition of nitrogen in TiO<sub>2</sub> photocatalyst in methylene blue wastewater treatment has been performed. Precursors used were 99.9% rutile TiO<sub>2</sub>. Photocatalyst given nitrogen dopant by immersion method of TiO<sub>2</sub> in NH<sub>3</sub> solution with varied concentrations of 0.5 M and 0.7 M. XRD analysis showed the addition of N did not affect the crystal size of TiO<sub>2</sub> in the range of 33-45 nm, while the results of SEM and EDS showed the addition of the highest N obtained at 0.5 M NH<sub>3</sub> immersion of 9.61%. The test results showed the addition of N in TiO<sub>2</sub> decrease photocatalytic activity of TiO<sub>2</sub> in reducing methylene blue of the reaction rate constants of TiO<sub>2</sub> 0.091 hour<sup>-1</sup> to 0.050 hours<sup>-1</sup> for TiO<sub>2</sub> immersion in 0.5 M NH<sub>3</sub>, and 0.051 hr<sup>-1</sup> immersion of TiO<sub>2</sub> in NH<sub>3</sub> 0, 7 M. The decrease is due to a shift in the working area of TiO<sub>2</sub> photocatalyst from the UV spectrum into the visible light spectrum.

Keywords : Photocatalyst ; methylene blue ; nitrogen ; TiO<sub>2</sub>, TiO<sub>2</sub> - N

### PENDAHULUAN

Perkembangan industri tekstil menyebabkan limbah zat warna diantaranya *methylen blue* yang berbahaya bagi lingkungan [1]. Limbah zat warna ini memiliki sifat *non biodegradable* karena mengandung senyawa kompleks aromatik dan senyawa organik yang sukar diuraikan oleh mikroba sekalipun. Zat warna juga bersifat karsinogenik [2]. Keberadaan zat warna dalam perairan dapat menghambat masuknya sinar matahari ke dalam air, sehingga mengganggu aktivitas fotosintesis mikroalga. Dampak lanjutannya adalah pasokan oksigen dalam air menjadi berkurang serta memicu aktivitas mikroorganisme *anaerob* yang menghasilkan produk berbau tak sedap. Selain itu, penguraian zat warna secara *anaerob* pada dasar perairan menghasilkan senyawa amina aromatik yang lebih toksik dibandingkan dengan zat warna semula [3].

Satu dari metode untuk pengolahan limbah cair *methylen blue* adalah dengan degradasi secara fotokatalisis dalam larutan

dengan penyinaran menggunakan sinar ultra violet (uv), dimana mengandung fotokatalis yang sesuai terutama TiO<sub>2</sub>. Fotokatalisis titanium dioksida merupakan metode yang efisien untuk mendegradasi secara lengkap senyawa organik dalam fase cair dan gas. Pencemar yang mengandung karbon, hidrogen, nitrogen, sulfur dan atom halogen akan terdegradasi menjadi CO<sub>2</sub>, H<sub>2</sub>O, anion NO<sup>3-</sup>, SO<sub>4</sub><sup>2-</sup>, dan halida [4].

Fotokatalisis merupakan kombinasi proses dari fotokimia dan katalisis, dimana diperlukan sinar UV dan katalis (semikonduktor) untuk melangsungkan suatu transformasi kimia. Proses fotoreduksi dan fotooksidasi dimulai pada saat fotokatalis mengadsorpsi energi foton dengan energi yang sama atau lebih besar dari energi celah semikonduktor (TiO<sub>2</sub> mempunyai energi celah sebesar 3,2 eV) sehingga elektron akan tereksitasi dari pita valensi ke pita konduksi. Pasangan elektron (e<sup>-</sup>) dan *hole* (h<sup>+</sup>) yang terbentuk dapat berekombinasi dan melepaskan panas atau menyebabkan reaksi oksidasi dan reduksi dengan transfer muatan ke spesies yang

teradsorpsi pada permukaan semikonduktor. *Hole* ( $h^+$ ) yang dihasilkan  $TiO_2$  merupakan oksidator kuat yang akan mengoksidasi spesies kimia lainnya yang mempunyai potensial oksidasi +1,0 V sampai +3,5 V (relatif terhadap elektroda *hydrogen-Nerst*), termasuk air dan/atau gugus hidroksil yang akan menghasilkan radikal hidroksil. Radikal hidroksil ini pada pH = 1 mempunyai potensial sebesar 2,8 V, dan kebanyakan zat organik mempunyai potensial redoks yang lebih kecil dari potensial tersebut, sehingga kebanyakan zat organik dapat dioksidasi menjadi  $CO_2$  [5].

Yang menjadi perhatian utama dalam rekayasa fotokatalis  $TiO_2$  adalah aspek daya absorpsi foton dan aktivitas fotokatalitik. Keterbatasan  $TiO_2$  sebagai fotokatalis terletak pada band gap-nya yaitu sebesar 3,2 eV, dimana dengan band gap tersebut memerlukan penyinaran pada daerah sinar ultraviolet untuk menginisiasi proses fotokatalitik padahal sinar ultraviolet hanya sekitar 5% dari sinar matahari yang sampai ke bumi. Ditemukan bahwa pencampuran p states dari N dengan 2p dari O dapat menaikkan pita valensi untuk dapat memperkecil band gap dari  $TiO_2$ , sementara posisi dari pita konduksi tetap. Hal ini menyebabkan fotokatalis  $TiO_2$  lebih aktif terhadap sinar tampak [6].

Dilaporkan pula bahwa penambahan dopan N ke dalam sistem fotokatalis  $TiO_2$  menjadi komposit  $TiO_2$ -N masih memiliki berbagai kendala seperti sulitnya menghasilkan katalis komposit dengan konsentrasi N yang tinggi, rendahnya aktivitas fotokatalitik pada rentang panjang gelombang UV, ketidakstabilan spesies N dalam sistem katalis setelah proses fotokatalisis, lemahnya daya oksidasi hole yang dihasilkan, dan tingginya laju rekombinasi sebagai akibat menyempitnya band gap dan faktor impuritas katalis [7].

Tujuan penelitian ini adalah untuk mengetahui pengaruh penambahan N terhadap aktivitas fotokatalis  $TiO_2$  dalam pengolahan limbah *methylen blue*. Aktivitas tersebut ditunjukkan oleh besaran konstanta laju reaksi dari proses degradasi limbah *methylen blue*. Dalam penelitian sebelumnya diperoleh data bahwa  $TiO_2$  cukup baik dalam mendegradasi limbah *methylen blue*, namun pengaruh penambahan nitrogen pada  $TiO_2$  terhadap aktivitas  $TiO_2$  dalam mendegradasi limbah *methylen blue* belum pernah dilakukan, sehingga dalam penelitian ini akan dipelajari pengaruh penambahan N terhadap aktivitas fotokatalis  $TiO_2$ . Penelitian ini dilakukan di Lab Limbah PSTBM - BATAN pada bulan Mei 2013 sampai bulan Agustus 2013.

## TATA KERJA

### 1. Bahan dan Alat

Bahan yang digunakan dalam penelitian ini yaitu  $TiO_2$  99,9% *rutile* Sigma-Aldrich sebagai prekursor, *aquades*,  $NH_3$  Merck, serbuk *methylen blue*.

Alat yang digunakan dalam penelitian ini yaitu gelas beker, labu ukur, pipet ukur, batang pengaduk, cawan porselen, pH indikator, *furnace*, *X-Ray Diffractometer* (XRD) merek Shimadzu untuk menganalisis struktur dan ukuran kristal serta fraksi *rutile-anatase*, *Scanning Electron Microscope/Energy Dispersive Spectroscopy* (SEM/EDS) merek JEOL type JSM 6510 L untuk menganalisis foto permukaan (butir) dan konsentrasi N dalam  $TiO_2$ , Spektrofotometri UV-Vis merek PERKIN ELMER type Lambda 25 untuk menganalisa konsentrasi *methylen blue* dalam limbah.

### 2. Prosedur

#### • Sintesis Fotokatalis

Prekursor  $TiO_2$  yang digunakan adalah  $TiO_2$  99,9% *rutile* dari Sigma-Aldrich. Larutan  $NH_3$  yang digunakan adalah larutan  $NH_3$  dari Merck. Nitrogen didoping ke dalam  $TiO_2$  dengan cara perendaman 10 g serbuk  $TiO_2$  dalam 400 ml larutan  $NH_3$  dengan konsentrasi  $NH_3$  0,5M dan 0,7M diaduk dengan *magnetic stirrer* selama 10 menit dan direndam selama 24 jam. Selanjutnya campuran  $TiO_2$  dan larutan  $NH_3$  dikeringkan pada suhu 120 °C dan dikalsinasi pada suhu 500 °C selama 1 jam. Hasil yang diperoleh kemudian digerus menjadi halus. Pengaruh penambahan nitrogen pada fotokatalis  $TiO_2$  dianalisis menggunakan XRD, SEM dan EDS.

#### • Limbah Simulasi

Larutan limbah simulasi dibuat dengan kandungan *methylen blue* 10 ppm, dengan cara serbuk *methylen blue* sebanyak 0,3 g ditambahkan ke dalam 300 ml *aquades* kemudian diaduk dengan *magnetic stirrer* selama 10 menit.

#### • Aktivitas Fotokatalitik

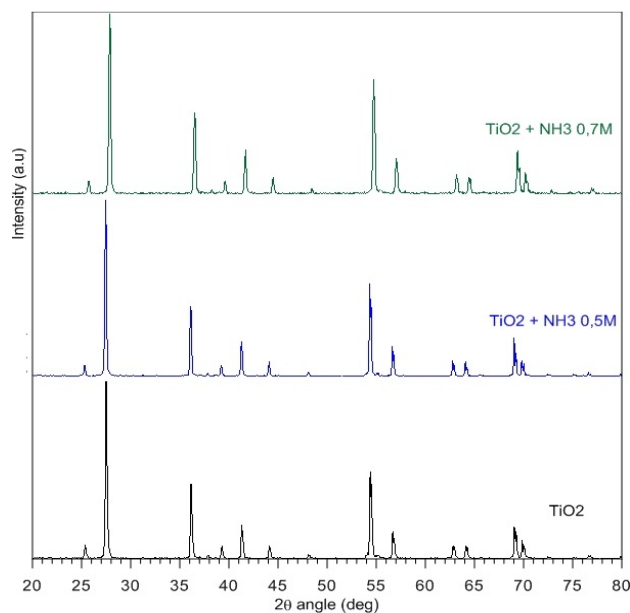
Lampu *Phillips* UV-A 10 W sebanyak 3 buah digunakan sebagai sumber foton. Reaksi fotokatalitik dilakukan dalam gelas reaksi dengan kapasitas 650 ml. Sejumlah 0,3 gram katalis ditambahkan ke dalam 300 ml larutan *methylen blue* 10 ppm, diaduk dengan *stirrer* sambil disinari dengan UV selama 5 jam. Setiap 1 jam dilakukan pencuplikan sampel untuk mengukur kadar *methylen blue* yang terurai dalam larutan dengan menggunakan peralatan spektrometri UV-Vis.

## HASIL DAN PEMBAHASAN

### • Karakterisasi Fotokatalis

Hasil karakterisasi XRD terhadap hasil sintesis fotokatalis  $\text{TiO}_2$  melalui perendaman dalam larutan  $\text{NH}_3$  dapat dilihat pada gambar 1. Dari Gambar 1 terlihat bahwa dengan penambahan N akan mengurangi intensitas dari *peak* (puncak)  $\text{TiO}_2$  *rutile* standar. *Peak*  $\text{TiO}_2$  *rutile*,  $\text{TiO}_2$ -N (0,5M) dan  $\text{TiO}_2$ -N (0,7M)

terlihat pada  $2\theta = 27,46^\circ$ . Secara umum *peak rutile* mengalami penurunan dibandingkan *peak*  $\text{TiO}_2$  murni kecuali pada  $\text{TiO}_2$ -N (0,5M). Penurunan intensitas *peak* dikarenakan adanya atom nitrogen yang menggantikan atom oksigen dari  $\text{TiO}_2$ . Hal ini menunjukkan bahwa metode perendaman bisa digunakan untuk mensubstitusi atom N terhadap sebagian atom O dari  $\text{TiO}_2$ .



**Gambar 1.** Hasil karakterisasi XRD terhadap hasil sintesis fotokatalis  $\text{TiO}_2$  melalui perendaman dalam larutan  $\text{NH}_3$

Dari hasil XRD di atas diperoleh besar ukuran kristal dan fraksi anatase serta rutile sebagai berikut (Tabel 1):

**Tabel 1.** Ukuran kristal, fraksi *rutile* dan *anatase* dari katalis N- $\text{TiO}_2$  dari hasil analisa XRD

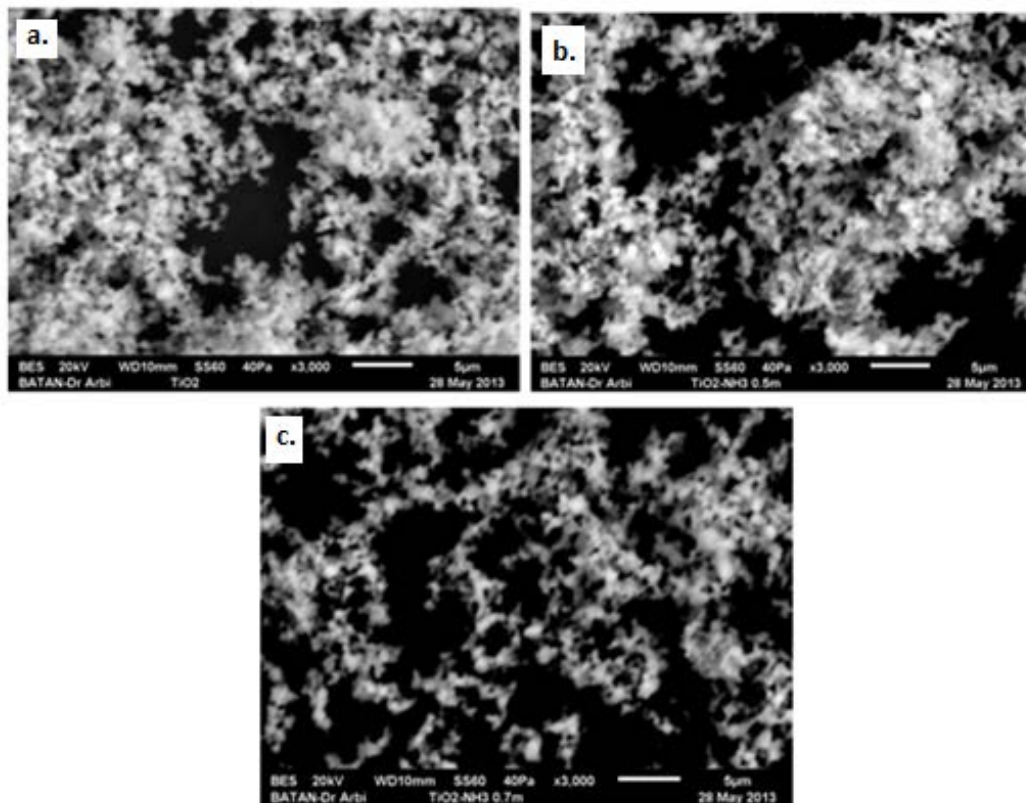
No	Sampel	Fraksi Rutile (%)	Ukuran Kristal (nm)
1.	$\text{TiO}_2$	94,25	45,41
2.	N- $\text{TiO}_2$ ( $\text{NH}_3$ 0,5M)	94,93	45,41
3.	N- $\text{TiO}_2$ ( $\text{NH}_3$ 0,7M)	94,33	33,15

Dari tabel 1 terlihat bahwa ukuran kristal dari  $\text{TiO}_2$  dan  $\text{TiO}_2$ -N( $\text{NH}_3$  0,5M) adalah sama yaitu 45,41 nm, namun pada  $\text{TiO}_2$ -N( $\text{NH}_3$  0,7M) ukuran kristal mengalami penurunan menjadi 33,15 nm. Hal ini diduga disebabkan karena pada  $\text{TiO}_2$ -N( $\text{NH}_3$  0,7M) konsentrasi atom N yang mengambil posisi latis atom O dan berikatan dengan Ti membentuk ikatan kovalen lebih sedikit dibandingkan pada  $\text{TiO}_2$ -N( $\text{NH}_3$  0,5M) sehingga mengakibatkan ukuran

kristalnya lebih kecil. Namun hal ini perlu penelitian lebih lanjut. Dari tabel 1 juga terlihat fraksi *rutile* dan fraksi *anatase* pada  $\text{TiO}_2$ ,  $\text{TiO}_2$ -N( $\text{NH}_3$  0,5M) dan  $\text{TiO}_2$ -N( $\text{NH}_3$  0,7M) tidak terjadi perubahan yang signifikan.

Hasil karakterisasi SEM-EDS terhadap hasil sintesis fotokatalis  $\text{TiO}_2$  melalui perendaman dalam larutan  $\text{NH}_3$  dapat dilihat pada gambar 2.





**Gambar 2.** Hasil SEM sampel  $\text{TiO}_2\text{-N}$ : (a)  $\text{TiO}_2$  Perbesaran 3000 x; (b)  $\text{TiO}_2\text{-N}$  (0,5M) Perbesaran 3000 x; (c)  $\text{TiO}_2\text{-N}$  (0,7M) Perbesaran 3000 x

Dari Gambar 2 terlihat bahwa ukuran butir dari seluruh sampel cukup merata, tidak terlihat perbedaan yang signifikan antara  $\text{TiO}_2$  dan  $\text{TiO}_2$  yang direndam  $\text{NH}_3$  pada konsentrasi 0,5 M dan 0,7 M.

Hasil karakterisasi EDS ditampilkan pada Tabel 2 sebagai berikut:

**Tabel 2.** Konsentrasi N dalam katalis  $\text{TiO}_2\text{-N}$  Hasil EDS

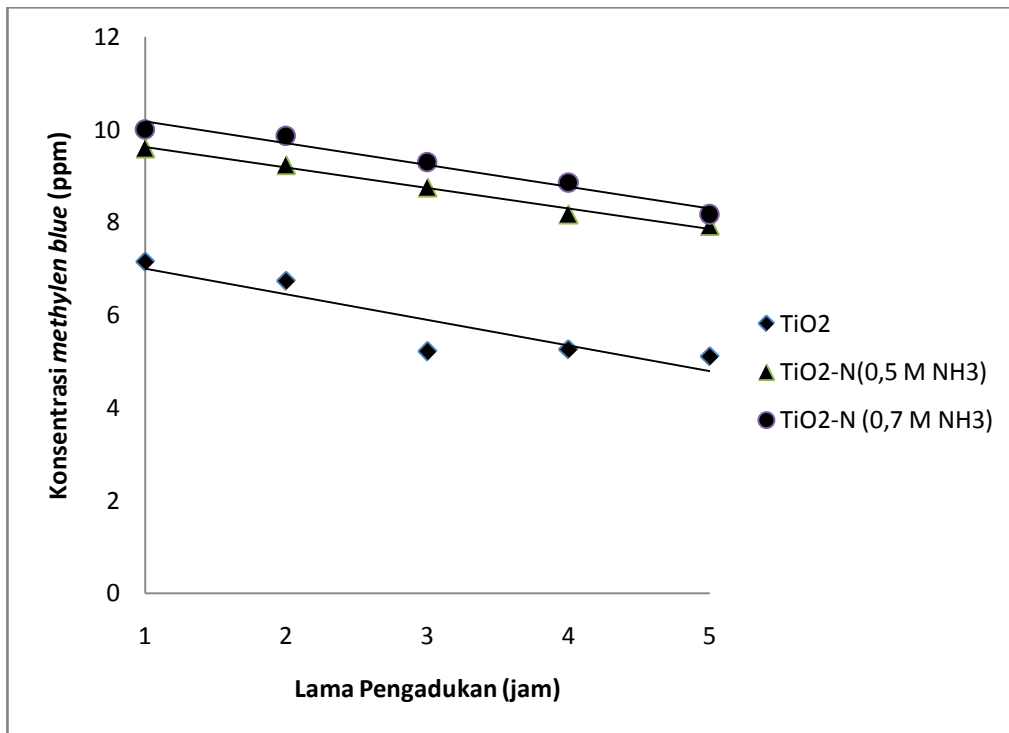
No	Bahan	Kandungan N Hasil EDS (%)
1.	$\text{TiO}_2\text{-N}$ (0,5 M $\text{NH}_3$ )	9.61
2.	$\text{TiO}_2\text{-N}$ (0,7 M $\text{NH}_3$ )	8.79

Dari tabel 2 terlihat pada perendaman  $\text{TiO}_2$  dalam larutan  $\text{NH}_3$  0,5 M diperoleh konsentrasi N dalam  $\text{TiO}_2\text{-N}$  sebesar 9.61% sedangkan bila konsentrasi larutan  $\text{NH}_3$  dinaikkan menjadi 0,7 M, kandungan N menurun menjadi 8.79%. Hal ini disebabkan proses substitusi N terhadap O dari  $\text{TiO}_2$  mengalami kejenuhan bila konsentrasi  $\text{NH}_3$  melebihi 0,5M.

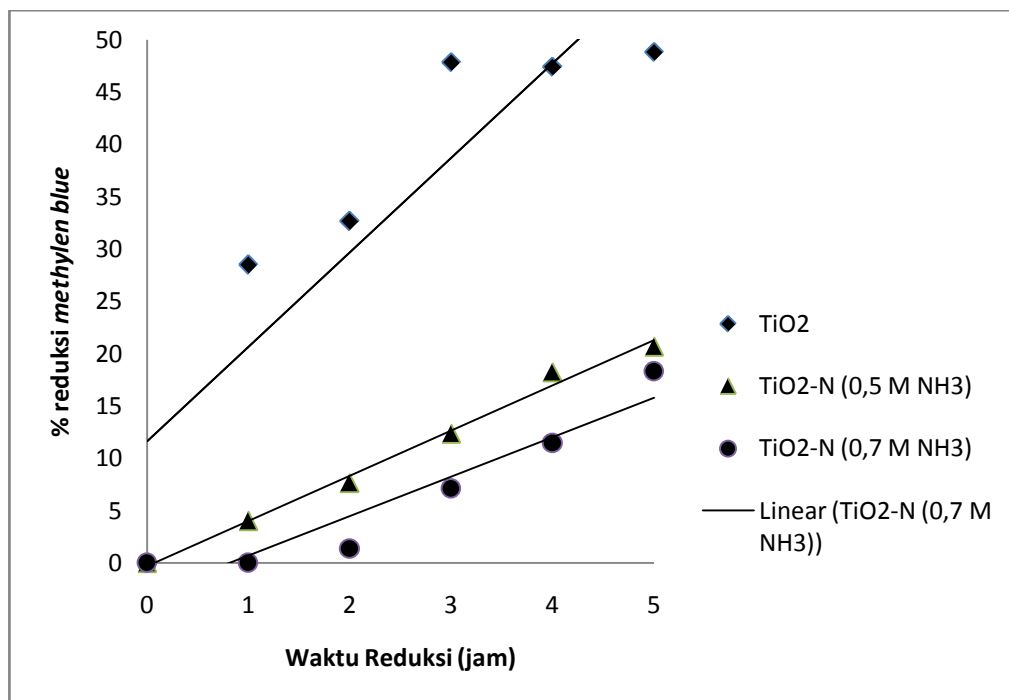
#### • Uji Aktivitas Fotokatalis

Limbah *methylen blue* awal mengandung konsentrasi sebesar 10 ppm. Uji reduksi katalis terhadap methyl blue dilakukan selama 1-5 jam dengan kondisi diaduk dan disinari dengan UV. Hasil penurunan konsentrasi *methylen blue* dalam limbah ditunjukkan oleh Gambar 3 dan Gambar 4 sebagai berikut.



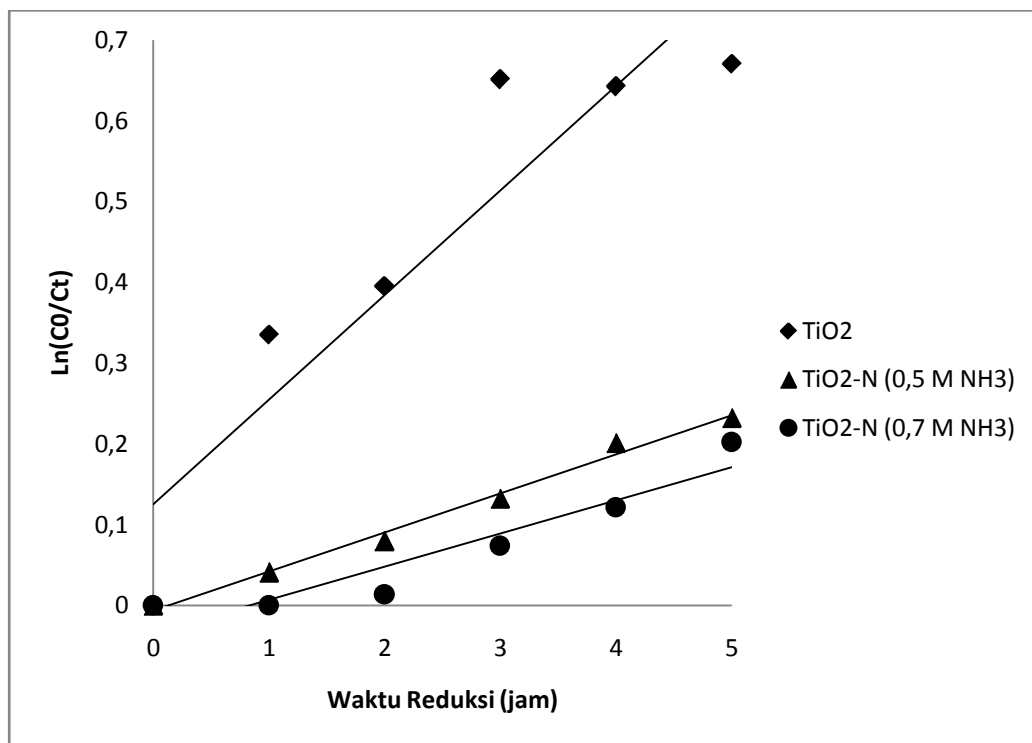


Gambar 3. Pengaruh waktu reduksi terhadap konsentrasi *methylen blue*



Gambar 4. Pengaruh waktu reduksi terhadap konsentrasi *methylen blue*

Kurva hubungan antara waktu penyinaran degradasi *methyl blue* terhadap  $\ln Co/Ct$  dari degradasi *methylen blue* diperlihatkan oleh Gambar 5 sebagai berikut.



**Gambar 5.** Kurva hubungan antara waktu penyinaran terhadap  $\ln Co/Ct$  dari degradasi *methylen blue*

Dari Gambar 5 diperoleh konstanta laju reaksi ( $\text{jam}^{-1}$ ) untuk berbagai konsentrasi perendaman  $\text{NH}_3$  seperti dalam Tabel 3 berikut ini.

**Tabel 3.** Tabel konstanta laju reaksi pada berbagai konsentrasi perendaman  $\text{NH}_3$

TiO <sub>2</sub> dalam NH <sub>3</sub> dengan konsentrasi NH <sub>3</sub> (M)	Kandungan N (%)	Persamaan Regresi	Konstanta Laju Reaksi ( $\text{jam}^{-1}$ )
0	0	$y = 0,091x + 0.263$	0,091
0,5	9,61	$y = 0,050x - 0.013$	0,050
0,7	8,79	$y = 0,051x - 0.071$	0,051

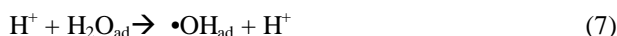
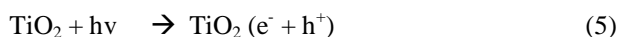
Reaksi fotokatalis terhadap *methylen blue* dapat terjadi karena lubang positif yang terbentuk selama aktivasi fotokatalis akan mengoksidasi ion hidroksi atau air pada permukaan katalis menghasilkan radikal hidroksil  $\text{HO}\cdot$ . Fotooksidasi maupun fotoreduksi dapat terjadi karena  $\text{TiO}_2$  merupakan semikonduktor dengan struktur elektronik yang khas yaitu memiliki pita valensi dan pita konduksi yang kosong sehingga ketika dikenai sinar matahari maka akan mengalami eksitasi  $e^-$  dari pita valensi ke pita konduksi (menghasilkan  $e^-$  yang menyebabkan adanya kekosongan

atau *hole* ( $h+vb$ ) pada pita valensi yang dapat berperan sebagai muatan positif. Selanjutnya *hole* akan bereaksi dengan  $\text{H}_2\text{O}$  yang terdapat dalam larutan membentuk radikal hidroksil ( $\cdot\text{OH}$ ), radikal hidroksil ini merupakan oksidator kuat yang dapat mendegradasi senyawa organik menjadi  $\text{CO}_2$  dan air. Elektron pada permukaan semikonduktor dapat bereaksi dengan penangkap  $e^-$  yang ada dalam larutan yaitu  $\text{O}_2$  membentuk radikal superoksida ( $\cdot\text{O}_2^-$ ) yang juga dapat mendegradasi senyawa organik dalam larutan [8].

Radikal ( $\bullet\text{OH}$ ) dan ( $\bullet\text{O}^{2-}$ ) akan terus menerus terbentuk selama sinar UV masih mengenai fotokatalis dan akan mendegradasi senyawa organik menjadi  $\text{CO}_2$  dan  $\text{H}_2\text{O}$ . Efektivitas reaksi fotokatalitik tergantung pada kompetisi antara rekombinasi pembawa muatan dengan donasi elektron dari substrat ke *hole*

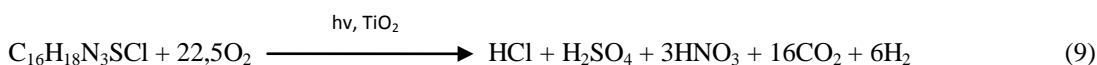


Mekanisme fotokatalis  $\text{TiO}_2$  dengan tahapan-tahapannya sebagai berikut [10]:



Radikal hidroksil  $\bullet\text{OH}$  yang dihasilkan memiliki peranan penting dalam mengoksidasi senyawa organik. Semakin banyak pembentukan hidroksil radikal maka akan semakin besar pula kemampuan fotokatalis untuk mengoksidasi senyawa organik [10].

Reaksi degradasi *methylen blue* yang terjadi adalah sebagai berikut:



Terlihat dari Tabel 3 bahwa aktivitas fotokatalis dalam mereduksi methylen blue paling tinggi diperoleh pada  $\text{TiO}_2$  yang tidak ditambahkan N. Penambahan N justru menurunkan aktifitas fotokatalis dari  $\text{TiO}_2$  dari konstanta laju reaksi  $0,091 \text{ jam}^{-1}$  menjadi  $0,050 \text{ jam}^{-1}$  untuk 0,5 M dan  $0,051 \text{ jam}^{-1}$  untuk 0,7 M. Tidak terlihat perbedaan yang signifikan antara 0,5 M dan 0,7 M, diduga hal ini disebabkan perbedaan kandungan N untuk kedua variasi konsentrasi perendaman  $\text{NH}_3$  tersebut tidak terlalu besar, namun masih terlihat kandungan N pada  $\text{TiO}_2$  yang lebih tinggi mengakibatkan penurunan aktivitas fotokatalis  $\text{TiO}_2$  yang lebih besar. Dilaporkan bahwa penambahan dopan nitrogen pada fotokatalis dapat meningkatkan aktivitas fotokatalitik secara signifikan di bawah sinar tampak. Ditemukan bahwa pencampuran p states dari N dengan 2p dari O dapat menaikkan pita valensi untuk dapat memperkecil band gap dari  $\text{TiO}_2$ , sementara posisi dari pita konduksi tetap [6]. Dibuktikan terjadi penurunan energi bandgap  $\text{TiO}_2$  yang besarnya 3,28 eV menjadi 2,91 eV untuk  $\text{TiO}_2\text{-N}$  [11]. Hal ini akan menyebabkan terjadinya pergeseran daerah aktif untuk fotokatalis  $\text{TiO}_2$  dari daerah UV menjadi

(*h+vb*). Rekombinasi pembawa muatan dapat dicegah dengan menyediakan penangkap e- berupa  $\text{O}_2$  yang teradsorpsi dan menjadi anion radikal superoksida  $\bullet\text{O}_2^-$  yang akan mengoksidasi senyawa organik. Mekanisme fotokatalitik  $\text{TiO}_2$  adalah sebagai berikut [9]:

daerah sinar tampak, sehingga kinerja fotokatalis  $\text{TiO}_2$  dalam mereduksi methylen blue di daerah UV mengalami penurunan.

## KESIMPULAN

Berdasarkan penelitian yang telah dilakukan disimpulkan bahwa  $\text{TiO}_2$  dan  $\text{TiO}_2\text{-N}$  mampu mereduksi limbah methylen blue dengan konstanta laju reaksi  $0,091 \text{ jam}^{-1}$  untuk  $\text{TiO}_2$ ;  $0,050 \text{ jam}^{-1}$  untuk  $\text{TiO}_2$  dengan perendaman  $\text{NH}_3$  0,5 M dan  $0,051 \text{ jam}^{-1}$  untuk 0,7 M. Penambahan N pada  $\text{TiO}_2$  akan menurunkan aktivitas fotokatalitik dalam mereduksi methylen blue pada daerah kerja UV, yang disebabkan terjadinya penurunan bandgap pada fotokatalis  $\text{TiO}_2$ . Perlu dilakukan penelitian lanjutan bagaimana kinerja fotokatalis  $\text{TiO}_2$  dan  $\text{TiO}_2\text{-N}$  dalam mereduksi methylen blue di daerah spektrum cahaya tampak.

## UCAPAN TERIMA KASIH

Ucapan terima kasih kepada Saudara Drs. Bambang Sugeng, MT, Dra. Deswita serta KPTF di PTBIN-BATAN yang telah banyak membantu dalam pengujian, karakterisasi dan penyusunan makalah ini.

## DAFTAR PUSTAKA

- [1]. IRVAN, RENITA, MANURUNG, HASIBUAN, ROSDANELLI, *Perombakan Zat Warna Azo Reaktif Secara Aerob-Anaerob*, USU, Medan, (2004).
- [2]. SAFNI, MAIZATISNA, ZULFARMAN, SAKAI T., *Degradasi Zat Warna Naphtol Blue Black Secara Sonolisis Dan Fotolisis Dengan Penambahan TiO<sub>2</sub>-Anatase*, J. Ris. Kim, Vol.1, (2007).
- [3]. VAN DER ZEE, F P., *Anaerobic Azo Dye Reduction*, Wageningen University (2002).
- [4]. K. RIYANI, T. SETYANINGTYAS, DIAN W. D., *Pengolahan Limbah Cair Batik menggunakan Fotokatalis TiO<sub>2</sub>-Dopan-N dengan Bantuan Sinar Matahari*, Valensi vol 2 No. 5, 581-587, (2013)
- [5]. K. RIYANI, T. SETYANINGTYAS, *Pengaruh Karbon Aktif Terhadap Aktivitas Fotodegradasi Zat Warna Pada Limbah Cair Industri Tekstil Menggunakan Fotokatalis TiO<sub>2</sub>*, Molekul vol. 6 No. 2, 113-122, (2011)
- [6]. ASAHI R., MORIKAWA T., OHWAKI T., AOKI K., TAGA Y., *Visible-light photocatalysis in nitrogen-doped titanium oxides*. Science, Volume 293, 269-271, (2001)
- [7]. JINLONG ZHANG, YONGMEI WU, MINGYANG XING, LEGHARI, SAJJAD AHMED KHAN, SAJJAD SHAMILA., *Development of modified N doped TiO<sub>2</sub> photocatalyst with metals, nonmetals and metal oxides*. Energy Environ. Sci., Volume 3, 715-726, (2010)
- [8]. HOFFMANN. M.R., S.T. MARTIN, W. CHOI, AND D.W. BAHNEMANN, *Environmental Applications of Semiconductor Photocatalysis*. Chemical Reviews. Vol 95, No. 1. California: American Chemical society, (1995)
- [9]. OKAMOTO K.I., YAMAMOTO Y., TANAKA H., TANAKA M. AND ITAYA A., *Heterogeneous photocatalytic decomposition of phenol over TiO<sub>2</sub> powder*, Bull. Chem. Soc. Jpn., **58**, 2015-2022, (1985)
- [10]. SONAWANE, R.,S. & DONGARE, M.,K., *Sol-gel synthesis of Au/TiO<sub>2</sub> thin films for photocatalytic degradation of phenol in sunlight*, J. Mol. Cat. A, Vol.243, pp. 68-76, (2006)
- [11]. AGUS S.A., *Sintesis dan Karakterisasi Katalis Nanokomposit Berbasis Titania Untuk Produksi Hidrogen dari Gliserol dan Air*, Tesis, Departemen Teknik Kimia-FT-UI, Depok, (2011)

## PENGOLAHAN LIMBAH CAIR MODEL INDUSTRI PULP DAN KERTAS MENGUNAKAN KOMBINASI METODE KOAGULASI-FLOKULASI- IRRADIASI UV/H<sub>2</sub>O<sub>2</sub> DAN ELEKTROKOAGULASI

Galuh Yuliani\*), Ratna Agustiningih, Nur Fitriah Rachmi, Budiman Anwar

Universitas Pendidikan Indonesia, Jl. Setiabudi No. 229, Bandung

\*)corresponding author email: [gyuliani@gmail.com](mailto:gyuliani@gmail.com)

### ABSTRAK

Limbah cair dari industri pulp dan kertas dikenal sangat kompleks dengan kandungan senyawa anorganik (seperti Na<sub>2</sub>CO<sub>3</sub>, Na<sub>2</sub>S, NaOH dan NaCl) dan organik (seperti lignin, polisakarida, alkohol dan asam karboksilat) yang tinggi. Diantara berbagai kontaminan di atas, kandungan lignin yang berkontribusi pada intensitas warna limbah merupakan masalah yang dianggap paling problematik karena seringkali tetap bertahan setelah pengolahan primer dilakukan. Pada penelitian ini, dibandingkan dua metode, yaitu koagulasi-flokulasi-irradiasi UV/H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>, dan elektrokoagulasi, untuk menghilangkan warna larutan limbah model industri pulp dan kertas. Pada aplikasi metode koagulasi-flokulasi-irradiasi UV/H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>, kondisi optimum pengolahan limbah adalah pH 8, dosis koagulan PAC 700 ppm, dosis flokulan kitosan 60 ppm, kecepatan pengadukan koagulan 130 rpm, kecepatan pengadukan flokulan 40 rpm, waktu iradiasi 1 hari dengan dosis H<sub>2</sub>O<sub>2</sub> 25 mmolL<sup>-1</sup>. Pada kondisi optimum tersebut, penurunan intensitas warna yang dinyatakan sebagai penurunan absorbansi larutan pada 500 nm adalah sebesar 71% dan penurunan COD sebesar 38%. Pada metode elektrokoagulasi, sel elektrokoagulasi dirakit menggunakan tiga lempengan elektroda Al yang disusun secara paralel. Menggunakan metode elektrokoagulasi, diperoleh penghilangan warna limbah cair sebesar 91% dan COD sebesar 84% pada waktu elektrolisis 40 menit, pH larutan 8, tegangan 2 V, konsentrasi NaCl 600 ppm, dan jarak elektroda 1,5 cm. Dari hasil penelitian, dapat disimpulkan bahwa metode elektrokoagulasi menggunakan elektroda Al lebih efektif pada penghilangan warna limbah cair model industri pulp dan kertas dibandingkan metode koagulasi-flokulasi-irradiasi UV/H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>.

Kata kunci : aluminium, elektrokoagulasi, kertas, limbah, metilen biru

### ABSTRACT

*Wastewaters from pulp and paper mill industries typically consist of mixtures of organics, inorganics and colored compounds creating highly complex effluent. These wastewaters contain inorganics (Na<sub>2</sub>CO<sub>3</sub>, Na<sub>2</sub>S, NaOH and NaCl) and organics (lignin, polysaccharides) resulted from the extraction of the woods and the chemicals added during pulping process. One major problem related to the wastewaters is the persistent colour that is still present in the treated wastewaters. Lignin and its derivatives are commonly the major contributors of the colour of the wastewater. In this research, two most widely used methods were employed to treat a model wastewater of pulp and paper industry, namely a combination of coagulation-flocculation-UV irradiation/H<sub>2</sub>O<sub>2</sub> and electrocoagulation. In the application of coagulation-flocculation-UV irradiation/H<sub>2</sub>O<sub>2</sub> method, the optimum conditions were pH 8, coagulant dose of 700 ppm, flocculant dose of 60 ppm, 130 rpm of coagulant stirring rate, 1 day irradiation time, and 25 mmolL<sup>-1</sup> of H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>. Upon the optimum conditions, the decrease of colour (measured as absorbance at 500 nm) was 71%, and the COD removal was measured to be 38%. For the electrocoagulation method, the electrodes were constructed by cutting aluminium plat into three parts that were arranged in parallel. On the application for the removal of color of pulp and paper mill effluent, 91% reduction of color and 84% reduction of COD were achieved at 40 minute of electrolysis time, pH of 8, 600 ppm of NaCl concentration, electrode distance of 1,5cm and 2 V of voltage.*

*Keywords : aluminium, electrocoagulation, methylene blue, paper, wastewater*

### PENDAHULUAN

Sejak akhir 1980-an, Industri pulp dan kertas di Indonesia telah berkembang pesat dan mendorong negara Indonesia masuk ke dalam jajaran 10 produsen kertas dunia [1]. Sejalan dengan perkembangan industri pulp dan kertas ini, ada dua faktor yang seringkali disoroti publik yaitu eksploitasi sumber daya hutan yang merupakan bahan baku utama pembuatan pulp dan kertas dan tingkat pencemaran lingkungan yang cukup tinggi dari limbah buangan yang dihasilkan. Limbah pulp dan kertas mengandung

sejumlah senyawa yang berbahaya dan tahan terhadap perlakuan biologis [2].

Limbah cair dari industri pulp dan kertas biasanya memiliki kandungan senyawa anorganik (seperti Na<sub>2</sub>CO<sub>3</sub>, Na<sub>2</sub>S, NaOH dan NaCl) dan organik (seperti lignin, polisakarida, alkohol dan asam karboksilat) yang tinggi. Diantara berbagai kontaminan di atas, kandungan senyawa organik, terutama lignin dan turunannya yang berkontribusi pada tingginya intensitas

warna limbah merupakan masalah yang paling problematik karena sulit untuk dihilangkan[3].

Strategi yang dapat dilakukan untuk mengatasi permasalahan limbah cair pulp dan kertas adalah dengan mengembangkan metode pengolahan limbah yang efektif menurunkan kadar kontaminan sekaligus mudah diadopsi. Berbagai metode pengolahan telah dilakukan mulai dari metode fisika, biologi maupun kimia. Proses pengolahan dengan cara fisika dan kimia dapat menghilangkan lignin terklorinasi dengan berat molekul tinggi, warna, racun, padatan tersuspensi dan COD. Akan tetapi, senyawa yang memiliki berat molekul rendah dan BOD (*Biochemical Oxygen Demand*) tidak dapat dihilangkan secara efisien [4].

Pengolahan limbah cair yang umum dilakukan adalah metode koagulasi-flokulasi. Metode pengolahan limbah koagulasi-flokulasi lebih diminati karena tahapan setiap proses pengolahan tidak rumit, efektif dan biaya operasional murah[5]. Koagulan yang biasa digunakan dalam pengolahan limbah cair diantaranya yaitu polialumunium klorida (PAC), alumunium (III) klorida dan tembaga (II) sulfat. PAC merupakan koagulan yang paling baik dalam mengurangi COD dan warna pada limbah cair pulp dan kertas dibandingkan dengan koagulan alumunium (III) klorida dan tembaga (II) sulfat (Kumar, 2011). Salah satu flokulan alami yang banyak digunakan adalah kitosan. Kitosan dapat meningkatkan kecepatan sedimentasi, penurunan turbiditas dan meningkatkan kepadatan endapan yang dihasilkan dalam pengolahan limbah cair pulp dan kertas[6].

Irradiasi UV/H<sub>2</sub>O<sub>2</sub> merupakan salah satu metode pengolahan limbah yang menggunakan oksidator kuat dengan bantuan sinar UV menghasilkan suatu radikal reaktif yang dapat mengubah polutan organik menjadi suatu spesi yang lebih pendek ikatannya [6].

Selain metode koagulasi-flokulasi, saat ini dikenal metode elektrokoagulasi sebagai salah satu metode yang menjanjikan berdasarkan fitur uniknya seperti degradasi sempurna dari polutan, jumlah lumpur endapan yang sedikit, dan mudah dioperasikan [7]. Elektrokoagulasi adalah proses mendestabilisasi suspensi, emulsi, atau kontaminan terlarut dalam media air dengan bantuan arus listrik. Dalam bentuk yang paling sederhana, sebuah reaktor elektrokoagulasi dapat terdiri dari sel elektrolit dengan satu anoda dan satu katoda [8].

Pengolahan limbah dengan menggunakan cara elektrokoagulasi telah banyak dilaporkan. Ugurlu, *et.al.*[8] melaporkan bahwa persentase penghilangan COD dan lignin mencapai lebih dari 70% dari efluen pulp dan kertas dengan

menggunakan teknik elektrokoagulasi. Faktor-faktor yang dapat mempengaruhi efektivitas proses elektrokoagulasi adalah pH, waktu, tegangan, jarak antar elektroda, bahan elektroda yang digunakan, konsentrasi polutan, konsentrasi anion, dan suhu. [10,11]. Diantara berbagai jenis elektroda yang lazim digunakan, elektroda alumunium banyak dipilih[11]. Alumunium memiliki karakteristik unggul, diantaranya ringan, tidak magnetik, tidak mudah terpecah, dan mudah dibentuk[12].

Berdasarkan latar belakang di atas maka penelitian ini bertujuan untuk membandingkan metode koagulasi-flokulasi-irradiasi UV/H<sub>2</sub>O<sub>2</sub> dengan metode elektrokoagulasi pada proses penghilangan warna dan COD limbah cair model industri pulp dan kertas.

## METODE PENELITIAN

### Alat dan Bahan

Dalam penelitian ini digunakan alat-alat seperti alat-alat gelas, Jar Test, *magnetic stirrer*, pH meter *Lutron*, Spatula, batang pengaduk, botol vial, Turbidimeter *Lovibond*, *Spectronic-20*, Kotak Irradiasi UV, Lampu UVC *Sanyo Denki*. *power supply DC*, *stopwatch*, kertas saring, *pH meter Lutron*, *clamp meter EnviroMed*, *magnetic stirrer*, *Spectronic 20* dan alat pemotong.

Sedangkan bahan-bahan yang digunakan adalah sampel model limbah cair industri pulp dan kertas yang diperoleh sebagai limbah hasil delignifikasi jerami padi yang digunakan pada pembuatan kertas, plat alumunium, larutan HCl teknis, larutan NaOH teknis, larutan NaCl teknis, aquades, dan isolator, kitosan teknis, PAC 10000 ppm, larutan HCl 0,1 M, larutan HCl pekat 12 M, H<sub>2</sub>O<sub>2</sub> 30% dan aquades.

### Prosedur Penelitian

#### Metode koagulasi-flokulasi-irradiasi UV/H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>

Tahap aplikasi dilakukan dengan cara mengkondisikan pengolahan sampel sesuai dengan data optimum parameter-parameter uji yang telah dilakukan, yaitu ; pH sampel limbah dikondisikan pada pH 8, koagulan yang ditambahkan sebanyak 700 ppm sambil diaduk dengan kecepatan 130 rpm selama  $\pm 1$  menit. Selanjutnya kecepatan pengadukan diubah menjadi 40 rpm. Proses flokulasi dilakukan pada kecepatan tersebut dengan menggunakan kitosan sebanyak 60 ppm dan diaduk selama  $\pm 1$  menit. Setelah proses flokulasi selesai, flok dibiarkan mengendap selama 30 menit. Kemudian limbah hasil olahan dipisahkan dari lumpurnya, selanjutnya diuji pH dan dilakukan irradiasi

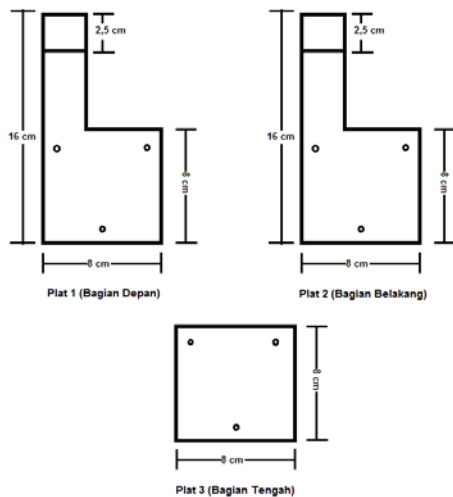


UV/H<sub>2</sub>O<sub>2</sub> sebanyak 25 mmolL<sup>-1</sup>, dengan waktu irradiasi selama 1 hari.

Analisa parameter limbah sebelum dan setelah pengolahan dilakukan pengujian pH menggunakan pH meter *Lutron*, pengujian absorbansi menggunakan *Spectronic-20*, pengujian turbiditas menggunakan *Turbidimeter Lovibond*, dan pengujian COD menggunakan metode SMEWW-5220-B.

### Metode Elektrokoagulasi

Plat Aluminium dengan ketebalan 1,5 mm yang digunakan sebagai elektroda anoda dan katoda dalam proses elektrokoagulasi ini dipotong menjadi tiga bagian. Plat dipotong dengan bentuk seperti pada Gambar 1.



Gambar 1. Skema Gambar Plat Aluminium

Setelah dipotong mengikuti gambar diatas, plat aluminium diampelas agar permukaannya halus. Plat aluminium kemudian disusun secara paralel. Jarak antar elektroda dibuat tetap yaitu 1,5 cm. Plat aluminium dirancang seperti pada Gambar 2.



Gambar 2. Rancangan Plat Aluminium

Proses elektrokoagulasi dilakukan dengan menggunakan sel sederhana. Elektrokoagulasi dilakukan dengan sistem *batch* pada suhu kamar. Untuk mengetahui pengaruh variasi pH, waktu elektrolisis, konsentrasi NaCl, tegangan, dan jarak elektroda digunakan larutan model metilen biru. Sebelum proses elektrokoagulasi dilakukan, plat aluminium yang akan digunakan dicuci terlebih dahulu dengan menggunakan larutan HCl 1 M, kemudian dibilas dengan aquades dan dikeringkan.

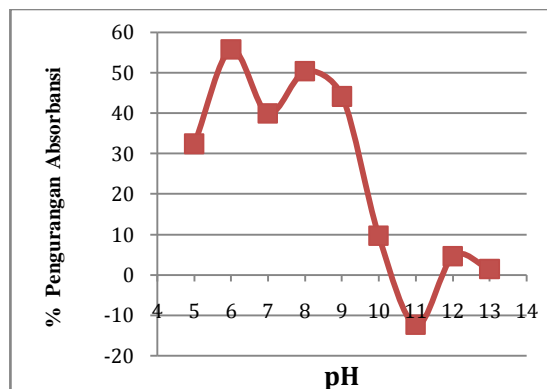
### Proses Elektrokoagulasi Pada Limbah Cair Industri Pulp Dan Kertas

Pencarian kondisi optimum pengolahan dilakukan dengan memvariasikan pH, konsentrasi NaCl dan waktu elektrolisis. Tegangan yang digunakan adalah sebesar 2 V. Nilai variasi pH yang diuji adalah 6, 7, dan 8. Sampel hasil elektrokoagulasi didiamkan hingga agregat yang terbentuk mengendap dan kemudian disaring. Filtrat yang dihasilkan kemudian dianalisis warnanya menggunakan *spectronic 20+* dan dianalisis COD dengan metode analisis SMEWW-5220-B.

## HASIL DAN PEMBAHASAN

### Optimasi pH

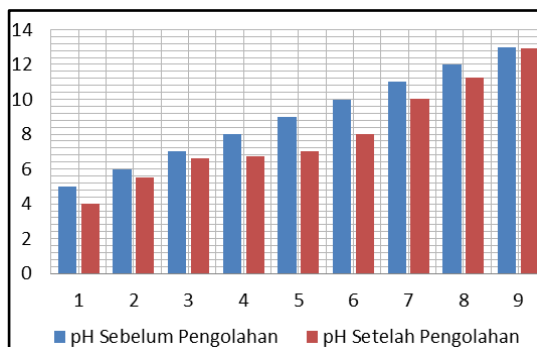
Optimasi pH dilakukan untuk memperoleh kondisi pH optimum pada proses koagulasi dan flokulasi. Pengaruh pH terhadap kondisi pengolahan dapat dilihat pada Gambar 3.



Gambar 3. Pengurangan Absorbansi pada Optimasi pH

Gambar 3 menunjukkan % penurunan absorbansi larutan limbah akibat adanya variasi pH. Dapat disimpulkan bahwa pH 6 dan pH 8 memiliki pengurangan absorbansi yang paling besar. Selanjutnya, pH 8 dipilih sebagai pH

optimum karena pH awal limbah yang sangat tinggi (pH = 13,85), sehingga membutuhkan larutan asam dalam jumlah yang sangat banyak untuk menurunkan pH menjadi 6. Penurunan absorbansi pada pH >9 dapat disebabkan karena pada pH >9 mulai terjadi pembentukan ion aluminat ( $AlOH_4^-$ ) terlarut, yang tidak berikatan dengan partikel koloid, sehingga mereduksi efisiensi pengurangan absorbansi pada sampel.

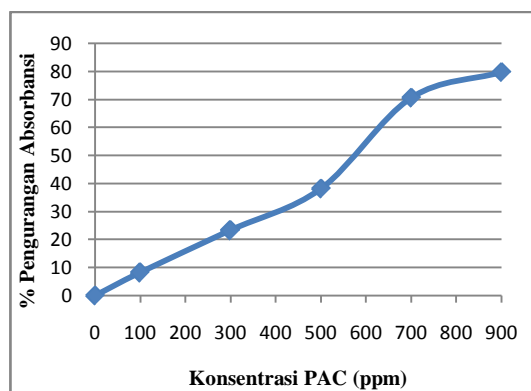


**Gambar 4.** pH Sebelum dan Setelah Koagulasi-Flokulasi

Pada penggunaan PAC sebagai koagulan, pH air hasil pengolahan tidak mengalami penurunan pH yang signifikan (gambar 4).

#### Optimasi Dosis Koagulan

Optimasi dosis koagulan dilakukan untuk mengetahui dosis optimum koagulan PAC yang dibutuhkan dalam mengendapkan koloid pada limbah model industri pulp dan kertas. Grafik hasil optimasi dapat dilihat pada gambar 5.



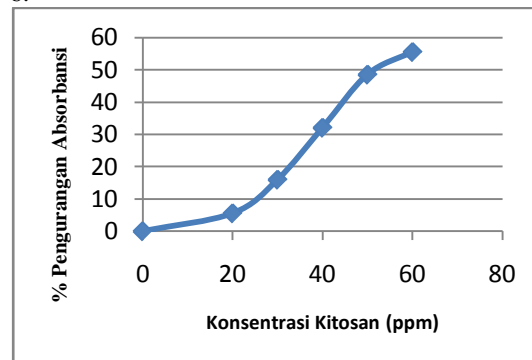
**Gambar 5.** Pengurangan Absorbansi Pada Variasi Dosis Koagulan

Semakin besar dosis koagulan yang ditambahkan semakin besar pula pengurangan absorbansinya. Penggunaan dosis koagulan 900 ppm dan dosis 700 ppm menghasilkan pengurangan absorbansi yang paling tinggi, yaitu sekitar 80,11% dan 70,82%. Pada

penelitian ini digunakan dosis 700 ppm sebagai dosis optimum sebagai upaya untuk mengurangi penambahan bahan kimia dalam limbah yang berpengaruh pada lumpur kimia yang dihasilkan (Rastogi, 2012)

#### Optimasi Dosis Flokulan

Optimasi dosis flokulan bertujuan untuk mengetahui dosis optimum flokulan yang dibutuhkan untuk membantu proses pengendapan flok yang telah terbentuk oleh koagulan PAC. Grafik hasil optimasi dapat dilihat pada gambar 6.



**Gambar 6.** Grafik Optimasi Dosis Flokulan

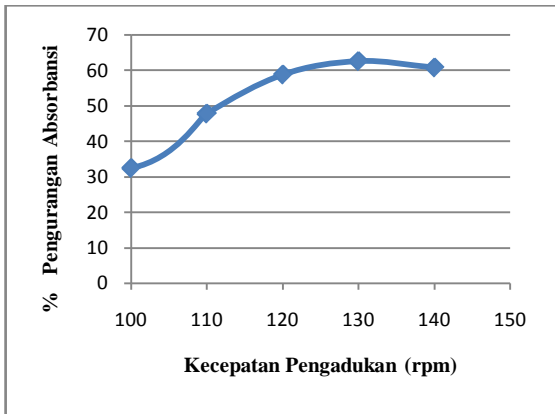
Berdasarkan data pada grafik variasi dosis kitosan, dosis 60 ppm merupakan dosis yang paling tinggi pengurangan absorbansinya dibandingkan dengan dosis yang lain yaitu sekitar 54,26%. oleh karena itu, pada penelitian ini dosis 60 ppm sebagai dosis flokulan yang digunakan.

Pada dosis 60 ppm, diduga jumlah flokulan yang diperlukan untuk membentuk jembatan antar-partikel dengan flok yang terbentuk dari koagulasi berada dalam jumlah yang lebih banyak dibandingkan dengan variasi dosis yang lain, sehingga pengurangan absorbansi paling besar.

#### Optimasi Kecepatan Pengadukan Koagulan

Optimasi kecepatan pengadukan koagulan dilakukan untuk mengetahui kecepatan optimum yang diperlukan oleh koagulan untuk bertumbukan dan membentuk flok dalam limbah (Gambar 7). Ditunjukkan bahwa pengurangan absorbansi yang paling tinggi terjadi pada kecepatan pengadukan 130 rpm dengan pengurangan absorbansi sebesar 62,55%.

Pada kondisi ini, PAC memiliki kecepatan yang cukup untuk berinteraksi secara maksimal dengan partikel-partikel koloid tanpa mengalami pemecahan kembali flok yang telah terbentuk.



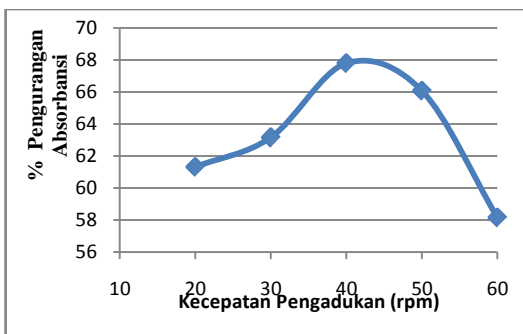
Gambar 7. Grafik Optimasi Kecepatan Pengadukan Koagulan

Penurunan absorbansi terjadi pada kecepatan pengadukan koagulan pada 140 rpm yaitu sebesar 60,71%. Pada kondisi ini, kecepatan pengadukan koagulan ini terlalu besar sehingga terjadi pemecahan kembali flok yang telah terbentuk.

#### Optimasi Kecepatan Pengadukan Flokulan

Optimasi kecepatan pengadukan flokulan dilakukan untuk mengetahui kecepatan optimum yang diperlukan oleh flokulan untuk bertumbukan dan membentuk jembatan antar partikel dengan partikel-partikel koloid yang terstabilisasi (Gambar 8). Pengurangan absorbansi paling tinggi diperoleh pada kecepatan pengadukan 40 rpm dengan pengurangan absorbansi sebesar 67,81%.

Pada kecepatan ini, diduga polimer flokulan dapat membentuk jembatan antar partikel dengan partikel-partikel koloid yang telah terdestabilisasi tanpa mengalami pemecahan flok kembali dan terjadi restabilisasi, sehingga partikel-partikel koloid yang telah terikat oleh polimer flokulan akan segera mengendap ketika proses pengadukan dihentikan.

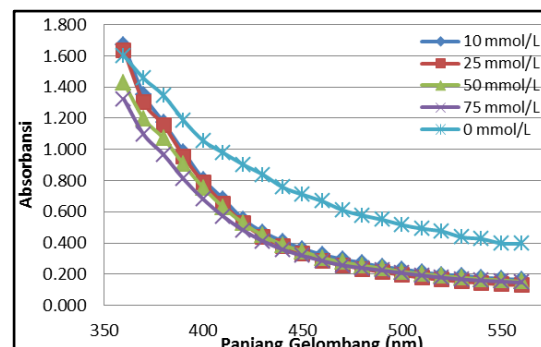


Gambar 8. Grafik Optimasi Kecepatan Pengadukan Flokulan

#### Irradiasi UV/H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>

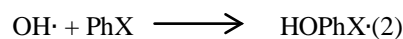
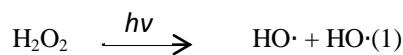
Hydrogen peroxide yang dibutuhkan untuk membentuk suatu radikal reaktif yang dapat mengubah polutan organik menjadi suatu spesi yang lebih pendek ikatannya atau mengakibatkan terjadi mineralisasi pada senyawa organik yang masih terkandung dalam limbah hasil pengolahan koagulasi-flokulasi.

Pada Gambar 9, diperlihatkan pengaruh dari variasi dosis hidrogen peroksida terhadap absorbansi larutan limbah pada panjang gelombang 350 nm – 550 nm.

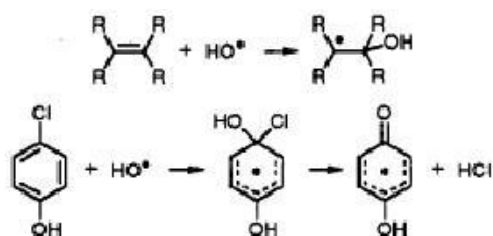


Gambar 9. Grafik Hasil Optimasi Dosis Hidrogen Peroksida

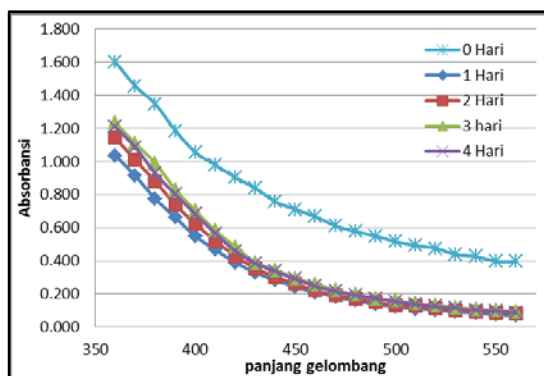
Kemungkinan reaksi yang terjadi yaitu :



Reaksi (1) merupakan reaksi inisiasi hidrogen peroksida akibat adanya energi dari sinar UV yang dipancarkan membentuk 2 molekul radikal hidroksi. Radikal hidroksi ini menyerang ikatan- $\pi$ (phi) pada senyawa organik, sehingga membentuk radikal HOPhX. Contoh pembentukan radikal HOPhX yaitu :



Pada penelitian ini digunakan dosis hidrogen peroksida sebesar 25mmolL<sup>-1</sup>, karena pemakaian hidrogen peroksida yang minimal dapat mencegah terakumulasinya residu peroksida dalam air limbah yang berbahaya bagi lingkungan.



Gambar 10. Grafik optimasi waktu irradiasi UV/25 mmol/L H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>.

Pada pemilihan waktu irradiasi optimum, terlihat bahwa waktu irradiasi 1 hari mengakibatkan penurunan absorbansi larutan limbah yang paling baik (Gambar 10).

### Aplikasi dan Analisis

Tahap aplikasi dilakukan untuk mengetahui kinerja kombinasi metode koagulasi-flokulasi dan irradiasi UV/H<sub>2</sub>O<sub>2</sub> pada kondisi pengolahan optimum. Profil limbah sebelum dan setelah pengolahan dapat dilihat pada tabel 1.

Tabel 1. Profil Limbah Sebelum dan Setelah Pengolahan

Parameter	Limbah	Setelah Pengkondisian		
		pH	Setelah Koagulasi-Flokulasi	Setelah Irradiasi UV/H <sub>2</sub> O <sub>2</sub>
Turbiditas	-	294 NTU	81 NTU	46 NTU
COD	-	3400 mg/L	1720 mg/L	2100 mg/L
pH	13,85	8	6,65	5,50
A <sub>500nm</sub>	0,898	0,703	0,516	0,204
Warna	Cokelat Pekat	Coklat Pekat	Kuning Kecoklatan	Kekuningan

Tabel 3.1 menunjukkan penurunan turbiditas limbah dengan efisiensi sebesar 72 % dan penurunan absorbansi sebesar 71 %, dan penurunan COD 38 % setelah digunakan kombinasi metode koagulasi-flokulasi dan irradiasi UV/H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>. Nilai efisiensi penurunan COD yang masih rendah ini karena senyawa organik pada limbah hanya mengalami fragmentasi menjadi spesi-spesi yang lebih kecil, sehingga masih menyumbang terhadap nilai COD.

### Metode Elektrokoagulasi

Sel elektrokoagulasi dirakit menggunakan aluminium sebagai *sacrificial electrode*. Sel elektrokoagulasi dirancang bersesuaian dengan wadah yang akan digunakan dan mudah untuk digunakan. Aluminium dibagi menjadi tiga

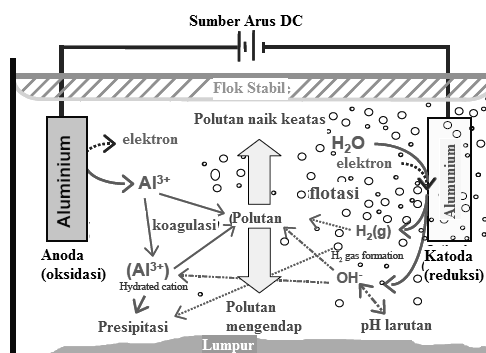
bagian dan disusun secara paralel agar elektroda yang digunakan tidak mudah rusak atau habis.

Pada penelitian ini, parameter proses elektrokoagulasi yang dibuat tetap adalah jarak elektroda (1,5 cm) dan bahan elektroda (aluminium). Proses elektrokoagulasi dilakukan pada sistem *batch* dengan pengadukan (*stirrer*). Proses elektrokoagulasi berlangsung seperti pada Gambar 11.



Gambar 11. Proses Elektrokoagulasi

Holt [13] menggambarkan proses elektrokoagulasi yang kompleks dan saling bergantung. Nampak jelas bahwa koagulan dan produk hidrolisisnya memiliki sejumlah interaksi dengan polutan, spesi ionik lainnya, atau gelembung gas elektrolit pada sel elektrokoagulasi (Gambar 12).



Gambar 12. Interaksi yang Terjadi Pada Sel Elektrokoagulasi [13]

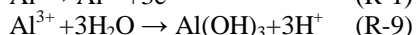
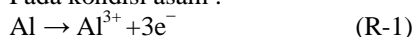
Saat proses elektrokoagulasi terbentuk gelembung-gelembung gas yang dihasilkan di katoda. Selain itu, di permukaan terlihat adanya padatan berbentuk busa dan setelah proses elektrokoagulasi berlangsung terdapat endapan di dasar reaktor. Interaksi antara gelembung gas (hidrogen) dan polutan akan membawa polutan naik ke atas (flotasi) yang akan menghasilkan flok yang stabil di permukaan. Pada anoda, akan terjadi oksidasi yang menghasilkan produk ion  $Al^{3+}$  yang berinteraksi bebas dengan polutan dan memungkinkan terjadinya hidrolisis yang membentuk aluminium hidroksida yang

merupakan koagulan lalu mengendap bersama polutan. Oleh karena itulah terbentuk endapan di dasar reaktor.

Proses elektrokoagulasi dipengaruhi oleh beberapa faktor. Pada penelitian ini, diuji pengaruh dari faktor-faktor tersebut diantaranya pH, waktu elektrolisis, konsentrasi NaCl, dan tegangan.

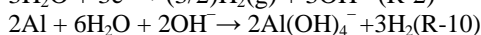
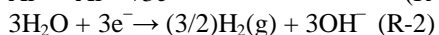
Pada kondisi asam dan basa, alumunium sebagai *sacrificial electrode* mengalami reaksi sebagai berikut.

1. Pada kondisi asam :



Kondisi optimum untuk larutan metilen biru yang didapat pada penelitian ini adalah pada nilai pH 6 atau pada kondisi asam. Zaied [14] mengatakan bahwa pada kondisi asam,  $\text{Al}(\text{OH})_3$  yang baru saja terbentuk mempunyai luas permukaan yang besar sehingga berguna untuk proses adsorpsi cepat dari komponen senyawa organik yang mudah larut dan juga menjebak partikel-partikel koloid sehingga warna dapat tereduksi lebih banyak.

2. Pada kondisi basa :

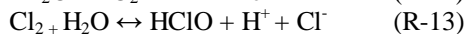
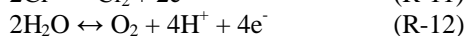


Pembentukan ion  $\text{Al}(\text{OH})_4^-$  pada kondisi basa tidak berkontribusi terhadap pengurangan warna dan COD [7]. Ion ini memiliki performa koagulasi yang buruk [11].

Garam yang paling umum digunakan pada proses elektrokoagulasi adalah NaCl karena garam ini memiliki efisiensi yang tinggi, harga yang ekonomis, dan dampak terhadap lingkungan yang rendah. [15,16]. Hasil penelitian menunjukkan bahwa dengan meningkatnya konsentrasi NaCl maka semakin tinggi pula presentase penghilangan warna. Kehadiran NaCl dapat mengubah kelistrikan dan selain itu ketika klorida hadir dalam larutan maka produk yang dihasilkan dari reaksi anodik (pelepasan anodik) adalah  $\text{Cl}_2$  dan  $\text{OCl}^-$ . NaCl dapat meningkatkan konduktivitas pada proses elektrokoagulasi. Konduktivitas larutan mempengaruhi efisiensi arus, tegangan, dan konsumsi energi listrik.

Ion  $\text{OCl}^-$  merupakan oksidan kuat dan mampu mengoksidasi molekul-molekul organik yang ada pada sampel. Dengan begitu, elektrolit pendukung tidak hanya dapat meningkatkan konduktivitas akan tetapi dapat juga berperan

sebagai agen pengoksidasi [7, 17]. Adapun reaksi dari pembentukan  $\text{Cl}_2$  dan  $\text{OCl}^-$  adalah sebagai berikut .



Feng, *et.al.*[18] dalam Zayas, *et.al.*[19] mendemonstrasikan bahwa spesi aktif klorin dalam larutan bergantung pada pH larutan. Pada  $\text{pH} < 7$ , HClO mendominasi dimana ion hipoklorit mendominasi pada  $\text{pH} > 7$ .

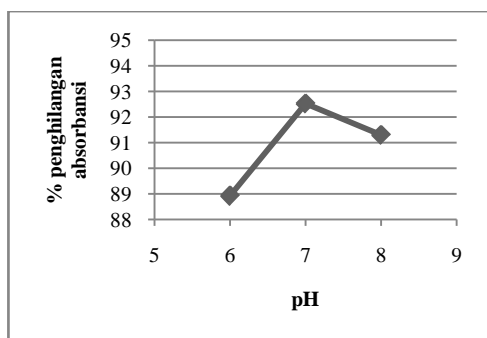
Tegangan yang diberikan pada elektroda adalah salah satu parameter penting yang paling berpengaruh terhadap kinerja dan faktor ekonomi dari proses elektrokoagulasi. Tegangan yang diberikan mempengaruhi efisiensi arus. Semakin meningkat arus yang diberikan, maka akan meningkatkan dan mempercepat disolusi alumunium, lebih banyak ion  $\text{Al}^{3+}$  yang dilepaskan oleh elektroda maka lebih banyak jumlah koagulan yang akan dilepaskan sehingga lebih banyak jumlah polutan yang terendapkan. Selain itu juga, pembentukan gelembung gas akan meningkatkan polutan yang dihilangkan [20,21]. Pembentukan gelembung gas yang meningkat karena meningkatnya arus mempengaruhi efisiensi proses karena terjadi penurunan ukuran gelembung gas sehingga meningkatkan *upwards flux* sehingga lebih banyak polutan yang terbawa keatas [22].

Ozyonar F., *et.al.*[23] mengatakan bahwa ketika arus yang diberikan rendah, maka dosis ion-ion logam yang merupakan agen pendestabilisasi tidak sesuai untuk mendestabilisasi partikel-partikel koloid dan suspensi sehingga penghilangan polutannya rendah.

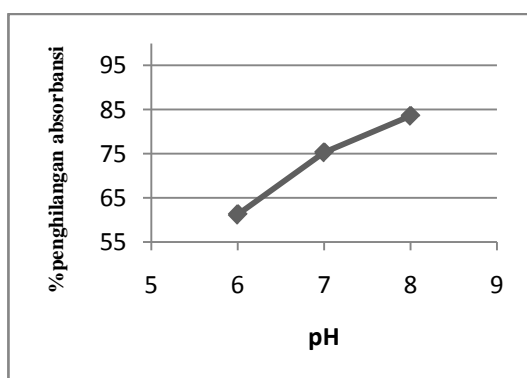
### Proses Elektrokoagulasi Pada Limbah Cair Industri Pulp dan Kertas

Pengaruh variasi pH terhadap proses elektrokoagulasi pada limbah cair industri pulp dan kertas ditunjukkan pada Gambar 13 dan Gambar 14. Tegangan yang digunakan pada proses ini adalah 2 V. *Power supply* yang digunakan menunjukkan tegangan maksimum yang dapat diberikan terhadap sel elektrokoagulasi berada pada nilai 2 V.





Gambar 13. Grafik pengaruh pH terhadap presentase penghilangan absorbansi dan waktu elektrolisis pada limbah cair industri pulp dan kertas



Gambar 14. Grafik pengaruh pH terhadap presentase penghilangan COD dan waktu elektrolisis pada limbah cair industri pulp dan kertas

Hasil penelitian menunjukkan bahwa pada limbah cair industri pulp dan kertas presentase penghilangan warna paling tinggi berada pada pH 7 dengan presentase penghilangan absorbansi sebesar 92,5% dengan waktu elektrolisis 40 menit dan nilai presentase penghilangan COD paling tinggi sebesar 83,53% pada pH 8 dengan waktu elektrolisis 40 menit.

Pada pH 8 nilai presentase penghilangan absorbansi sebesar 91,3%, tidak jauh berbeda dengan nilai presentase pada pH 7. Akan tetapi, presentase penghilangan COD lebih tinggi pada nilai pH 8. Dengan alasan tersebut, pH 8 dipilih menjadi pH yang optimum untuk aplikasi sel elektrokoagulasi terhadap limbah. COD (*Chemical Oxygen Demand*) merupakan indikator dari tingkat polusi dalam limbah. Pengukuran COD dilakukan untuk mengetahui penurunan kadar senyawa organik maupun anorganik yang berkontribusi terhadap penurunan kadar polutan juga warna pada limbah cair industri pulp dan kertas.

Pada penelitian ini, kondisi optimum proses elektrokoagulasi terhadap limbah cair

industri pulp dan kertas adalah pada pH = 8, konsentrasi NaCl = 600 ppm, tegangan = 2 V, dan waktu elektrolisis = 40 menit dengan presentase penghilangan absorbansi sebesar 91,3% dan presentase penghilangan COD sebesar 83,53%.

Adapun karakteristik limbah cair industri pulp dan kertas sebelum dan setelah proses elektrokoagulasi diberikan pada Tabel 2.

Tabel 2. Karakteristik Limbah Sebelum dan Setelah Proses Elektrokoagulasi

Parameter	Sebelum Proses	Setelah Proses
Warna	Coklat Pekat	Kekuningan
pH	8	10
COD	3400 ppm	560 ppm
Absorbansi	0,783	0,068

## KESIMPULAN

Berdasarkan penelitian yang telah dilakukan dapat disimpulkan bahwa :

1. Kombinasi pengolahan koagulasi-flokulasi dan irradiasi UV/H<sub>2</sub>O<sub>2</sub> dan elektrokoagulasi dapat digunakan pada model limbah cair industri pulp dan kertas.
2. Kondisi optimum pengolahan limbah cair model industri pulp dan kertas dengan metode koagulasi-flokulasi dan irradiasi UV/H<sub>2</sub>O<sub>2</sub> yaitu pH 8, dosis koagulan PAC 700 ppm, dosis kitosan 60 ppm, kecepatan pengadukan koagulan 130 rpm, kecepatan pengadukan flokulan 40 rpm, waktu irradiasi UV 1 hari dan dosis hidrogen peroksida 25 mmolL<sup>-1</sup>. Pada kondisi ini, absorbansi limbah mengalami penurunan sebesar 71%, Turbiditas limbah berkurang sebesar 72,4%, dan COD limbah berkurang sebesar 38,23%.
3. Pada metode elektrokoagulasi, diperoleh penghilangan warna limbah cair sebesar 91,31% dan COD sebesar 83,53% dengan waktu elektrolisis 40 menit, pH larutan 8, tegangan 2 V dan konsentrasi NaCl 600 ppm.
4. Metode elektrokoagulasi menunjukkan efisiensi pengolahan yang lebih baik dibandingkan metode koagulasi-flokulasi dan irradiasi UV/H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>. Selain itu, pada metode elektrokoagulasi dihasilkan limbah lumpur yang lebih sedikit. Selanjutnya, diperlukan kajian ekonomis untuk membandingkan kedua metode secara lebih komprehensif.



## UCAPAN TERIMA KASIH

Penulis mengucapkan terima kasih atas skema hibang bersaing dari Direktorat Jenderal Pendidikan Tinggi (DIKTI) Nomor 3463/UN40/PL/2013. Penulis juga mengucapkan terima kasih terhadap Ibu Hana laboran Laboratorium Riset Kimia Material dan Pangan UPI dan Pak Ishak laboran Laboratorium Kimia Dasar dan Analitik UPI atas bantuan dan kerja samanya sehingga penulis dapat menyelesaikan penelitian ini.

## REFERENSI

- [1] BARR, CHRISTOPHER, "Profits on Paper: The Political-Economy of Fiber and Finance in Indonesia's Pulp and Paper Industries" in C. Barr, *Banking on Sustainability: Structural Adjustment and Forestry Reform in Post-Suharto Indonesia*, Center for International Forestry Research (CIFOR) and WWF Macroeconomic Program Office, Washington, DC, (2001).
- [2] KUMAR, ET.AL., Treatment of Paper and Pulp Mill Effluent by Coagulation. *International Journal of Civil and Environmental Engineering*. 3(3), (2011).
- [3] CARTER, H.A. The Chemistry of Paper Preservation : Part 2. The Yellowing of Paper and Conservation Bleaching. *Journal of Chemical Education*. 73 (11), 1068, (1996).
- [4] P. SINGH AND A. SINGH, Physiochemical characteristics of the distillery effluent and its chemical treatment, *Journal. Nat. Sci. Technol.* 3, 205-208, (2004).
- [5] RASTOGI, AKANKSHA & VIR SINGH, Pulp And Paper Mill Wastewater Treatment: Using A Cost Effective And Affordable Method". *International Journal of Sustainable Development and Green Economics (IJS DGE)*, ISSN.No.2315-4721, Vol-1 Iss-1. (2012).
- [6] RODRIGUES, ANGELA CLAUDIA, ET. AL. Treatment of Paper Pulp dan Paper Mill Wastewater by Coagulation-Flocculation Followed by Heterogeneous Photocatalysis, *Journal of Photochemistry and Photobiology A: Chemistry* 194 : 1–10, (2008).
- [7] KALYANI, K.S.P, BALASUBRAMANIAN, N., SRINIVASAKANNAN, C. Decolorization and COD reduction of paper industrial effluent using electrocoagulation. *Chemical Engineering Journal*. 151, 97-104, (2009).
- [8] MOLLAH, ET.AL. Electrocoagulation (EC) – science and applications, *Journal of Hazardous Materials*. B84, 29-41, (2001).
- [9] UGURLU, ET.AL. The removal of lignin and phenol from paper mill effluents by electrocoagulation.. *Journal of Environmental Management*. 22, 52-61, (2007).
- [10] PUTERO S.H., KUSNANTO, YUSRIYANI. Pengaruh Tegangan dan Waktu Pada Pengolahan Limbah Radioaktif yang Mengandung Sr-90 Menggunakan Metode Elektrokoagulasi. Prosiding Seminar Nasional ke-14 Teknologi dan Keselamatan PLTN Serta Fasilitas Nuklir. Bandung, 5 Nopember 2008. (2008).
- [11] VEPSÄLÄINEN, MIKKO. *Electrocoagulation in the treatment of industrial water and wastewater*. Disertasi Doktor Sains (Teknologi) pada Department of Chemistry University of Jyväskylä, Finland, (2012)..
- [12] MOHSIN, YULIANTO. Alumunium. *Situs Kimia Indonesia* [Online], halaman 1. Tersedia : [http://www.chem-is-try.org/tabel\\_periodik/alumunium/](http://www.chem-is-try.org/tabel_periodik/alumunium/). [20 Desember 2013]. (2006).
- [13] HOLT, PETER. *Electrocoagulation : Unravelling and Synthesising The Mechamisms Behind a Water Treatment Process*. Tesis pada Departemen of Chemical Engineering University of Sydney, (2002).
- [14] ZAIED, M., BELLAKHAL, N., Electrocoagulation Treatment of Black Liquor from Paper Industry. *Journal of Hazardous Materials*. 163, 995-1000, (2009).

- [15] BOROSKI, ET.AL. The Effect of Operational Parameters on Electrocoagulation-flotation Process Followed by Photocatalysis Applied to the Decontamination of Water Effluents from Cellulose and Paper Factories. *Journal of Hazardous Materials*. 160. 135-141, (2008).
- [16] SHANKAR, ET.AL. Removal of Lignin from Wastewater through Electrocoagulation. *World Journal of Environmental Engineering*. 1 (2), 16-20, (2013).
- [17] EL-ASHTOUKHY, E.-S.Z., AMIN, N.K., AND ABDELWAHAB, O. Treatment of paper mill effluents in a batch-stirred electrochemical tank reactor. *Chemical Engineering Journal*, (2008).
- [18] FENG, Y., SMITH, D.W. BOLTON, J.R. Photolysis of Aqueous Free Chlorine Species (HOCl and OCl<sup>-</sup>) with 254 nm Ultraviolet Light, *Engineering and Sciences*. 6 (3), 277-284, (2007).
- [19] ZAYAS, T., PICAZO, M., DAN SALGADO, L. Removal of Organic Matter from Paper Mill Effluent by Electrochemical Oxidation., *Journal of Water Resource and Protection*. 3. 32-40, (2011).
- [20] BAZRAFSHAN, ET.AL., Slaughterhouse Wastewater Treatment by Combined Chemical Coagulation and Electrocoagulation Process. *PloS ONE* 7(6), (2012).
- [21] ESSADKI, ET.AL. Electrocoagulation/electroflotation in an external-loop airlift reactor-application to the decolorization of textile dye wastewater : a case study. *Chemical Engineering Process*. 47, 1211-1223, (2008).
- [22] KOBYA, M., TANER CAN, O., DAN BAYRAMOGLU, M., Treatment of Textile Wastewater by Electrocoagulation Using Iron and Aluminium Electrodes, *Journal of Hazardous Materials*. B100, 163-178, (2003).
- [23] OZYONAR, F., KARAGOZOGLU, B., Operating Cost Analysis and Treatment of Domestic Wastewater by Electrocoagulation Using Aluminium Electrodes, *Polish Journal of Environmental Study*. 20 (1), 173-179, (2011).
- [24] MAMERI, ET.AL. "eflouridation of septentrional Sahara water of North Africa by electrocoagulation process using bipolar aluminium electrodes, *Water Research* 32 (5), 1604-1612, (1998).

## STUDI CALON TAPAK DISPOSAL LIMBAH RADIOAKTIF OPERASI PLTN DI BANGKA BELITUNG : PEMILIHAN TAPAK POTENSIAL DI BANGKA BARAT

Sucipta dan Hendra Adhi Pratama

Pusat Teknologi Limbah Radioaktif – BATAN  
Kawasan PUSPIPTEK, Serpong 15310

### ABSTRAK

**STUDI CALON TAPAK DISPOSAL LIMBAH RADIOAKTIF OPERASI PLTN DI BANGKA BELITUNG : PEMILIHAN TAPAK POTENSIAL DI BANGKA BARAT.** Undang-undang Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaga-nukliran dan Peraturan Pemerintah Nomor 61 Tahun 2013 tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif, secara eksplisit menyebutkan bahwa limbah radioaktif wajib dikelola hingga penyimpanan akhirnya (disposal) secara memadai. Hal tersebut wajib dipatuhi agar tidak menimbulkan bahaya radiasi bagi manusia dan lingkungan. Dalam Agenda Riset Nasional 2010-2014 sub tema Energi Nuklir disebutkan bahwa penentuan lokasi tapak penyimpanan lestari harus mulai dilakukan. Hal tersebut juga tersurat lebih jelas dalam Rencana Strategis BATAN 2010-2014 dan Rencana Strategis PTLR 2010-2014. Untuk itu dalam rangka mendukung percepatan pembangunan dan pengoperasian PLTN di Bangka Belitung, perlu dilakukan studi calon tapak disposal limbah radioaktif yang ditimbulkan dari operasional PLTN tersebut. Pada tahun 2013 dilakukan pemilihan tapak potensial, yang merupakan kelanjutan dari pemilihan wilayah potensial yang telah dilakukan pada tahun sebelumnya. Pemilihan tapak potensial dilakukan berdasarkan kriteria yang telah disusun dalam studi pendahuluan. Pendekatan studi mengacu pada *Safety Series IAEA No. 111-G-3.1*, yang merekomendasikan tahapan pemilihan tapak disposal limbah radioaktif menjadi 4 tahap, yaitu 1) *Conceptual and Planning Stage*, 2) *Area Survey Stage*, 3) *Site Characterization Stage*, dan 4) *Site Confirmation Stage*. Aspek studi yang dipertimbangkan meliputi topografi, geologi, hidrologi, potensi sumberdaya mineral, dan rencana tata ruang wilayah. Metode yang digunakan dalam pemilihan tapak potensial ini adalah teknik *buffering, scoring dan overlay*. Untuk konsep disposal yang dapat diterapkan (*near surface disposal dan deep geological disposal*) dalam batuan beku seperti granit, granodiorit dan adamelit, maka tapak potensialnya dapat dipilih pada lahan yang relatif dekat dengan calon tapak PLTN di Bangka Barat.

Kata Kunci : tapak potensial, disposal, limbah radioaktif

### ABSTRACT

**STUDY OF DISPOSAL SITE CANDIDATE FOR RADIOACTIVE WASTE GENERATED FROM NPP OPERATION IN BANGKA BELITUNG : POTENTIAL SITE SELECTION IN WEST BANGKA.** As mentioned on Act No. 10/1997 about Nuclear Energy, and Government Regulation No. 61/2013 on Radioactive Waste Management, explicitly mentioned that radioactive waste must be managed until the disposal as well as to avoid the radiation hazard to the public and environment. In the National Research Agenda Year 2010-2014 especially on the sub theme of Nuclear Energy was mentioned that determination of disposal sites should be initiated. The statement about radioactive waste disposal program also mentioned clearly on BATAN Strategic Plan and PTLR Strategic Plan Year 2010-2014. Based on the basic laws mentioned above, in supporting the acceleration of nuclear power plants (NPP) development and operation in the Bangka Islands, the study of disposal site candidate for radioactive waste arising from operation of NPP in Bangka Belitung have been done. In the year 2013, selection of potential sites have been conducted. IAEA Safety Series No. 111-G-3.1 have been adopted as a study approach, which recommends the steps of radioactive waste disposal site selection to 4 steps : 1) *Conceptual and Planning Stage*, 2) *Survey Area Stage*, 3) *Site Characterization Stage*, and 4) *Site Confirmation Stage*. Aspects of the study were considered in the selection of potential sites including topography, hydrology, geology, mineral resources, and land use/spatial planning. The method used in the selection of potential sites is *buffering, scoring and overlay techniques*. For disposal concepts that can be applied (*near surface disposal and deep geological disposal*) in igneous rocks such as granite, granodiorite and adamelite, the potential sites for disposal can be selected on a land relatively close to the nuclear power plant site candidates in West Bangka.

Keywords : selection, potential site, disposal, radioactive waste

### PENDAHULUAN

Dalam Undang-undang Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaga-nukliran [1] dan Peraturan Pemerintah Nomor 61 Tahun 2013 tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif [2], secara eksplisit disebutkan bahwa limbah radioaktif wajib dikelola hingga penyimpanan

akhirnya (disposal) secara memadai sehingga tidak menimbulkan bahaya radiasi bagi manusia dan lingkungan. Program percepatan pembangunan dan pengoperasian PLTN di Bangka Belitung, perlu didukung dengan studi pemilihan calon tapak disposal limbah radioaktif yang akan timbul dari operasional PLTN tersebut. Dasar hukum dilakukannya studi ini

merujuk pada Agenda Riset Nasional 2010-2014 [3], Rencana Strategis BATAN 2010-2014 [4], Rencana Strategis PTLR 2010-2014 [5] dan Perka BATAN No. 123/KA/VIII/2007 [6].

Penyimpanan akhir (*disposal*) limbah radioaktif ditujukan untuk mengisolasi limbah agar tidak ada akibat paparan radiasi terhadap manusia dan lingkungan. Berbagai metode penyimpanan dengan tingkat pengisolasian tertentu dapat diperoleh dengan mengimplementasikan pilihan model disposal dekat permukaan (*near surface disposal* = NSD) dan disposal geologi dalam (*deep geological disposal* = DGD) yang telah digunakan atau dikembangkan di beberapa negara [7].

Pemilihan tapak ditujukan untuk mendapatkan suatu tapak, yang bila dilengkapi dengan rancangan, kemasan limbah, penghalang buatan dan kendali institusional yang memadai, dapat menjamin proteksi radiasi dan memenuhi persyaratan peraturan perundangan yang dikeluarkan oleh badan pengawas. Beberapa standard yang dikeluarkan oleh *International Atomic Energy Agency (IAEA)* [8], dan rekomendasi serta petunjuk internasional yang telah ada dapat digunakan sebagai bahan rujukan dalam studi ini.

Studi calon tapak disposal limbah radioaktif operasional PLTN di Bangka Belitung dilakukan dalam 4 tahapan, yaitu tahap konsep dan rencana disposal, tahap pemilihan wilayah potensial, tahap pemilihan tapak potensial dan tahap penentuan tapak terpilih. Seleksi tapak diawali dengan studi wilayah yang mempertimbangkan banyak aspek. Pada tahun 2011 telah dilaksanakan studi pemilihan calon tapak disposal limbah radioaktif operasi PLTN di Bangka Belitung, khususnya mengenai konsep dan rencana disposal [9], dan pada tahun 2012 dilanjutkan dengan pemilihan wilayah potensial [10].

Berdasarkan hasil studi tahun 2011 [9], prediksi volume limbah radioaktif berdasarkan asumsi 4 PLTN tipe PWR yang masing-masing berdaya 1000 MW dan lama pengoperasian 60 tahun, maka akan ditimbulkan limbah radioaktif tingkat rendah dan sedang (LILW) sebanyak 96.000 drum - 144.000 drum, sehingga kebutuhan lahan untuk disposal antara 11.520 m<sup>2</sup> s/d 17.280 m<sup>2</sup> (belum termasuk *buffer zone*). Konsep disposal yang bisa dikembangkan adalah *near surface disposal* (NSD) dan *deep geological disposal* (DGD). Tipe *near surface disposal* yang bisa diterapkan bisa *shallow land burial* (SLB) ataupun *rock cavern disposal* (RCD), tergantung pada kesesuaian tapak yang ditemukan.

Berdasarkan petunjuk dari IAEA maupun mengacu pada pengalaman negara-negara maju di bidang disposal limbah radioaktif, telah disusun kriteria tapak penyimpanan limbah

radioaktif. Ada 2 macam kriteria yang dikembangkan yaitu kriteria tapak *near surface disposal* untuk limbah radioaktif tingkat rendah dan sedang, serta kriteria tapak *deep geological disposal* untuk limbah radioaktif tingkat tinggi. Aspek studi calon tapak yang diperlukan meliputi aspek geomorfologi, seismotektonik, litostratigrafi, vulkanologi, hidrologi, hidrogeologi, sumberdaya alam geologi, iklim, kependudukan, dan rencana tata ruang. Wilayah studi untuk calon tapak disposal limbah operasional PLTN di Bangka Belitung meliputi wilayah Kabupaten Bangka Barat.

Pada tahun 2013 studi ini ditujukan untuk mendapatkan tapak potensial yang memenuhi kriteria keselamatan disposal limbah radioaktif operasi PLTN di Bangka Belitung.

## TEORI

Pemilihan tapak perlu dilakukan dengan prosedur yang sistematis yaitu dengan sistem penapisan dari wilayah yang luas ke tapak spesifik. Ada empat tahapan pemilihan tapak sistematis untuk fasilitas disposal baik NSD maupun DGD yaitu : 1) tahap konsep dan perencanaan; 2) tahap survei daerah; 3) tahap karakterisasi tapak; dan 4) tahap konfirmasi tapak [7].

Berbagai faktor penting yang wajib dipertimbangkan dalam pemilihan tapak disposal limbah radioaktif adalah sebagai berikut [11, 12, 13] :

1. Geologi, tata geologi dari tapak harus mampu mengisolasi limbah dan membatasi lepasnya radionuklida ke biosfer. Tata geologi juga harus menunjang stabilitas sistem disposal, dan menjamin volume yang cukup serta sifat-sifat teknis yang memadai untuk implementasi disposal.
2. Hidrogeologi, tata hidrogeologi dari tapak harus dengan aliran air tanah yang rendah dan memiliki jalur pengaliran yang panjang untuk menghambat transportasi radionuklida.
3. Geokimia, aspek kimia air tanah dan media geologi menunjang pembatasan lepasnya radionuklida dari fasilitas disposal dan tidak mengurangi keawetan penghalang rekayasa (*engineered barrier*) secara nyata.
4. Tektonik dan kegempaan, tapak seharusnya ditempatkan dalam suatu daerah dengan aktivitas tektonik dan kegempaan yang rendah sehingga kemampuan mengisolasi sistem disposal tidak akan terancam bahaya.
5. Proses-proses permukaan, proses-proses permukaan seperti banjir, tanah longsor atau erosi pada daerah tapak seharusnya tidak terdapat dengan frekuensi dan intensitas yang dapat mempengaruhi kemampuan sistem

- disposal memenuhi standar/persyaratan keselamatan.
6. Meteorologi daerah tapak harus dikarakterisasi secara cukup memadai sehingga adanya pengaruh kondisi meteorologi ekstrim yang tidak diharapkan dapat dipertimbangkan secara seksama dalam desain dan perijinan fasilitas disposal.
  7. *Man-induced events*, tapak harus terletak pada daerah dimana aktivitas generasi saat ini maupun yang akan datang, pada atau dekat dengan tapak, tidak akan mempengaruhi kemampuan isolasi sistem disposal.
  8. Transportasi limbah, tapak seyogyanya terletak sedemikian rupa sehingga jalur akses akan memudahkan transportasi limbah dengan resiko minimal terhadap masyarakat.
  9. Penggunaan lahan dan kepemilikan lahan harus dipertimbangkan terhadap pengembangan masa depan dan perencanaan wilayah.
  10. Distribusi penduduk, tapak seharusnya terletak pada lokasi tertentu sehingga potensi bahaya dari sistem disposal terhadap penduduk saat ini dan proyeksi masa depan masih dalam batas yang dapat diterima.
  11. Proteksi lingkungan, tapak seyogyanya ditempatkan sedemikian rupa sehingga lingkungan akan terlindungi secara cukup memadai sepanjang umur fasilitas disposal, dan dampak penyebaran secara potensial dapat ditanggulangi ke dalam tingkat yang aman, dengan memperhitungkan aspek teknis, ekonomi dan lingkungan.

Kriteria tapak untuk penyimpanan lestari limbah radioaktif aktifitas tinggi yang berupa fasilitas DGD (*deep geological disposal*), diacu dari hasil rangkuman berbagai referensi internasional sebagai berikut [14]:

1. Kriteria geometri  
Lokasi seharusnya memiliki formasi geologi yang cukup luas dan tebal sehingga mencukupi sebagai ruang sistem *disposal*, zona penyangga bawah permukaan (*buffer zone*) dan daerah eksklusif di permukaan bumi. Menurut estimasi yang didasarkan pada kerapatan penempatan limbah yang diijinkan dan sifat *host geological environment (HGE)*, maka *host geological system (HGS)* harus memiliki luas antara 8-10 km<sup>2</sup> dan ketebalan minimum 200 m (untuk batuan plastis) atau 500 m (untuk batuan padat keras). Kedalaman minimum repositori antara 300-500 m dari permukaan bumi.
2. Kriteria stabilitas jangka panjang  
Lokasi *GD* harus merupakan suatu blok geologi yang stabil, tidak dekat dengan batas tektonik, aktivitas dan intensitas kegempaan

rendah, bebas dari aktivitas vulkanisme. Sifat mekanik dan geofisik batuan pengungkung harus memadai untuk menjamin stabilitas *disposal*. Lokasi repositori harus memperhitungkan keberadaan *features* alamiah dan buatan untuk prediksi kemungkinan ketidakstabilan struktur. Lokasi repositori harus ditempatkan pada daerah yang bebas atau kecil pengaruh proses-proses alamiah denudasi dan pengangkatan (*up-lift*).

3. Kriteria hidrologi  
Karakteristik hidrologi dari lingkungan geologi harus mampu membatasi aliran air tanah dalam sistem repositori. Arah dan kecepatan aliran air tanah dalam *host environment (HE)*, sifat sorpsi dari *HE* bersamaan dengan dimensi dan kedalaman *HGS* harus mampu menahan lepasnya radionuklida ke biosfer sampai dengan 100.000 tahun. Lingkungan geologi harus memiliki permeabilitas dan gradien hidrolis sangat rendah (antara  $1 \times 10^{-9}$  s/d  $1 \times 10^{-11}$  m/detik).
4. Kriteria geokimia  
Karakteristik fisiko-kimia dan geokimia dari lingkungan geologi (batuan dan air) harus mampu menahan mobilitas dan migrasi radionuklida ke biosfer.
5. Kriteria geo-ekonomi  
Daerah dengan potensi sumberdaya mineral, geotermal, air mineral dan air tanah perlu dihindari. Lokasi repositori juga harus memenuhi kriteria distribusi penduduk dan tata guna lahan masa kini dan yang akan datang.

## METODE

Penelitian ini dilakukan pada tahun 2013 di Pusat Teknologi Limbah Radioaktif BATAN. Daerah penelitian meliputi wilayah kabupaten Bangka Barat. Bahan penelitian berupa peta wilayah potensial, peta rupa bumi, peta geologi, peta sungai, peta kontur, peta potensi bahan galian dan peta rencana tata ruang wilayah.

Tahapan kerja yang dilakukan dalam penelitian ini dapat dilihat pada Gambar 1. Penelitian dilakukan dengan tahapan sebagai berikut: tahap pra lapangan, tahap kerja lapangan, dan tahap pasca lapangan. Evaluasi data wilayah potensial untuk mendapatkan tapak potensial dilakukan secara deskriptif, *overlay*, *scoring* dan *buffering* (analisis spasial) menggunakan *ArcGIS-10* (Gambar 2).

Kriteria dan metodologi yang digunakan dalam penelitian ini sesuai dengan arahan IAEA dalam *Safety Series* No. 111-G-3.1 [7]. Peta yang



dianalisis dan dievaluasi sesuai dengan kebutuhan dan ketersediaan data adalah data geomorfologi (peta kontur, peta sungai), data

geologi (peta geologi, peta struktur geologi), dan data rencana tata ruang wilayah (peta RTRW).

LANGKAH KERJA	DATA MASUKAN (INPUT)			HASIL YANG DIHARAPKAN
	DATA NON LAPANGAN	DATA LAPANGAN	DATA LABORATORIUM	
<p>TAHAP PRA LAPANGAN</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• Penetapan kriteria</li> <li>• Informasi narasumber</li> <li>• Studi data sekunder</li> <li>• Interpretasi peta</li> <li>• Rencana kerja lap.</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Peta wilayah potensial</li> <li>• Peta rupa bumi</li> <li>• Peta geologi</li> <li>• Peta kontur</li> <li>• Peta sungai</li> <li>• Peta rencana tata ruang wilayah</li> <li>• Peta potensi bahan galian</li> </ul>		<p>Gambaran awal kondisi wilayah potensial, topografi, sungai, geologi (batuan, struktur), penggunaan lahan, bahan galian dan rencana tata ruang</p> <p>↓</p> <p>Penentuan lintasan dan lokasi sampel</p>	
<p>TAHAP KERJA LAPANGAN</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• Pengenalan medan</li> <li>• Pengumpulan data lapangan</li> <li>• Pengecekan hasil</li> </ul>		<p>Data lapangan parameter topografi, batuan, struktur geologi, sungai, penggunaan lahan, bahan tambang</p>	<p>Kondisi topografi, batuan, struktur, sungai, penggunaan lahan, bahan tambang</p> <p>↓</p>	
<p>TAHAP PASCA LAPANGAN</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• Analisis lab.</li> <li>• Pembuatan peta-peta</li> <li>• Analisis data dan peta</li> <li>• <b>Evaluasi</b></li> <li>• Pelaporan</li> </ul>		<p>Peta kontur, Peta sungai, Peta geologi, Peta potensi bahan galian, Peta RTRW, Peta hasil analisis dan evaluasi, Data hasil analisis petrografi, XRD dan XRF.</p>	<p><b>Tapak Potensial untuk Disposal Limbah Radioaktif</b></p>	

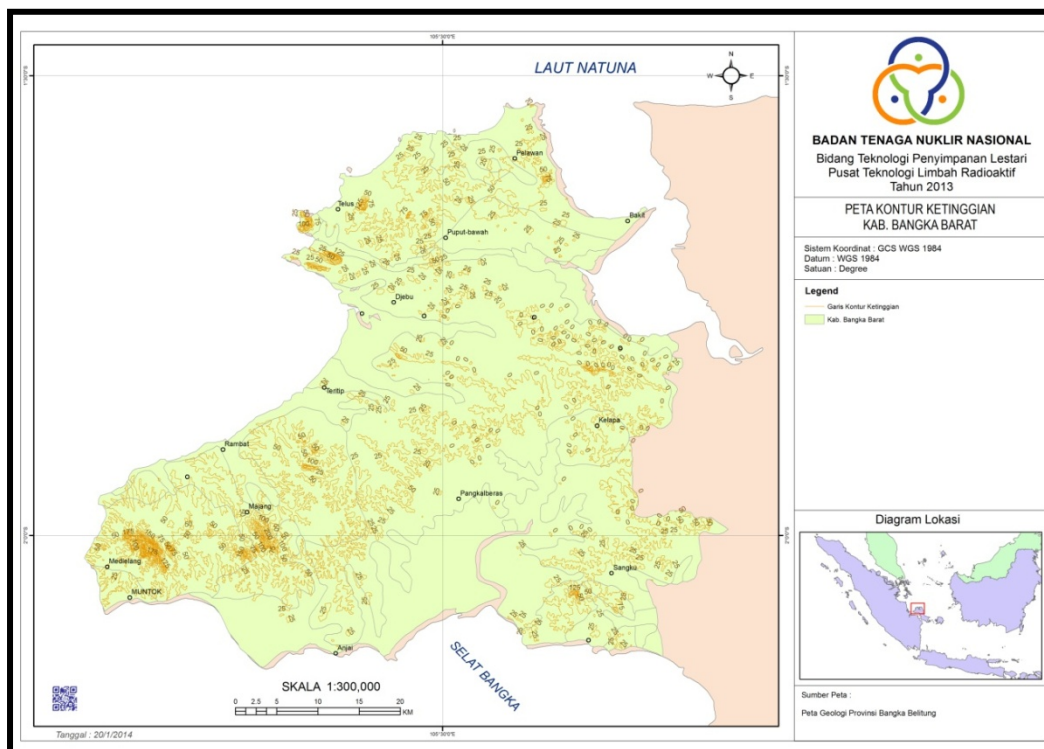
Gambar 1. Diagram alir kegiatan penelitian





Kabupaten Bangka Barat memiliki kurang lebih 87 Daerah Aliran Sungai (DAS), dengan DAS terluas adalah DAS Mancung sebesar 59.844 ha (21 %) yang melewati dua kecamatan dan 11 desa. Dua Kecamatan yaitu

Kecamatan Kelapa dan Simpangteritip, sedangkan desa yang dilewati adalah Desa Tanjungniur, Penyampak, Kayuarang, Simpangyul, Mancung, Pangkalberas, Sinarsari, Kelapa, Tebing, Airbulin, dan Dendang.



Gambar 3. Peta kontur ketinggian dan pola sungai wilayah Kabupaten Bangka Barat

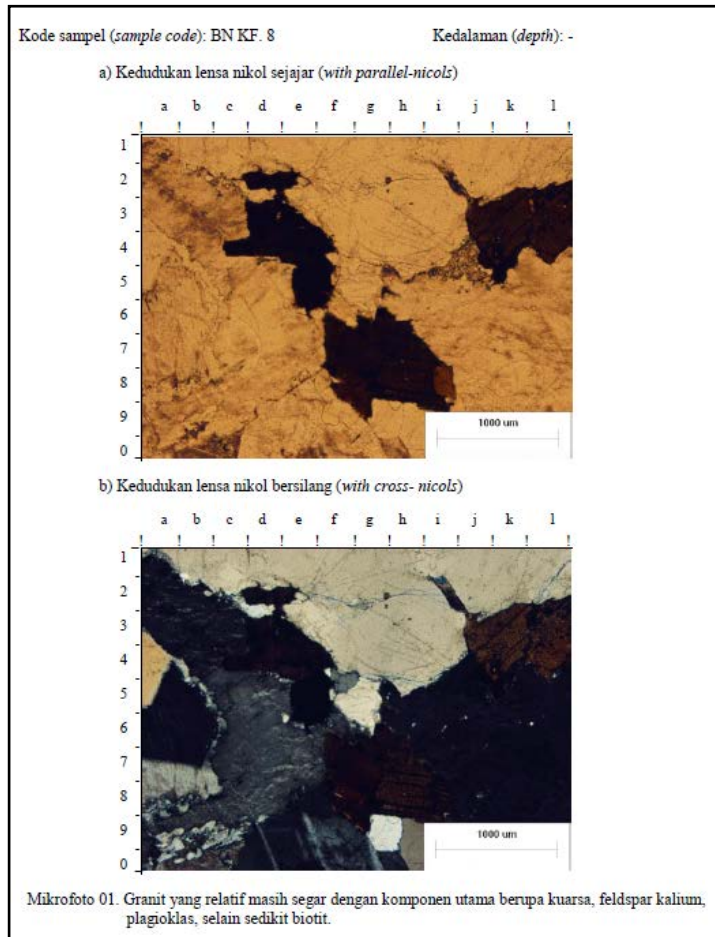
Pola hidrologi yang diidentifikasi terdiri dari Daerah Aliran Sungai (DAS), kolong, dan rawa. Beberapa diantaranya merupakan potensi air baku di Kabupaten Bangka Barat. Selain sungai, badan air yang merupakan air permukaan yang banyak terdapat di Kabupaten Bangka Barat adalah air kolong, yaitu air yang tertampung dalam lubang bekas galian tambang timah. Sejumlah kolong yang ada, antara lain adalah Kolong Terabek, Kolong Berang, Kolong Sekar Biru, Kolong Parit III, Kolong Ketap, Kolong Hijau/Alang, Kolong Panca. Selain itu juga terdapat rawa-rawa yang merupakan tampungan air permukaan.

## 2. Geologi

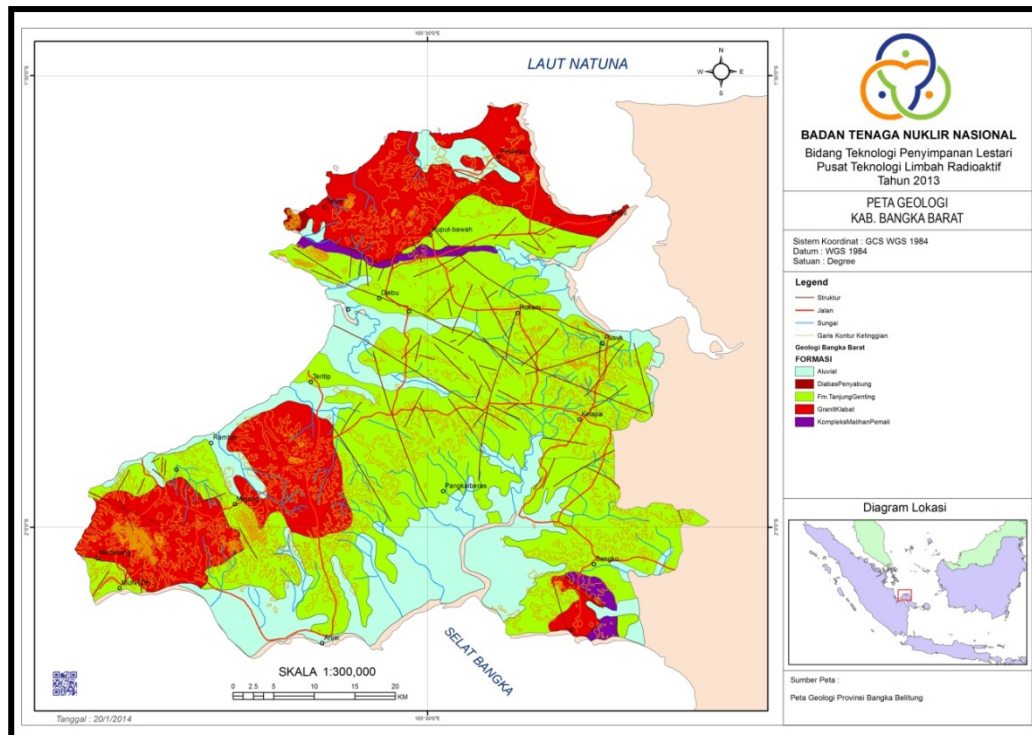
Berdasarkan hasil digitasi peta geologi yang bersumber dari Pusat Penelitian dan Pengembangan Geologi Bandung tahun 1994 [16], jenis batuan utama di Kabupaten Bangka Barat terdiri dari bongkah, kerakal, kerikil, aluvial, granit, perselingan batupasir, serta filit dan sekis yang tersebar di seluruh kecamatan di Kabupaten Bangka Barat. Perselingan batu pasir merupakan jenis batuan utama yang memiliki luas terbesar yaitu 135.115,5 ha atau sebesar 47 % dari total luas daratan di Pulau Utama Kabupaten Bangka Barat, sedangkan jenis batuan filit dan sekis memiliki luas terkecil yaitu sebesar 426,89 ha atau sebesar 0,1 %.



Gambar 4. Singkapan batuan potensial granit di bukit daerah Simpangtritip, Bangka Barat



Gambar 5. Kenampakan granit dalam bentuk sayatan tipis yang dilihat secara mikroskop petrografi (contoh granit dari calon tapak PLTN Bangka Barat)



Gambar 6. Peta geologi wilayah Kabupaten Bangka Barat

### 3. Sumberdaya mineral

Kawasan pertambangan terdiri dari tambang logam dan non logam, untuk kawasan non logam hanya terdapat di wilayah daratan sedangkan untuk kawasan pertambangan berada di wilayah laut dan darat. Izin usaha pertambangan (IUP) untuk kawasan pertambangan di wilayah laut seluas  $\pm 5.4515$  ha sedangkan untuk kawasan pertambangan di wilayah darat seluas  $\pm 74.437$  ha.

### 4. Rencana Tata Ruang Wilayah (RTRW)

Penentuan pola ruang Kabupaten Bangka Barat dirumuskan dengan pertimbangan-pertimbangan antara lain potensi kegiatan aktual, potensi sumber daya alam, daya dukung dan daya tampung ruang aspek lingkungan hidup, kesesuaian lahan, *existing* penggunaan lahan (*landuse*) dan arahan RTRW Provinsi [17].

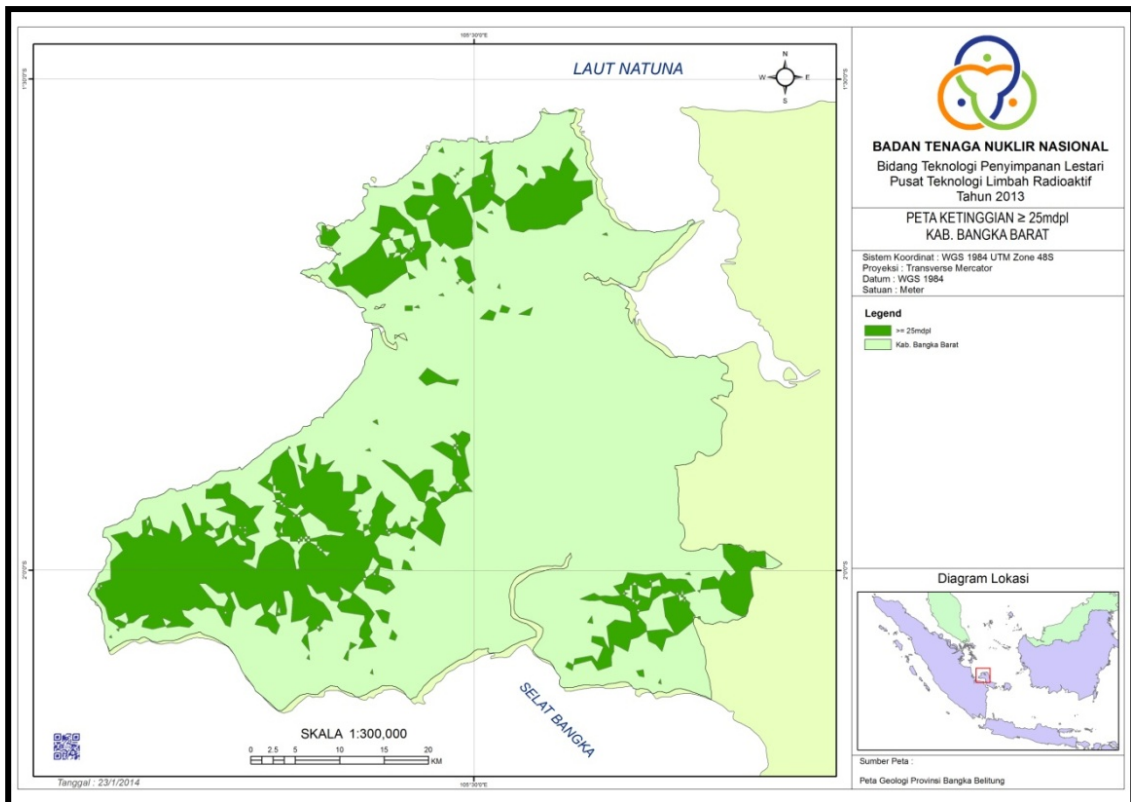
Secara garis besar RTRW Kabupaten Bangka Barat terdiri dari Rencana Pola Ruang Kawasan Lindung dan Rencana Pola Ruang Kawasan Budidaya. Adapun masing-masing rencana pola ruang tersebut dibagi lagi menjadi beberapa kawasan yang terdistribusi seperti berikut dan ditampilkan dalam Gambar 7.

Rencana Pola Ruang Kawasan Lindung terdiri dari Kawasan Hutan Lindung (HL), Kawasan yang Memberi Perlindungan Terhadap Kawasan Bawahannya, Kawasan Perlindungan Setempat (sempadan pantai, sempadan sungai, sempadan mata air, sempadan kolong atau waduk, ruang terbuka hijau kota), Kawasan Suaka Alam, Pelestarian Alam dan Cagar Budaya (Kawasan Hutan Konservasi dan Cagar Alam, Kawasan pantai berhutan bakau, Kawasan cagar budaya dan ilmu pengetahuan), Kawasan Rawan Bencana Alam dan Kawasan Lindung Geologi [17].

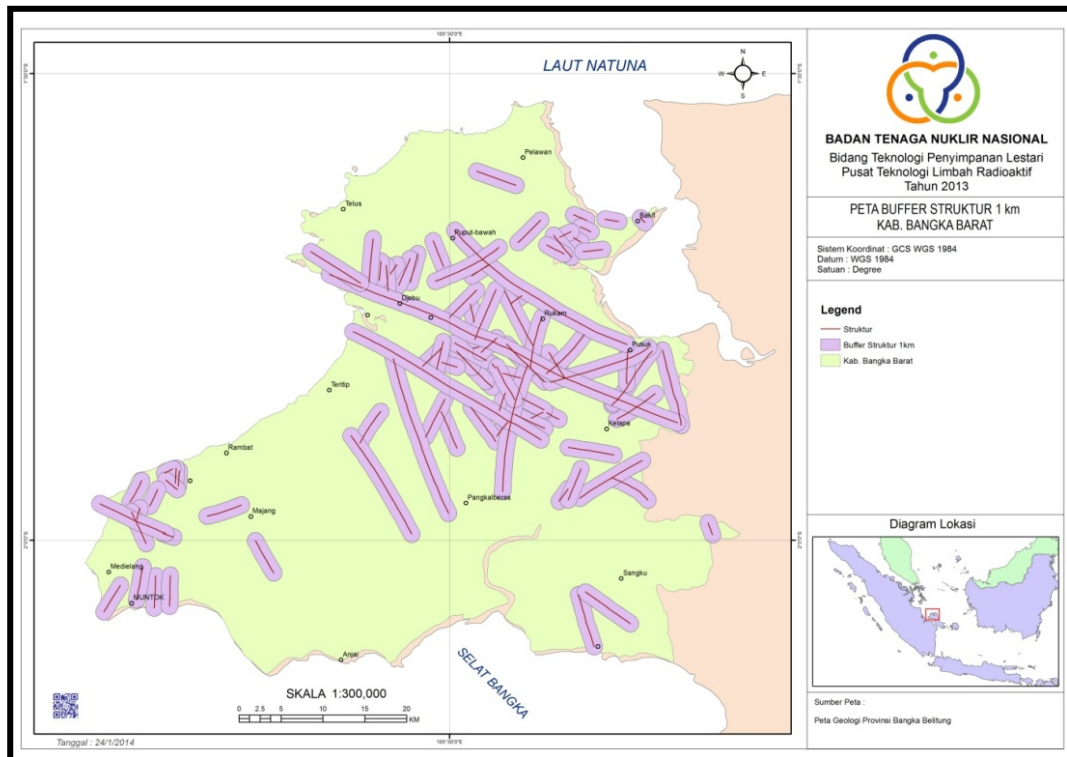
Rencana Pola Ruang Kawasan Budidaya terdiri atas Kawasan Peruntukan Hutan Produksi (HP), Kawasan Hutan Rakyat (HR), Kawasan Peruntukan Pertanian (Peruntukan pertanian lahan pangan, Peruntukan pertanian hortikultura, Kawasan peruntukan perkebunan besar dan perkebunan rakyat, Kawasan peruntukan peternakan, Kawasan Peruntukan Perikanan- tangkap dan budidaya perikanan), Kawasan Peruntukan Pertambangan, Kawasan Peruntukan Industri, Kawasan Peruntukan Pariwisata (Wisata Alam, Wisata Budaya) dan Kawasan Peruntukan Permukiman (permukiman perkotaan dan permukiman perdesaan) [17].





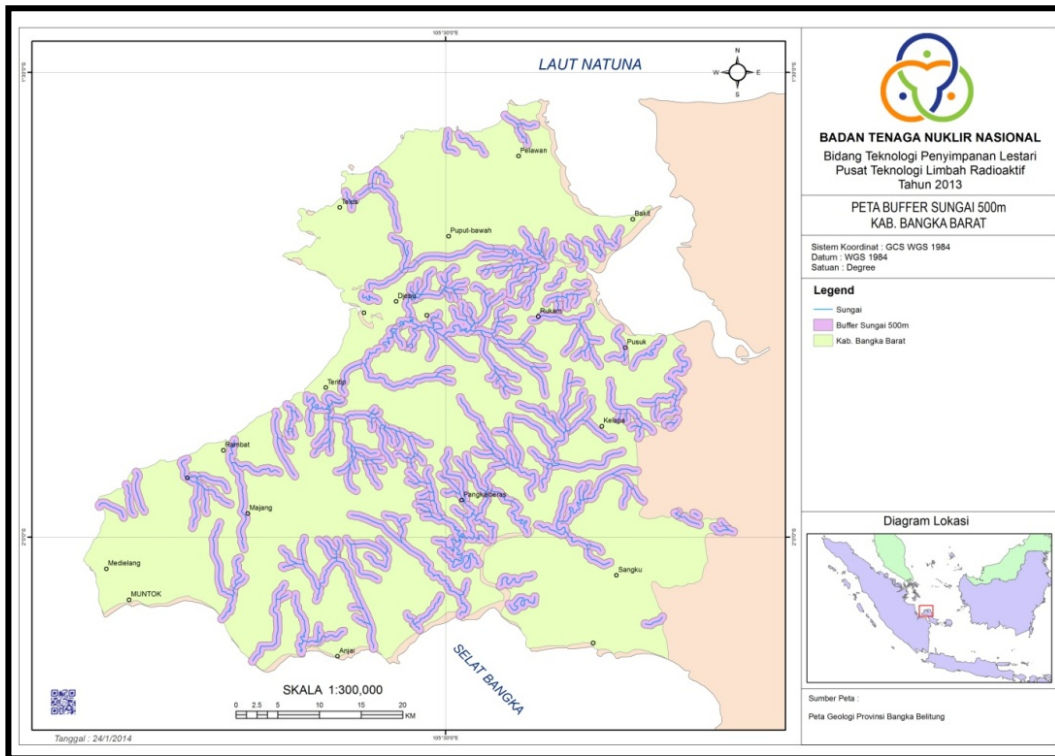


Gambar 8. Peta wilayah dengan ketinggian >25 m wilayah Kabupaten Bangka Barat



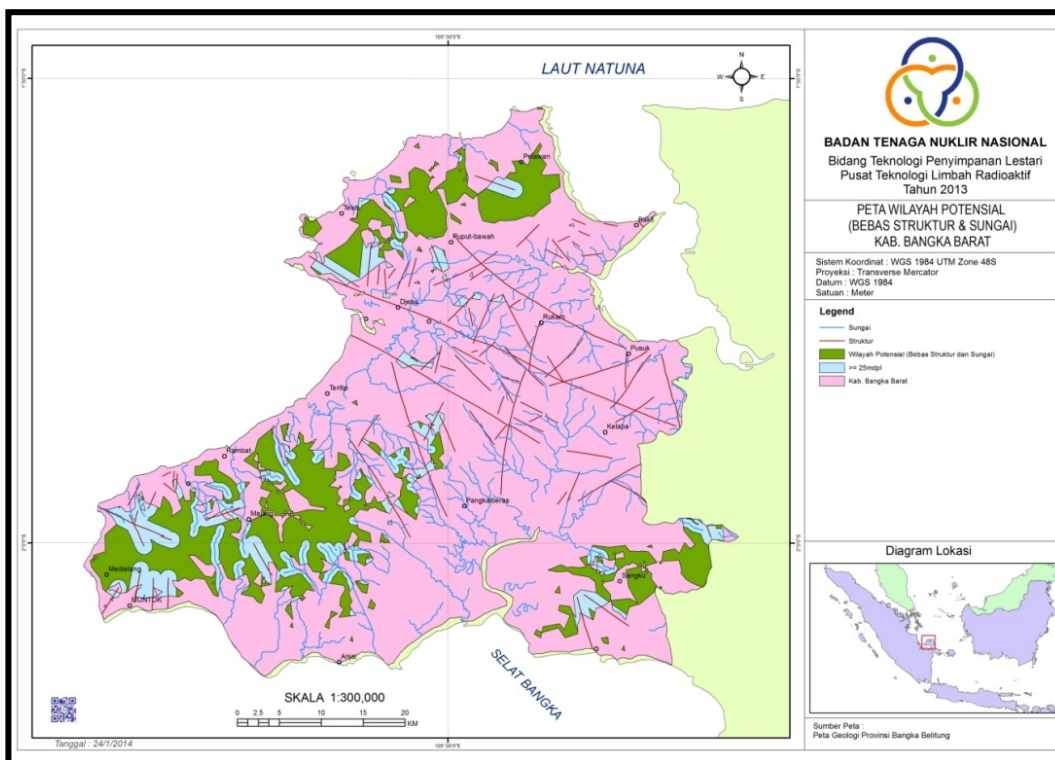
Gambar 9. Peta wilayah buffering struktur geologi 1 km wilayah Kabupaten Bangka Barat





Gambar 10. Peta wilayah buffering sungai 500m wilayah Kabupaten Bangka Barat

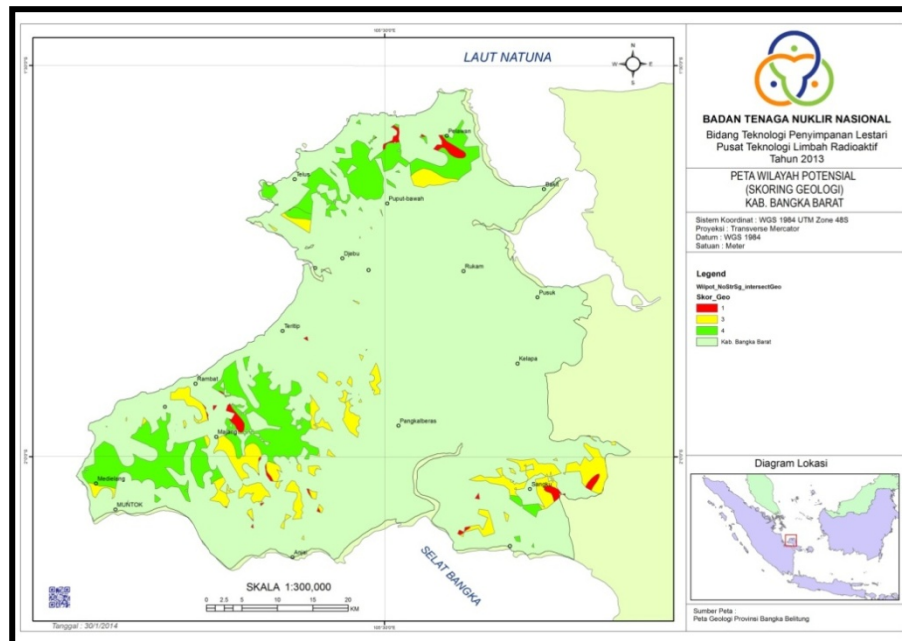
Gabungan dari hasil dua kali buffering struktur geologi dan sungai diperoleh peta tapak potensial yang bebas struktur dan bebas sungai Kabupaten Bangka Barat (Gambar 11).



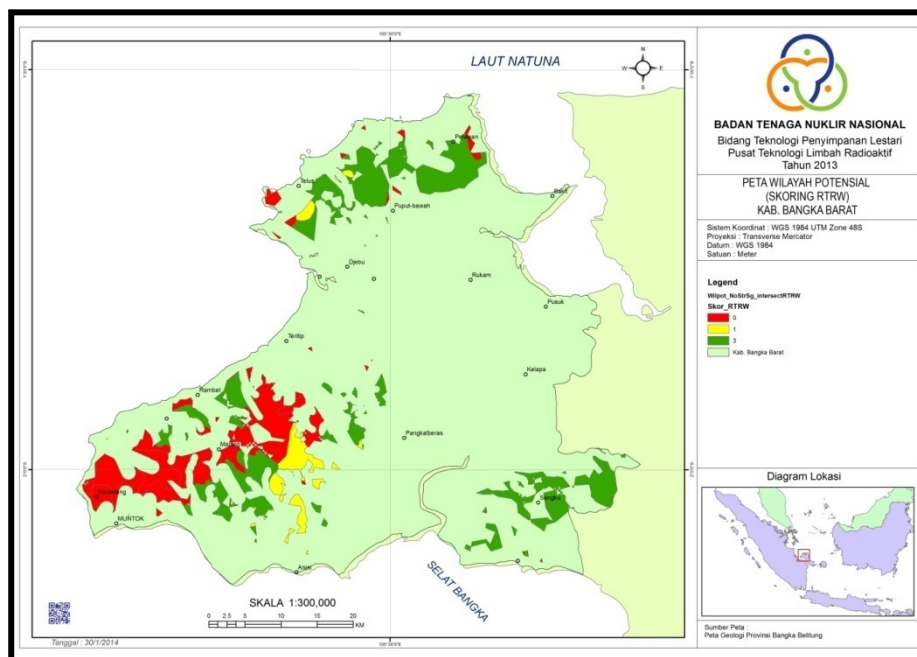
Gambar 11. Peta tapak potensial bebas struktur dan sungai Kabupaten Bangka Barat

Hasil bersih dari peta yang ditunjukkan pada Gambar 11 kemudian dilakukan proses GIS berikutnya yaitu *intersect* dengan peta geologi dan peta RTRW. Hasil dari proses *intersect* tersebut diperoleh peta tapak potensial yang dapat dilihat pada Gambar 12, 13 dan 14. Gambar 12 menunjukkan hasil *intersect* dengan *scoring* geologi sehingga didapat peta tapak potensial berbasis *scoring* geologi.

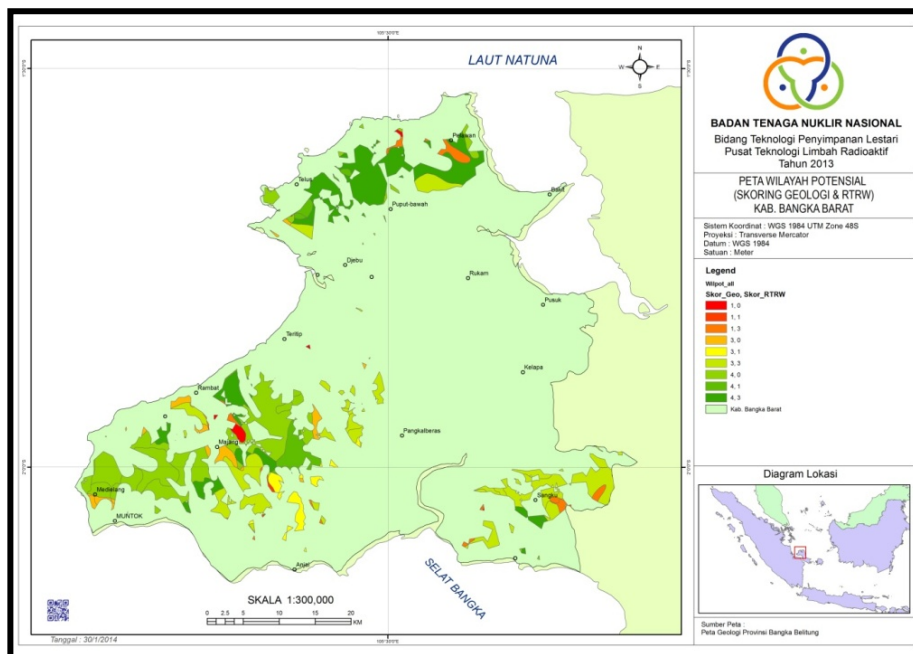
Gambar 13 memperlihatkan hasil *intersect* dengan *scoring* RTRW sehingga diperoleh peta tapak potensial berbasis *scoring* RTRW. Pada Gambar 14 dapat diketahui hasil *intersect* dengan *scoring* geologi dan RTRW sehingga diperoleh peta tapak potensial berbasis *scoring* geologi dan RTRW.



Gambar 12. Peta tapak potensial berbasis *scoring* geologi Kabupaten Bangka Barat



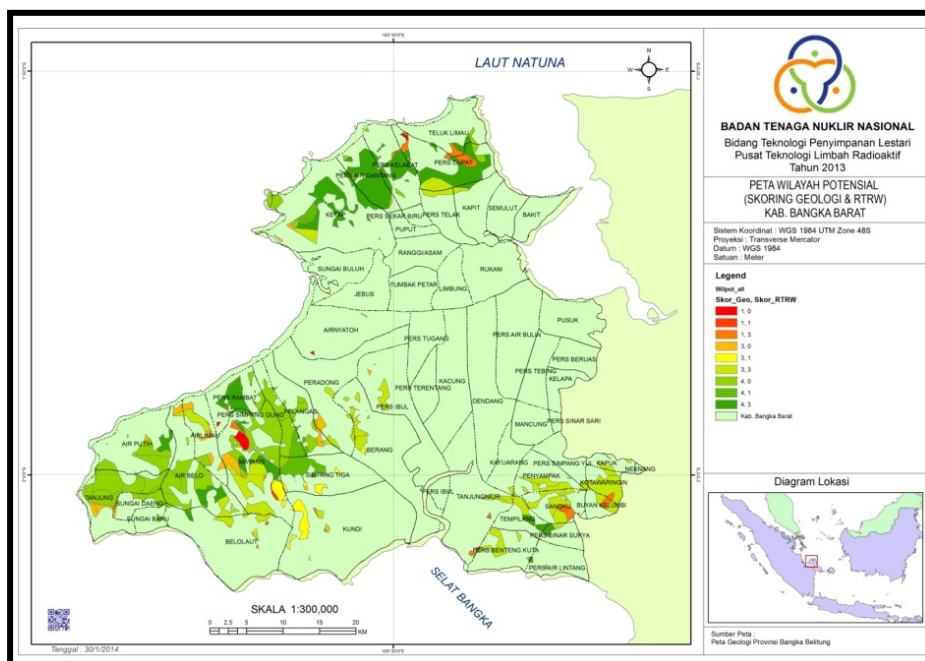
Gambar 13. Peta tapak potensial berbasis *scoring* RTRW Kab. Bangka Barat



Gambar 14. Peta tapak potensial berbasis *scoring* geologi dan RTRW Kabupaten Bangka Barat

Setelah didapatkan peta tapak potensial kemudian dilakukan proses GIS *union* dengan peta administrasi untuk mengetahui letak tapak potensial tersebut berada pada daerah yang masuk wilayah administrasi kecamatan dan atau

desa tertentu (Gambar 15). Dari hasil semua proses GIS tersebut akhirnya dapat diperoleh tapak potensial yang nilainya tertinggi, yaitu daerah Air Gantang, Kelabat, Cupat, Ketap dan Rambat.



Gambar 15. Peta wilayah potensial dan administrasi Kabupaten Bangka Barat

Dari hasil evaluasi wilayah potensial di Bangka Barat diperoleh beberapa tapak potensial untuk disposal limbah radioaktif yaitu Air Gantang, Kelabat, Cupat, Ketap dan Rambat.

## KESIMPULAN

Hasil evaluasi wilayah potensial untuk mendapatkan beberapa tapak potensial dengan metode gabungan antara *buffering*, *scoring* dan *overlay* dengan menggunakan *ArcGIS-10* melalui proses *Select*, *Erase-1*, *Erase-2*, *Intersect* dan *Union* diperoleh beberapa tapak potensial untuk disposal limbah radioaktif.

Di Bangka Barat diperoleh beberapa tapak potensial yaitu Air Gantang, Kelabat, Cupat, Ketap dan Rambat.

## UCAPAN TERIMA KASIH

Dengan bantuan berbagai pihak antara lain seluruh staf BTPL, pimpinan dan staf PTLR, pemerintah daerah setempat dan semua pihak yang membantu penelitian baik dalam bentuk fasilitas, tenaga, pikiran maupun perijinan, maka tersusunlah makalah ini. Untuk itu saya sampaikan terima kasih yang sebesar-besarnya kepada semua pihak yang membantu tersebut.

## DAFTAR PUSTAKA :

- [1]. Undang-undang No. 10 Tahun 1997 tentang Ketenaga-nukliran.
- [2]. Peraturan Pemerintah No. 61 Tahun 2013 tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif.
- [3]. Keputusan Menteri Riset dan Teknologi Nomor 193/M/Kp/IV/2010 tentang *Agenda Riset Nasional Tahun 2010-2014*, Kementerian Ristek, Jakarta, 2010.
- [4]. Peraturan Kepala BATAN Nomor 013/KA/I/2010 tentang *Rencana Strategis BATAN Tahun 2010-2014*, BATAN, Jakarta, 2010.
- [5]. PTLR, *Rencana Strategis PTLR 2010-2014*, PTLR BATAN, Serpong, 2010
- [6]. Peraturan Kepala BATAN Nomor 123/KA/VIII/2007 tentang *Rincian Tugas Unit Kerja di Lingkungan BATAN*, BATAN, Jakarta, 2007.

- [7]. IAEA, (1994), *Siting of Near Surface Disposal Facilities*, Safety Series No. 111 G-3.1, IAEA, Vienna.
- [8]. IAEA, (1994), *Near Surface Disposal of Radioactive Wastes*, Safety Series No. 111-S.3, IAEA, Vienna.
- [9]. SUCIPTA, S. WALUYO, B. SETIAWAN, D. SUGANDA, A.S. PURNOMO, dan H. SRIWAHYUNI, *Studi Pemilihan Calon Tapak Disposal Limbah Radioaktif Operasi PLTN di Bangka Belitung : Penyusunan Konsep dan Rencana Disposal*, Prosiding Pertemuan dan Presentasi Ilmiah Penelitian Dasar Ilmu Pengetahuan dan Teknologi Nuklir, PTAPB BATAN, Yogyakarta, 2012.
- [10]. SUCIPTA, HENDRA A.P., ARIMULADI S.P., HERU SRIWAHYUNI, dan BUDI S., *Studi Pemilihan Calon Tapak Disposal Limbah Radioaktif Operasi PLTN di Bangka Belitung : Pemilihan Wilayah Potensial*, Prosiding Seminar Teknologi Pengelolaan Limbah XI, PTLR BATAN, Serpong, 2013.
- [11]. IAEA, (1982), *Site Investigations for Repositories for Solid radioactive Wastes in Shallow Ground*, Technical Reports Series No. 216, IAEA, Vienna .
- [12]. IAEA, (1983), *Criteria for Underground Disposal of Solid Radioactive Wastes*, Safety Series No. 60, IAEA, Vienna.
- [13]. D.J. SQUIRES, (1991), *Siting of Shallow Land Repositories*, Regional Training Course on National Infrastructure for Radioactive Waste Management, Jakarta, Indonesia.
- [14]. SUCIPTA dan PRATOMO, B.S., *Kriteria Lokasi Penyimpanan Lestari Limbah Radioaktif Tanah Dalam (Deep Geological Disposal) di Indonesia*, Prosiding PPI PDIPTN P3TM BATAN, Yogyakarta, 2003.
- [15]. Undang-undang No. 24 Tahun 2007 tentang Penataan Ruang
- [16]. S. ANDI MANGGA dan B. DJAMAL, *Peta Geologi Lembar Bangka Utara*, Pusat Penelitian dan Pengembangan Geologi, Bandung, 1994.
- [17]. BAPPEDA Kabupaten Bangka Barat, *Peta Struktur dan Pola Pemanfaatan Ruang Kabupaten Bangka Barat Tahun 2000-2015*, Muntok, 2000.



## PENYIAPAN KOMPONEN DESAIN TATA LETAK FASILITAS *DEMONSTRATION-PLANT OF DISPOSAL* DI KAWASAN NUKLIR SERPONG

Dewi Susilowati

Pusat Teknologi Limbah Radioaktif - BATAN  
Kawasan PUSPIPTEK, Serpong 15310

### ABSTRAK

**PENYIAPAN KOMPONEN DESAIN TATA LETAK FASILITAS *DEMONSTRATION PLANT* DI KAWASAN NUKLIR SERPONG.** Telah dilakukan pengkajian tata letak fasilitas *demonstration plant near surface disposal*(NSD) limbah radioaktif. Metoda deskriptif dilakukan dengan pengkajian berbagai pustaka sebagai data sekunder dan pengambilan data lapangan. Pengkajian ini bertujuan melengkapi data-data dalam mempersiapkan konsep desain fasilitas *demonstration plant*. Beberapa tahun belakangan ini telah dipersiapkan calon tapak *demonstration plant* di sekitar SP4. Tipe *engineered vault* dengan luas 1197,16 m<sup>2</sup>, vault dibangun dengan kedalaman 2 m, fondasi vault dibangun 4 m diatas permukaan air tanah tertinggi, dengan tinggi bangunan 4,5 m. Vault direncanakan terdiri dari dinding beton bertulang (*reinforced concrete vault*) dengan tebal 0,6 m. Vault terbagi dua kompartemen, kompartemen kiri untuk disposal limbah shell 950 l, dengan tinggi 1,3 m, diameter 1,4 m dan tebal 20cm, kompartemen kanan untuk disposal limbah bentuk drum 200 l dengan tinggi drum 85 cm, diameter 66 cm . Area fasilitas disposal diberi pagar, area dibagi menjadi 2 zona. Zona I adalah zona terbuka ,yang didalamnya terdapat gedung administrasi dan ruang pengamanan. Zona II adalah zona tertutup/terbatas, zona dimana kegiatan disposal berlangsung seperti; fasilitas penyimpanan sementara, gedung laboratorium, fasilitas dekontaminasi dan fasilitas utilitas penunjang operasional disposal. Vault ditutup dengan panel-panel beton bertulang sebagai perisai biologi bagi operator. Beberapa *engineered* penghalang dan *natural barrie* dipergunakan sebagai penyempurna fasilitas *repository*.

Kata kunci : Desain konsep, penyimpanan limbah lestari dan Demonstrasi plant

### ABSTRACT

***Preparation of Layout Concept Design of Demonstrational Plant Disposal's Facility at Serpong Nuclear Territory.***An assessment about the lay-out of near surface disposal (NSD) for radioactive waste demonstration-plant facility has been conducted. Deskripsi method has been implemented using widely varied literatures assessment, which acts as secondary data source, and field data retrieval.This assessment is conducted to complement data in order to prepare the design concept of demonstration plant facility. A demonstration plant site-to-be has been recently prepared around SP4. Engineered vault type with approximately 1197,16 m<sup>2</sup> has been built within 2 m in depth. Vault's foundation is built at 4 m above ground-water surface, with 4,5 m in height.The vault is made from reinforced concrete vaults with 0.6 m in thickness. The vault will be divided into two sides; the right side will be used for waste disposal of 200 liters drums. The drum is 85 cm in height and 66 cm in diameter. The left side of the vault will be used for waste disposal of 950 liters concrete shell; the shell is 1.3 m in height, 1.4 m in diameter and 20 cm in thickness. The disposal facility area should be fenced. The area should also be divided into 2 zones; the first zone is an unrestricted one, wherein it should administration building and security office. The second one is a restricted zone, where the disposal activities mostly take place, consisting of: utility facility, waste receival facility, temporary storage facility, waste conditioning facility and decontamination facility.The vaults will be closed by using reinforced concrete panels that act as biological shield for the operator. Some engineered penghalangs and natural penghalangs will also be used for complementing the repository facility.

Keyword : Conceptual design, waste disposal facility and Demonstration plant

### PENDAHULUAN

Instalasi Pengolahan Limbah Radioaktif yang dikelola oleh Pusat Teknologi Limbah Radioaktif (PTLR) telah beroperasi dalam pengelolaan limbah radioaktif sejak tahun 1988 sampai sekarang. Selama kurun waktu tersebut PTLR telah menghasilkan limbah olahan dalam bentuk paket limbah aktivitas rendah dan sedang yang tersimpan di dalam Interm Storage(IS) 1 dan 2. Sedangkan untuk limbah dengan aktivitas tinggi masih tersimpan di dalam Penyimpanan Sementara Limbah Aktivitas Tinggi (PSLAT).

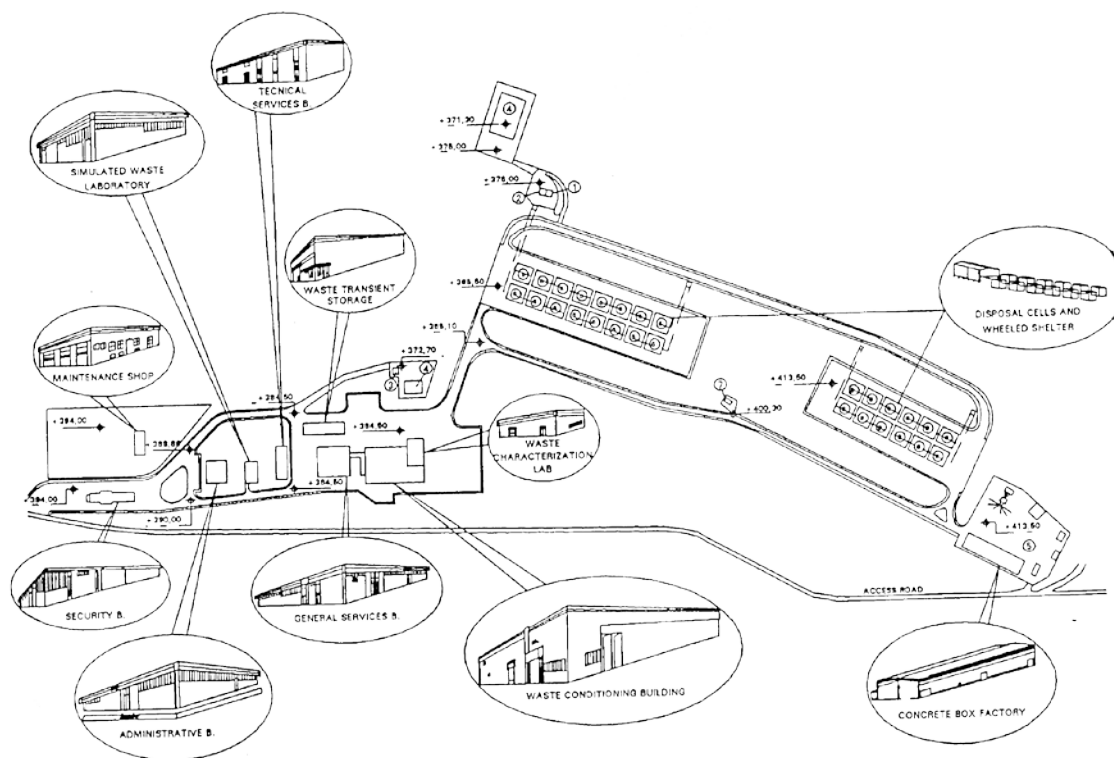
Sehubungan dengan hal tersebut PTLR sebagai Instansi yang bertanggung jawab dalam pengelolaan limbah radioaktif berencana membangun fasilitas *Near Surface Disposal* (NSD) dengan skala *demo plant*. Prinsip yang sangat mendasar dari disposal adalah bahwa fasilitas disposal ditempatkan, dirancang, dibangun, dioperasikan, ditutup dan didekomisioningkan sedemikian rupa sehingga pekerja, masyarakat dan lingkungan hidupnya terlindungi dari bahaya radiologi. Sistem NSD telah diaplikasikan dalam beberapa dekade, dengan tipe yang sangat beragam dalam hal

tapak, jenis dan jumlah limbah serta desain repositori. Pengalaman menunjukkan bahwa pengungkungan yang efektif dan aman terhadap limbah tergantung pada unjuk kerja sistem disposal secara menyeluruh yang terdiri dari tiga komponen atau penghalang utama yaitu kemasan limbah, tapak dan fasilitas disposal [1]. Fasilitas NSD merupakan fasilitas yang harus dibangun dan dioperasikan secara sungguh-sungguh untuk menjamin bahwa semua persyaratan keselamatan terpenuhi. Fasilitas NSD harus di desain sesempurna mungkin sehingga dapat menutup atau meminimalkan kemungkinan terjadinya kecelakaan karena kesalahan desain. Sistem NSD juga memerlukan kendali institusional secara aktif seperti *pemantauan* (pemantauan) dan *maintenance* (pemeliharaan). Pembangunan fasilitas NSD ini akan menjadi pengalaman pertama PTLR dalam membuat sebuah fasilitas disposal, yang tentunya dapat digunakan sebagai uji coba sekaligus unjuk kerja sebuah disposal walaupun sifatnya *demonstration plant*. Hal ini juga dapat dilakukan sebagai unjuk kemampuan PTLR dalam mempersiapkan fasilitas disposal yang sesungguhnya.

Dalam mempersiapkan sebuah desain NSD, dimensi limbah hasil olahan maupun dimensi bangunan fasilitas NSD nya sendiri sudah harus disiapkan dan menjadi *basic data*

yang harus diperhitungkan agar fasilitas NSD yang akan dibangun tidak mengalami kesalahan yang fatal. Ukuran, berat dan jumlah limbah yang akan ditempatkan dalam NSD hendaknya telah diperhitungkan, perlu dijaga kondisi kemasan dan penempatan limbah di dalam modul, untuk mengurangi amblesan, fondasi bangunan NSD harus mampu menyangga beban secara keseluruhan [4].

Tapak disposal tidak hanya digunakan sebagai tempat pembuangan limbah semata, tetapi perlu dilengkapi untuk berbagai hal, seperti penambahan bangunan-bangunan untuk melengkapi operasional disposal. Tata letak dan penambahan bangunan/gedung sangat bervariasi dari fasilitas satu ke fasilitas disposal yang lain. Fasilitas penunjang di dalam area disposal harus di desain sedemikian rupa sehingga memudahkan dalam pendekontaminasian apabila terjadi kecelakaan yang mengakibatkan kontaminasi di dalam area fasilitas disposal. Jalan yang menghubungkan area penerimaan limbah dan area penunjang lainnya dengan area disposal harus di desain terpisah agar lalu-lintas kegiatan disposal tidak mempengaruhi struktur bangunan disposal yang telah terisi limbah, sebaliknya adanya fasilitas penunjang tidak mengganggu lalu-lintas kegiatan disposal.



Gambar 1. Contoh Tata-letak Fasilitas Disposal di el Cabril- Spanyol [1]



Tata-letak area fasilitas NSD dibagi menjadi dua zona yaitu zona tidak terbatas/terbuka (*unrestricted zone*) dan zona terbatas/tertutup (*restricted zone*). Zona tidak terbatas/terbuka biasanya merupakan area dengan akses bebas, area ini biasanya berisi bangunan/gedung administrasi dan kantor pengamanan. Gedung administrasi didesain untuk mengakomodasi semua personil administrasi dan menyediakan ruang untuk inventaris paket limbah yang akan di disposal. Untuk zona terbatas/tertutup keberadaannya sangat terjaga dan untuk personil yang akan memasuki area tersebut harus melewati prosedur pemeriksaan yang ketat. Di antara zona tidak terbatas dan terbatas terdapat area kontrol dimana terdapat gedung yang di dalamnya terdapat ruang ganti baju untuk operator, kamar mandi, ruang pemantauan, ruang pemeriksaan kesehatan, laboratorium lingkungan, ruang dekontaminasi personil dan ruangan pengamanan. Untuk zona terbatas mencakup gedung MES, gedung fasilitas pembongkaran (*unloading*) dan penyortiran, gedung tempat pengkondisian limbah dan fasilitas dekontaminasi peralatan maupun kendaraan angkut juga fasilitas pemantauan kontaminasi.

#### METODA/ TATA KERJA

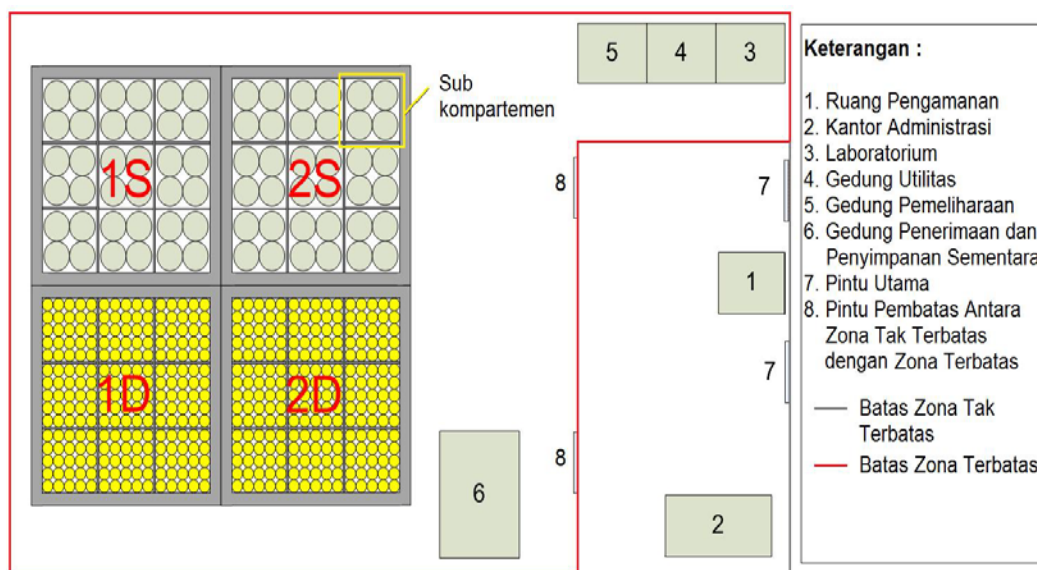
Pengkajian dilaksanakan dengan metode deskripsif dengan ruang lingkup studi pustaka, pengambilan data limbah dan tapak, mengumpulkan informasi tentang berbagai tipe disposal dengan tujuan mendapatkan data untuk mendukung pembangunan *Demo Plant NSD* di KNS yang meliputi teknologi NSD, berbagai dimensi paket limbah dan tata letak fasilitas NSD secara standar internasional, yang dapat diadopsi dan disusun berdasarkan ketentuan Badan Tenaga Atom Internasional (IAEA).

#### PEMBAHASAN

Rencana pembangunan *demonstration plant NSD* DI PTLR-KNS akan dilaksanakan pada tahun 2015. Di dalam konsep desain *demonstration plant* dibatasi hanya untuk disposal limbah dengan aktivitas rendah dengan umur paro radionuklida tidak boleh lebih dari 5,3 tahun, tidak mengandung pemancar alpha berumur paro panjang. Sejak beroperasi dari tahun 1988 sampai sekarang PTLR telah mengimmobilisasi limbah aktivitas rendah dan sedang dengan menggunakan matrik semen di dalam drum 200 l dan shell beton 950 l. Paket limbah tersebut tersimpan di dalam interm storage (IS). Kondisi sampai tahun 2013 jumlah limbah dalam drum 200 l yang tersimpan sebanyak 959 buah, untuk limbah dalam shell tersimpan 124 buah. Sesuai dengan kajian dan

evaluasi dilapangan *Demonstration plant* NSD akan dibangun di area SP4 sebelah utara IS-2. Tapak *demonstration plant* masih di dalam area pagar kuning artinya masih di dalam Kawasan Nuklir Serpong (KNS), sehingga konsep *co-location* cocok diterapkan karena kedekatan lokasi tapak NSD dengan fasilitas penghasil limbah. Hal ini menguntungkan dari segi biaya transportasi, biaya pembebasan lahan, resiko lingkungan dan biaya sosial dalam hal penerimaan masyarakat dan lebih mudah dalam pemantauannya.

Kondisi tapak saat ini berkurang luasnya dikarenakan sebagian lahan digunakan untuk membangun fasilitas lain. Sehingga luas lahan dari 0,8 ha tersisa  $\pm 6.300 \text{ m}^2$ . Mempertimbangkan luas lahan yang terbatas maka pembangunan *demonstration plant NSD* direncanakan tidak terlalu besar yaitu  $34,6 \times 34,6 = 1197,16 \text{ m}^2$ , bentuk *engineered vault* dengan dinding dari beton bertulang (*reinforce concrete vault*) dengan tebal dinding 0,6 m. *Vault* dibangun dengan kedalaman 2 m dan pondasi bangunan terletak 4 m diatas permukaan air tanah tertinggi. *Vault* dibagi menjadi dua kompartemen kembar yang dipisahkan dengan dinding beton bertulang tebal 0,6 m. Kompartemen sebelah kanan untuk untuk disposal drum 200 l dengan dimensi drum; tinggi 85 cm dan diameter 60 cm dengan berat 0,486 ton. Kompartemen sebelah kiri untuk shell sebanyak 72 buah, setiap modul akan disusun paket limbah drum 200 l dengan susunan : lajur, 15 baris 15 dan tumpukan 3, sehingga dalam satu modul dapat menampung 675 drum 200 l. dan kompartemen sebelah kiri merupakan modul bujur sangkar untuk disposal shell 950 l dengan dimensi shell setinggi 1,4m, diameter 1,3m dan berat shell 6,4 ton. Modul tunggal bervolume ruang akan disusun shell beton 950 l dengan susunan : 6 lajur, 6 baris dan 2 tumpukan , sehingga modul dapat menampung 72 buah shell beton 950 l [2]. Dalam perencanaan desain tata letak NSD- KNS, area tapak disposal diberi pagar di sekelilingnya, bangunan kantor pengamanan berada di depan pintu masuk (1), gedung administrasi (2) merupakan gedung yang dibangun didalam pagar dalam, terletak bersama bangunan kantor pengamanan, keduanya terletak dalam zona tidak terbatas. Di dalam gedung administrasi juga dilengkapi ruang ganti, ruang pemantauan, ruang pengecekan limbah dan dokumen limbah. Di area ini dilakukan pemeriksaan kontaminasi permukaan dan keadaan kemasan limbah juga diperiksa dan dicatat untuk diteruskan kemudian bila sudah sampai di area penerimaan disposal. Begitu pula pemeriksaan untuk kendaraan pengangkut paket limbah perlu dilakukan pemeriksaan awal walau tidak secara detail sebelum kendaraan masuk ke dalam zona terbatas.



Gambar 2 . Tata-letak Fasilitas Disposal Demo di KNS [2]

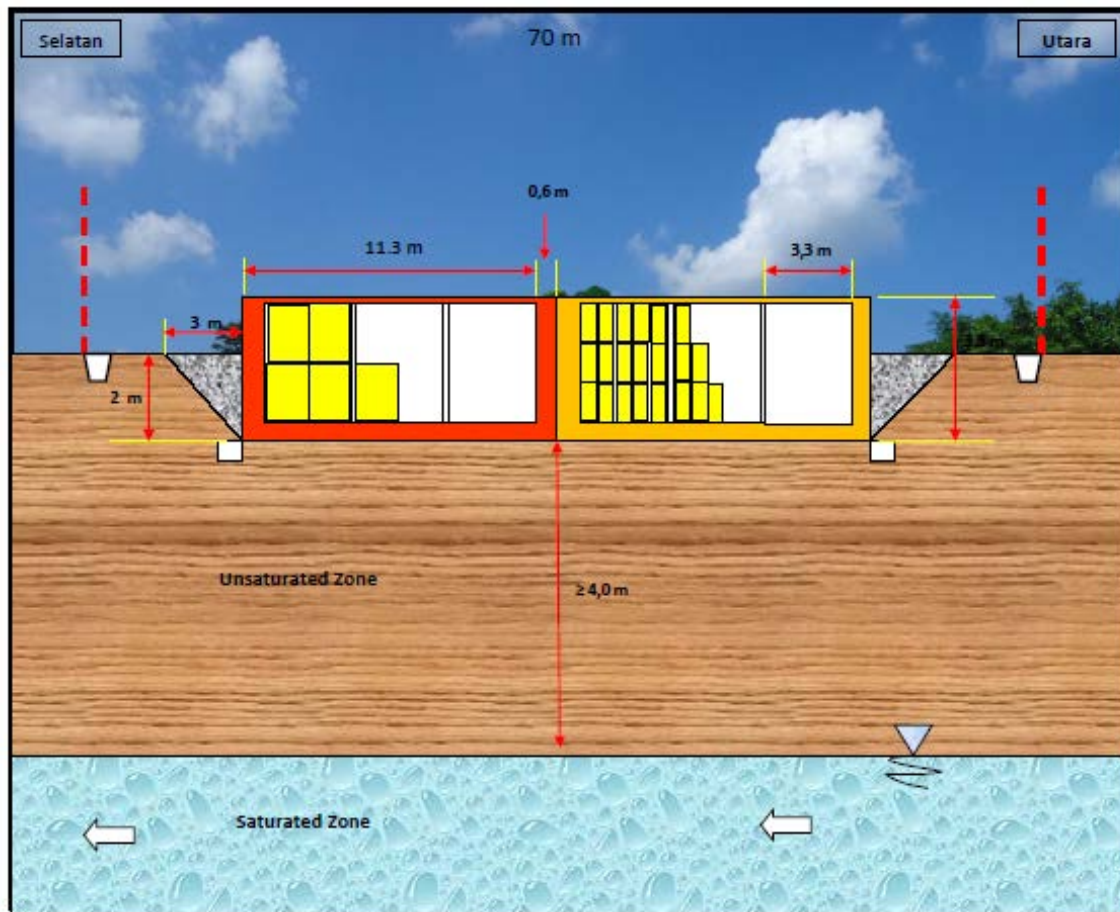
Laboratorium (3) untuk kegiatan analisis rutin, seperti analisis air, tanah, udara dan tumbuhan di sekitar disposal. Parameter yang diukur minimal adalah aktivitas total alpha, beta, gamma dan tritium. Bila ada indikasi kontaminasi yang tidak normal maka segera ditentukan jenis radionuklida yang terlepas ke lingkungan. Gedung utilitas (4), merupakan fasilitas penunjang selama operasional disposal berlangsung seperti kebutuhan air dan listrik. Gedung pemeliharaan (5) tempat melakukan pengecekan dan perbaikan peralatan pemantau dan *handling* yang mengalami kerusakan karena kegiatan disposal. Gedung penerimaan dan penyimpanan sementara (6), pemeriksaan/pengecekan terhadap kendaraan dan paket limbah dilakukan ( seperti cek laju dosis, kontaminasi permukaan, kerusakan paket, akurasi dan kelengkapan dokumen). Pembongkaran dan penyortiran paket limbah dilakukan satu persatu setelah itu baru penanganan paket limbah dengan menggunakan peralatan yang ada. Fasilitas penyimpanan sementara perlu disediakan di dalam area disposal untuk mengantisipasi adanya limbah yang tidak bisa langsung di simpan, atau menunggu kesiapan fasilitas. Paket limbah di simpan di dalam fasilitas NSD yang terdiri dari 2 kompartemen kembar, kompartemen kiri untuk disposal shell 950 l, kompartemen kanan untuk disposal drum 200l. Pintu utama dan pintu pembatas antara zona tak terbatas dan zona terbatas dibuat untuk menjaga ketertiban maupun membatasi akses bagi personil yang tidak memiliki ijin akses ke zona terbatas (7,8). Pagar

pembatas dengan kawasan luar dibuat untuk pengamanan dan mencegah adanya pengrusakan maupun pencurian oleh pihak-pihak yang tidak bertanggung jawab.

Dalam mempersiapkan desain NSD, bentuk *vault* sebaiknya dirancang dengan penutup yang dapat diletakkan secara pas pada badan vault dengan tujuan menjaga keamanan paket limbah yang ada di dalam juga disiapkan saluran pembuangan air untuk mencegah adanya akumulasi air di sekitar vault. Struktur *vault* sebaiknya di desain sedemikian rupa untuk mendukung keseluruhan beban tanpa adanya kelemahan struktur yang mengarah pada penanganan masalah. Struktur *vault* yang nantinya akan terisi penuh dengan paket limbah dan kemudian ditutup *backfill material*, perlu diperhitungkan desainnya dengan adanya beban statik, benturan dan kemungkinan gempa [4]. Kemudahan akses diperlukan untuk memindahkan paket limbah ke atau dari *vault* dalam keadaan operasi normal atau pasca kondisi tak terduga atau kondisi antisipatik operasional. Desain NSD harus mampu menunjang stabilitas bila terjadi kecelakaan atau kondisi abnormal. Fondasi vault sebaiknya di desain tahan terhadap beban modul yang telah terisi penuh dengan paket limbah tanpa khawatir memicu instabilitas modul [4]. Fasilitas NSD hendaknya di desain sedemikian rupa sehingga pengawasan terhadap masuknya paket limbah dapat dilakukan dengan mudah dan lancar. Apabila fasilitas NSD tidak dapat dipantau secara berkelanjutan maka seharusnya disiapkan verifikasi periodik dengan

cara observasi sehingga sistem pengisian fasilitas

dapat terwujud dengan baik.



Gambar 3 . Penampang melintang Penempatan Disposal Demo pada tapak SP4 di KNS[2]

#### Konsep Disposal Yang Direkomendasikan [2]

1. Konsep teknologi fasilitas *NSD* untuk limbah radioaktif non PLTN mempertimbangkan aspek limbah baik dari kemasan/pewadahan maupun kuantitasnya, serta mempertimbangkan aspek calon tapak yang ada seperti yang telah diuraikan di depan.
2. Oleh karena itu konsep teknologi *NSD* untuk limbah radioaktif non PLTN terdiri dari dua *vault* kompartemen kembar beton bertulang (*reinforced concrete vault*).
3. Volume ruang masing-masing *vault* adalah 28,314 m<sup>3</sup> dengan ukuran sisi dalam : panjang 3,3 m, lebar 3,3 m dan kedalaman 2,6 m (Gambar 2).
4. *Vault* sisi kiri untuk menampung paket limbah dalam *shell* beton 950 l sebanyak 72 *shell* beton dengan susunan lajur 6, baris 6 dan tumpukan 2.
5. *Vault* sisi kanan untuk menampung paket limbah dalam drum 200 l sebanyak 675 drum dengan susunan lajur 15, baris 15 dan tumpukan 3.
6. *Vault* dibangun di bawah permukaan tanah dan minimum 4 m di atas muka air tanah tertinggi.
7. Setiap dua kompartemen kembar dirancang untuk menampung limbah radioaktif non PLTN aktivitas rendah dan menengah yang timbul dalam waktu paling tidak satu dekade (25 tahun), jadi bila dirancang sesuai Gambar 2, maka bisa dioperasikan dalam waktu paling tidak 50 tahun.
8. Pembangunan bisa bertahap dengan setiap dua kompartemen kembar dibangun dalam setiap 25 tahun, dimulai dari kompartemen paling kiri (Gambar 2).
9. Limbah yang dapat disimpan dalam sistem *NSD* tersebut adalah limbah

pemancar  $\beta/\gamma$  dan kandungan unsur pemancar  $\alpha$  sangat rendah.

10. Fasilitas *repository* didesain dengan beberapa *engineered penghalang* dan *natural penghalang*.
11. Penghalang pertama adalah immobilisasi dengan beton semen.
12. Ruang di antara paket drum/*shell* diisi dengan *backfill* campuran bentonit dan pasir.
13. Dinding beton bertulang setebal 0,6 m.
14. *Vault* ditutup dengan panel-panel beton bertulang untuk perisai biologi bagi operator.
15. Material lempung (bentonit) padat setebal 3 m (sebagai *buffer materials*) ditempatkan mengelilingi *vault* kembar untuk mencegah air masuk ke dalam atau keluar dari *vault*.
16. Air hujan yang jatuh pada tapak dialirkan ke dalam suatu sistem parit terbuka dan diarahkan masuk ke dalam tangki penampung air.
17. Air dalam tangki tersebut dimonitor secara rutin radioaktivitasnya.
18. Sistem parit luar dibangun mengelilingi *vault* untuk melindungi terhadap ancaman “banjir” dan mengarahkan aliran ke suatu kanal yang selanjutnya dialirkan ke saluran air atau aliran sungai terdekat.

## KESIMPULAN

Fasilitas NSD diasumsikan sebagai tempat isolasi yang paling aman untuk limbah radioaktif tingkat rendah sampai sedang, maka dalam mempersiapkan konsep desain NSD sangat penting ketepatan menentukan tata letak sebuah fasilitas NSD, sehingga keberadaan NSD dapat dipertanggung jawabkan secara pasti untuk meminimalkan kemungkinan terjadinya kecelakaan. Fasilitas NSD harus di desain sedemikian rupa sehingga memudahkan akses selama operasi disposal berlangsung.

## DAFTAR PUSTAKA

- [1]. IAEA, “Technical Considerations in the Design of Near Surface Disposal Facilities for Radioactive Waste”, IAEA-TECDOC-1256, IAEA-Vienna-2001
- [2]. SUCIPTA, “Optimasi Penempatan Disposal Demo Dalam Lingkungan Geologi KNS”. Makalah Peneliti Utama, Serpong 2011
- [3]. IAEA, “Near Surface Disposal of Radioactive Waste”, RADWASS Safety Standards Series No. 111-S-3, IAEA-Vienna, 1995
- [4]. SUCIPTA, “Konsep Teknologi Penyimpanan Lestari Limbah Radioaktif Dekat Permukaan (Near Surface Disposal) di PPTN Serpong”, Hasil Penelitian dan Kegiatan Pengelolaan Limbah Radioaktif, Tahun 2003
- [5]. HEINONEN. J, “Near Surface Disposal of Low and Intermediate Level Waste”, Division of Nuclear Power Waste Technology Section, IAEA, Cumbria-UK, 1996
- [6]. LAS, T., SUCIPTA, ERIENDI, Evaluasi Keselamatan Rancang Bangun Penyimpanan Limbah Tanah Dangkal di PPTA Serpong, Hasil Penelitian PTPLR 1994/1995, PTPLR, Serpong, 1995.
- [7]. IAEA, “Siting of Near Surface Disposal Facilities”, Safety Series No. 111-G-3.1, IAEA, Vienna-1994
- [8]. IAEA, Site Investigations for Repositories for solid radioactive Wastes in Shallow ground, Technica Reports Series No. 216, IAEA, Vienna-1982



## **PENYIAPAN KONSEP DESAIN FASILITAS DISPOSAL DEMO LIMBAH RADIOAKTIF DI KAWASAN NUKLIR SERPONG : TATA LETAK, DRAINASE, BAHAN PENGISI dan PENUTUPAN**

**Heru Sriwahyuni, Dewi Susilowati, Budi Setiawan, Hendra Adhi Pratama,**  
Pusat Teknologi Limbah Radioaktif – BATAN  
Kawasan PUSPIPTEK, Serpong 15310

### **ABSTRAK**

PENYIAPAN DESAIN KONSEP FASILITAS DISPOSAL DEMO LIMBAH RADIOAKTIF DI KAWASAN NUKLIR SERPONG. Telah dilakukan pengkajian dan penelitian mengenai konsep desain tata letak, konsep desain drainase, konsep desain penutupan dan pemilihan bahan pengisi pada fasilitas disposal demo limbah radioaktif. Metode yang digunakan adalah pengumpulan data sekunder, pengambilan data primer di lapangan dan analisa sampel di laboratorium. Tujuan kegiatan ini untuk memperoleh seperangkat data desain dalam rangka mendukung pembangunan fasilitas disposal demo di Kawasan Nuklir Serpong (KNS). Terdapat dua zona dalam area fasilitas disposal demo. Zona I adalah zona terbuka, yang meliputi gedung administrasi dan ruang pengamanan. Zona II adalah zona terbatas, yang meliputi fasilitas disposal, gedung penyimpanan sementara, gedung laboratorium, fasilitas dekontaminasi dan fasilitas utilitas penunjang operasional disposal. Fasilitas disposal demo dilengkapi dengan tiga sistem drainase, yaitu drainase tertutup yang terdapat pada desain *cover* dan drainase terbuka yang terdapat dalam gedung dan diluar gedung fasilitas disposal. Untuk bahan pengisi digunakan pasir kuarsa yang berasal dari Babel. Hasil penelitian bahan pengisi menunjukkan bahwa waktu kontak untuk mencapai kesetimbangan diperoleh setelah 48 jam dengan nilai  $K_d$  125 mL/g. Waktu kesetimbangan desorpsi dicapai lebih panjang setelah pengocokan sekitar 5 hari dengan nilai  $K_d$  baru menjadi 100 mL/g. Peningkatan konsentrasi NaCl di larutan membuat nilai  $K_d$  menurun karena adanya kompetisi antara ion Na dan Cs-137 berinteraksi dengan sampel. Rendahnya konsentrasi CsCl di larutan menghasilkan nilai  $K_d$  yang tinggi, demikian pula sebaliknya, hal ini disebabkan terbatasnya kapasitas serap sampel terhadap Cs-137. Fasilitas disposal demo akan ditutup setelah seluruh kompartemen disposal terisi penuh dan diberi bahan pengisi. Proses penutupan fasilitas disposal dilakukan dengan menempatkan beberapa lapisan *cover* pada disposal, pembangunan fasilitas *monitoring* dan perawatan untuk menjamin keselamatan dan kehandalan disposal. Pengawasan pasca penutupan dilakukan secara berkala dan dapat menjadi alasan yang cukup jika sewaktu-waktu diperlukan tindakan korektif. Komponen penting sistem penutupan yaitu *multi-layer cover*, sistem drainase, fasilitas monitoring dan perawatan disposal.

Kata Kunci : Desain Konsep, Disposal Limbah Radioaktif, Tata Letak, Drainase

### **ABSTRACT**

*PREPARATION OF DESIGN CONCEPT OF RADIOACTIVE WASTE DEMONSTRATION DISPOSAL FACILITY AT SERPONG NUCLEAR AREA. The study and research about the concept design of lay out, drainage, backfill material and post closure of radioactive waste demonstration disposal facility in the Serpong Nuclear Area has been done. The method has used the collected secondary data sources, primary data collection in the field and analysis samples in the laboratory. The purpose of this activity is to obtain a set of design data to support the construction of radioactive waste demonstration disposal facility. There are two zone on the radioactive waste disposal, the first zone is an unrestricted one consisting of administration building and security office. The second one is a restricted zone consisting of disposal facility, utility facility, waste receival facility, temporary storage facility, waste conditioning facility and decontamination facility. The disposal facility has three drainage system that is closed drainage in the cover design and open drainage in the inside and out side the facility of disposal demo. Backfill material was used Quartz sand from Bangka-Belitung Provinces. Results showed that equilibrium contact times were reached after 48 hours with  $K_d$  values 125 mL/g. Desorption times were reached more longer after shaking about 5 days with new  $K_d$  values was 100 mL/g. Increasing in NaCl concentration in solution made  $K_d$  value decreasing due to competition among Na and Cs ions interacted with sample. Low concentration of CsCl in solution produced a high  $K_d$  value, vice a versa due to the limitation of sorption capacity of samples to Cs-137. The disposal demo facility will be closed when the compartment full filled waste packages and filled of the backfill materials. The closure process was done by placing multilayer cover on the disposal facility, construction of monitoring and maintenance facility to ensure the safety and reliability of disposal. Post closure monitoring conducted periodically and may be a sufficient reason at any time if necessary corrective action. Important component of the closure system is a multi-layer cover, drainage systems, monitoring and treatment disposal facilities.*

*Keywords: design concepts, disposal of radioactive waste, layout, drainage*



## PENDAHULUAN

Sejak tahun 2010 Bidang Teknologi Penyimpanan Lestari (BTPL), khususnya kelompok desain penyimpanan lestari fokus pada kegiatan penyiapan desain konsep disposal demo limbah radioaktif di KNS. Sebagai tindak lanjut dari pelaksanaan kegiatan tersebut, maka pada tahun 2013 dilakukan penyiapan konsep desain tata letak, konsep desain bahan isian, konsep desain drainase dan konsep desain penutupan fasilitas disposal demo. Penyiapan disposal limbah radioaktif di KNS dilatarbelakangi oleh kebutuhan akan tersedianya disposal untuk limbah radioaktif dari kegiatan aplikasi iptek nuklir di bidang industri, kesehatan dan riset, serta bidang energi yang masih dalam tahap perencanaan. Prinsip dasar dari disposal adalah bahwa fasilitas tersebut ditempatkan, dirancang, dibangun, dioperasikan, ditutup dan didekomisioning sedemikian rupa sehingga pekerja, masyarakat dan lingkungan hidup terlindung dari bahaya lepasnya zat radioaktif. Lahan untuk tapak disposal dipilih yang memenuhi kriteria keselamatan sehingga dapat mengungkung radionuklida dalam limbah, mampu menahan lepasan radionuklida tersebut ke biosfer dan mampu menyangga beban repositori beserta limbahnya.

Fasilitas disposal harus dibangun dan dioperasikan secara sungguh-sungguh untuk menjamin bahwa semua persyaratan keselamatan terpenuhi dan didesain sesempurna mungkin sehingga dapat menutup atau meminimalkan kemungkinan terjadinya kecelakaan karena kesalahan desain. Pembangunan fasilitas disposal demo ini akan menjadi pengalaman pertama Pusat Teknologi Limbah Radioaktif (PTLR) dalam membuat sebuah fasilitas disposal, yang tentunya dapat digunakan sebagai uji coba sekaligus unjuk kerja sebuah disposal walaupun bersifat *demonstration plant*. Hal ini juga dapat dilakukan sebagai unjuk kemampuan PTLR dalam mempersiapkan fasilitas disposal yang sesungguhnya.

Disain tata letak fasilitas disposal demo mengacu pada ketentuan IAEA, dimana area dibagi menjadi dua zona yaitu zona tak terbatas/terbuka (*unrestricted zone*) dan zona terbatas/tertutup (*restricted zone*) [1]. Zona tak terbatas/terbuka biasanya merupakan area dengan

akses bebas, area ini biasanya berisi bangunan/gedung administrasi, kantor pengamanan. Gedung administrasi didesain untuk mengakomodasi semua personil administrasi dan menyediakan ruang untuk inventaris paket limbah yang akan ditempatkan dalam fasilitas disposal limbah radioaktif. Untuk zona terbatas/tertutup keberadaannya sangat terjaga dan untuk personil yang akan memasuki area tersebut harus melewati prosedur pemeriksaan yang sangat. Di antara zona tak terbatas dan terbatas terdapat area kontrol dimana terdapat gedung yang di dalamnya terdapat ruang ganti baju untuk operator, kamar mandi, ruang monitoring, ruang pemeriksaan kesehatan, laboratorium lingkungan, ruang dekontaminasi personil dan ruangan pengamanan. Untuk zona terbatas mencakup gedung MES, gedung fasilitas pembongkaran (*unloading*) dan penyortiran, gedung tempat pengkondisian limbah dan fasilitas dekontaminasi peralatan maupun kendaraan angkut juga fasilitas monitoring kontaminasi.

Untuk tujuan keselamatan, fasilitas disposal perlu dilengkapi dengan penahan untuk menghalangi air agar tidak masuk ke dalam repositori (*preventive barrier*) dan atau untuk menahan pelepasan radionuklida ke biosfer (*remedial barrier*). Air merupakan media transport utama bagi radionuklida, sehingga kontrol terhadap air permukaan dan air tanah merupakan hal yang sangat penting. Rekayasa sipil atau struktur dapat digunakan untuk menahan kemungkinan infiltrasi air hujan dan air permukaan menjadi minimum. Sistem tersebut harus bisa menjamin efisiensi dan pergerakan cepat air hujan serta mencegah banjir dan erosi. Salah satu cara untuk mencapai tujuan tersebut maka harus disediakan sistem drainase yang memadai, sistem drainase dibuat sedemikian rupa sehingga limbah radioaktif aman tersimpan didalam fasilitas disposal demo dan tidak membahayakan manusia dan lingkungan.

Secara umum drainase dapat didefinisikan sebagai suatu tindakan teknis untuk mengurangi kelebihan air, baik yang berasal dari air hujan, rembesan, maupun kelebihan air irigasi suatu kawasan sehingga fungsi kawasan tidak terganggu [2]. Sedangkan drainase yang ada dalam fasilitas disposal berfungsi untuk mencegah air hujan dan atau air rembesan masuk

ke dalam fasilitas disposal, sehingga limbah radioaktif yang tersimpan di dalamnya tidak *release* ke lingkungan.

Bahan isian (*backfill*) merupakan salah satu dari sistem penghalang berlapis (*multibarriers system*) dalam fasilitas disposal. Bahan isian ini akan mengisi ruang antara wadah limbah dan berfungsi sebagai *mechanical support* terhadap tumpukan paket limbah, bahan isian yang digunakan adalah pasir kuarsa yang karena sifat mekaniknya yang baik dan mempunyai konduktivitas panas yang tinggi [3]. Efek dari sistem penghalang berlapis ini diharapkan mampu menjamin tidak adanya radionuklida yang terlepas ke lingkungan [4]. Pasir kuarsa adalah bahan galian berupa kristal-kristal silika ( $\text{SiO}_2$ ) juga dikenal dengan nama pasir putih. Pasir kuarsa mempunyai komposisi gabungan dari  $\text{SiO}_2$ ,  $\text{Fe}_2\text{O}_3$ ,  $\text{Al}_2\text{O}_3$ ,  $\text{TiO}_3$ ,  $\text{CaO}$ ,  $\text{MgO}$  dan  $\text{K}_2\text{O}$ , berwarna putih bening atau warna lain tergantung pada senyawa pengotornya. Mempunyai nilai kekerasan 7 (Skala Mohs), berat jenis 2,65 bentuk kristal hexagonal, panas spesifik 0,185 [5].

Pasir kuarsa selain sebagai sistem *drainase* juga digunakan sebagai stabilisator paket limbah pada fasilitas disposal. Bahan ini digunakan karena murah dan mudah untuk diperoleh. Data karakter sorpsi diperoleh dari serangkaian percobaan sorpsi-desorpsi radionuklida dari sampel sebagai fungsi waktu kontak, pengaruh kekuatan ionik larutan yang diwakilkan oleh adanya perubahan konsentrasi  $\text{NaCl}$  dan pengaruh konsentrasi  $\text{CsCl}$  terhadap sorpsi  $\text{Cs-137}$  ke sampel [6-8]. Percobaan lama waktu kontak dimaksudkan untuk mendapatkan waktu yang diperlukan untuk mencapai kondisi equilibrium dari  $\text{Cs-137}$  ke sampel, dimana selanjutnya diaplikasi sebagai waktu untuk pengontakan antara sampel dengan larutan yang mengandung  $\text{Cs-137}$  pada percobaan-percobaan selanjutnya. Kekuatan ionik larutan pada beberapa penelitian diperkirakan dapat mempengaruhi besarnya  $\text{Cs-137}$  yang akan terserap ke sampel, demikian pula dengan variasi konsentrasi  $\text{CsCl}$  terhadap sorpsi  $\text{Cs-137}$  oleh sampel [6-8].

Fasilitas disposal demo akan ditutup setelah seluruh kompartemen disposal terisi penuh dan diberi bahan pengisi. Tahap ini merupakan tahap akhir setelah fasilitas disposal

terisi penuh oleh paket limbah, diberi *backfill material* dan ditutup oleh *cover*. Proses penutupan ini termasuk kegiatan dekontaminasi, disposal limbah hasil dekontaminasi, menghilangkan atau menutup sistem struktur atau peralatan ganda, pemutakhiran arsip disposal, dan penerapan/melanjutkan proses monitoring yang diperlukan [9]. Pada fasilitas disposal demo, karena merupakan tipe *near surface disposal* proses penutupan merupakan *final cover* untuk kedua pasang kompartemen kembar 1S, 2S, 1D dan 2D. Kegiatan pada tahap pasca penutupan yaitu *monitoring* secara aktif atau pasif fasilitas disposal selama periode tertentu sehingga perlu dibuatkan jalur akses masuk untuk *monitoring* disposal.

Sejalan dengan prinsip standar keselamatan IAEA maka komponen desain penutupan fasilitas Disposal Demo harus dapat memenuhi persyaratan berikut [10]:

1. Isolasi limbah
2. Kontrol lepasan
3. Reduksi pengaruh yang dihasilkan oleh lepasan
4. Hindari atau minimasi perawatan fasilitas

Hal ini untuk menjamin keselamatan fasilitas disposal demo dalam jangka panjang baik selama masa operasi maupun masa *monitoring* setelah pasca penutupan.

Secara keseluruhan tujuan dari kegiatan ini adalah untuk mempersiapkan data desain dalam rangka mendukung pembangunan fasilitas disposal demo dan untuk menjamin keselamatan pada saat operasi dan penutupan fasilitas disposal demo di Kawasan Nuklir Serpong.

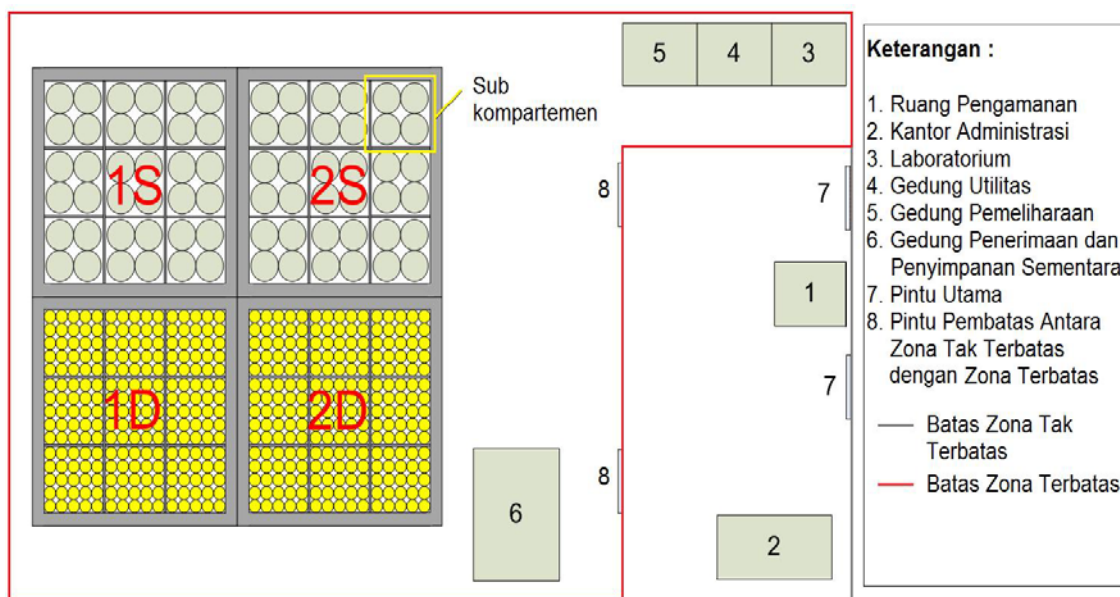
## METODE

Metode yang diterapkan adalah metode deskripsi dengan cara penelusuran pustaka, mengumpulkan informasi tentang berbagai tipe *near surface disposal* dari negara lain dan melakukan percobaan secara batch/catu di laboratorium. Tujuannya adalah mendapatkan data untuk mendukung pembangunan Fasilitas Disposal Demo di Kawasan Nuklir Serpong.

## PEMBAHASAN

Fasilitas disposal demo yang direncanakan akan dibangun pada tahun 2015 berada di lahan seluas lahan seluas 85 x 50 m dengan koordinat lokasi : 6°20'56,01" LS/ 106°39'41,70"BT. Secara topografis lokasi penelitian tapak disposal demo terletak pada ketinggian antara 50 m hingga 57 m di atas muka air laut [11].

Konsep desain tata letak fasilitas disposal demo terdapat dua zona dalam area fasilitas disposal demo. Zona I adalah zona terbuka, yang meliputi gedung administrasi dan ruang pengamanan. Zona II adalah zona terbatas, yang meliputi fasilitas disposal, gedung penyimpanan sementara, gedung laboratorium, fasilitas dekontaminasi dan fasilitas utilitas penunjang operasional disposal. Desain tata letak fasilitas disposal demo disajikan pada Gambar 1.



Gambar 1. Desain tata letak fasilitas disposal demo di KNS [11]

Di dalam gedung administrasi dilengkapi ruang ganti, ruang monitoring, ruang pengecekan limbah dan dokumen limbah. Di area ini dilakukan pemeriksaan kontaminasi permukaan dan keadaan kemasan limbah juga diperiksa dan dicatat untuk diteruskan kemudian bila sudah sampai di area penerimaan disposal. Begitu pula pemeriksaan untuk kendaraan pengangkut paket limbah perlu dilakukan pemeriksaan awal walau tidak secara detail sebelum kendaraan masuk ke dalam zona tertutup/terbatas. Laboratorium (3) untuk kegiatan analisis rutin, seperti analisis air, tanah udara dan tumbuhan di sekitar disposal. Parameter yang diukur minimal adalah aktivitas total alpha, beta, gamma dan tritium. Bila ada indikasi kontaminasi yang tidak normal maka segera ditentukan jenis radionuklida yang terlepas ke lingkungan. Gedung utilitas (4), merupakan fasilitas penunjang selama operasional disposal berlangsung seperti

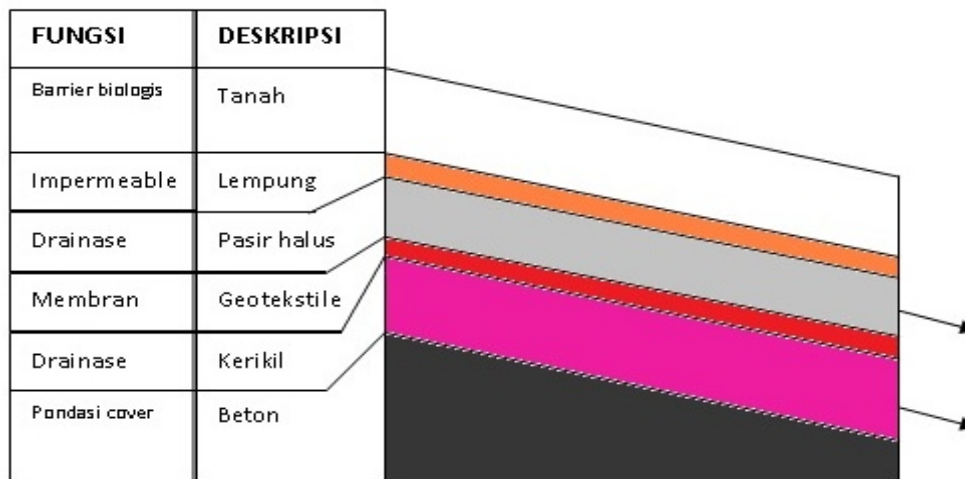
kebutuhan air dan listrik. Gedung pemeliharaan (5) tempat melakukan pengecekan dan perbaikan peralatan monitoring dan *handling* yang mengalami kerusakan karena kegiatan disposal. Gedung penerimaan dan penyimpanan sementara (6), pemeriksaan/pengecekan terhadap kendaraan dan paket limbah dilakukan (seperti cek laju dosis, kontaminasi permukaan, kerusakan paket, akurasi dan kelengkapan dokumen). Pembongkaran dan penyortiran paket limbah dilakukan satu persatu setelah itu baru penanganan paket limbah dengan menggunakan peralatan yang ada. Fasilitas penyimpanan sementara perlu disediakan di dalam area disposal untuk mengantisipasi adanya limbah yang tidak bisa langsung di disposal, atau menunggu kesiapan fasilitas. Paket limbah akan ditempatkan dalam fasilitas disposal limbah radioaktif yang terdiri dari 2 kompartemen kembar, kompartemen kiri untuk disposal shell 950 l, kompartemen kanan untuk disposal drum

2001. Pintu utama dan pintu pembatas antara zona tak terbatas dan zona terbatas dibuat untuk menjaga ketertiban maupun membatasi akses bagi personil yang tidak memiliki ijin akses ke zona terbatas (7,8). Pagar pembatas dengan kawasan luar dibuat untuk pengamanan dan mencegah adanya perusakan maupun pencurian oleh pihak-pihak yang tidak bertanggung jawab.

Untuk tujuan keselamatan, fasilitas disposal perlu dilengkapi drainase yang bertujuan untuk menghalangi air agar tidak masuk ke dalam repositori (*preventive barrier*) dan atau untuk menahan pelepasan radionuklida ke biosfer (*remedial barrier*).

Sistem drainase pada fasilitas disposal demo terbagi menjadi 3 bagian, yaitu :

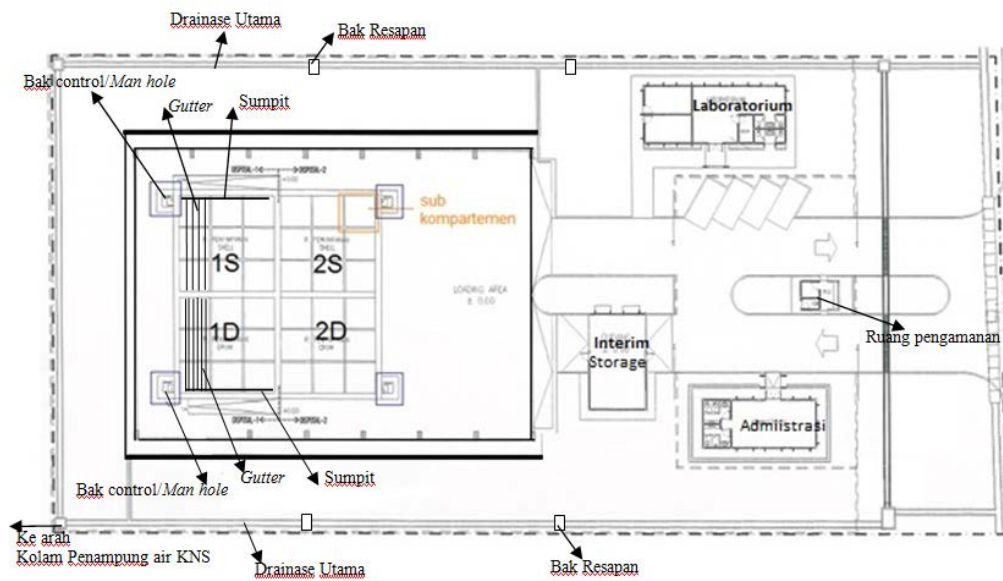
1. Saluran drainase yang terdapat pada *cover* fasilitas disposal : terdapat dua saluran drainase pada *cover* yang berada pada lapisan ketiga dan lapisan kelima. Pada lapisan ketiga merupakan lapisan drainase sekunder yang berupa pasir halus dan dialasi lapisan semi impermeable yang berfungsi untuk mengalirkan air yang lolos dari lapisan di atasnya. Pada lapisan kelima adalah lapisan drainase primer berupa kerikil yang berfungsi untuk mengalirkan air ke sisi luar dan mencegah masuknya air ke dalam fasilitas disposal. Kedua lapisan drainase tersebut mengalirkan air menuju ke drainase utama. Sketsa *cover* untuk disposal demo dapat dilihat pada Gambar 4.



Gambar 4. Sketsa cover untuk disposal demo di KNS [12]

2. Saluran drainase yang terdapat di dalam bangunan fasilitas disposal : berupa *gutter* yang terdapat dalam kompartemen dengan kemiringan 1 % dan mengarah ke sumpit. Dari sumpit aliran menuju ke bak kontrol, bak kontrol dilengkapi dengan pompa yang berfungsi untuk menyedot air jika terjadi luapan air. Jarak antar *gutter* pada kompartemen penyimpanan paket limbah drum 20 cm, jarak antar *gutter* pada kompartemen penyimpanan paket limbah shell beton 50cm. Untuk memonitor bak kontrol, di buat *man hole* yang dilengkapi dengan tangga.
3. Saluran drainase utama terdapat di luar bangunan fasilitas disposal. Drainase utama menggunakan beton bertulang dengan kedalaman 40 cm dan kemiringan 1 %, yang dilengkapi dengan bak resapan. Diameter drainase adalah 20 cm (lingkar dalam) yang akan digunakan untuk menampung tapisan air hujan dari atap (talang) dan mengalir menuju kolam penampung air KNS. Sketsa saluran drainase fasilitas disposal demo disajikan pada Gambar 5.





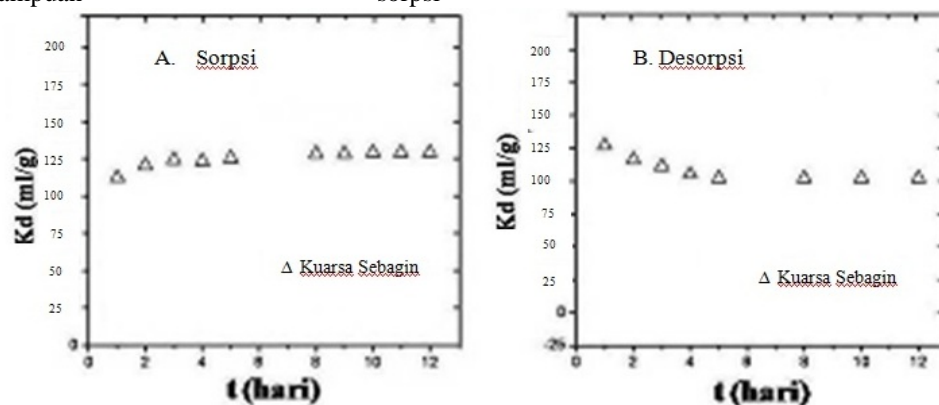
Gambar 5. Sketsa saluran drainase fasilitas disposal demo [13]

Sistem drainase yang terdapat dalam fasilitas disposal demo merupakan saluran drainase tertutup dan terbuka. Saluran tertutup terdapat pada saluran drainase pada *cover*, sedangkan untuk saluran terbuka terdapat di luar dan di dalam bangunan fasilitas disposal. Sistem jaringan drainase mengikuti pola gerakan air tanah, dimana pola aliran air mengikuti gaya gravitasi dan kontur dari tapak.

Bahan isian (*backfill*) merupakan salah satu dari sistem penghalang berlapis (*multibarriers system*) dalam fasilitas disposal. Hasil penelitian bahan isian pasir kuarsa dari Sebagian mempunyai nilai  $K_d$  sekitar 125 ml/g setelah kontak sekitar 24 jam sehingga terlihat cukup jelas bahwa kemampuan sorpsi

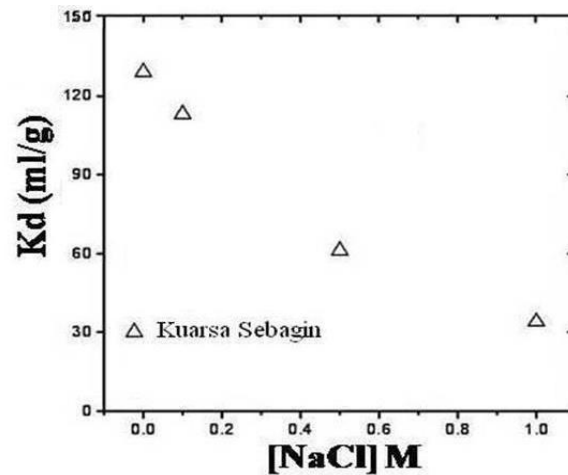
radiocesium oleh sampel pasir kuarsa sangat kecil sekali.

Demikian pula pada saat percobaan desorpsi, dalam waktu yang relatif singkat telah terjadi pelepasan CsCl dari sampel pasir kuarsa akibat terjadinya perubahan konsentrasi di larutan. Hal ini dapat terjadi karena kemungkinan besar bila sorpsi ion logam oleh pasir kuarsa hanya terjadi berupa sorpsi permukaan saja tidak sampai masuk ke dalam butiran sampel [14], sehingga dengan adanya gangguan sedikit saja maka ion logam yang menempel pada permukaan sampel akan segera terlepas dari sampel dan kembali ke larutan. Nilai  $K_d$  yang diperoleh pada kondisi kesetimbangan yang baru 100 ml/g.



Gambar 6. Tipikal kinetika sorpsi –desorpsi radiocesium

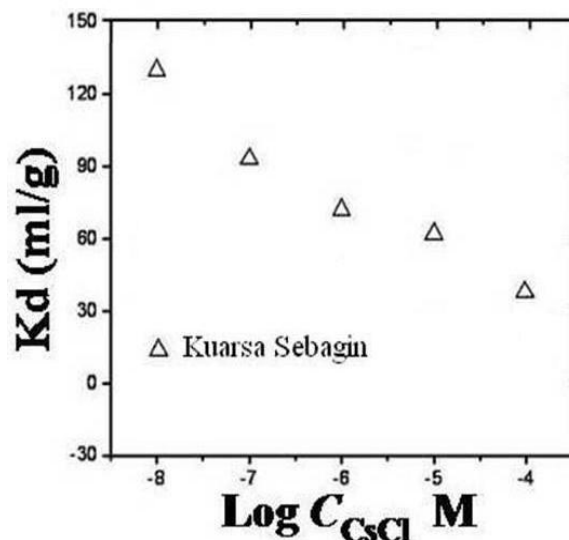




Gambar 7. Pengaruh kekuatan ionik larutan terhadap sorpsi Cs-137 oleh sampel

Pengaruh kekuatan ionik di larutan dapat pula mempengaruhi nilai Kd Cs-137 oleh sampel seperti yang ditunjukkan pada Gambar 7. Meningkatnya kekuatan ionik dalam larutan yang diindikasikan dengan meningkatnya konsentrasi NaCl dalam larutan (0,1; 0,5 dan 1,0 M NaCl)

telah menyebabkan menurunnya nilai Kd. Di sini telah diperlihatkan bahwa salah satu mekanisme pengontrol sorpsi Cs-137 ke sampel adalah kompetisi antara ion-ion logam garam latar dengan ion Cs terhadap sampel [15].



Gambar 8. Pengaruh variasi konsentrasi CsCl terhadap sorpsi Cs-137 oleh sampel

Pengontakan dengan cara memberikan larutan CsCl dengan konsentrasi awal yang bervariasi ke sampel telah menurunkan nilai Kd bersamaan dengan meningkatnya konsentrasi CsCl di larutan, Gambar 8. Hal ini terjadi karena adanya keterbatasan kapasitas serap dari sampel sehingga hal ini akan menyebabkan menurunnya nilai Kd Cs-137 oleh sampel [16]. Pasir kuarsa umumnya terbentuk dari Kristal SiO<sub>2</sub> yang cukup stabil dengan *site* pertukaran yang minimal sehingga hasil sorpsi yang

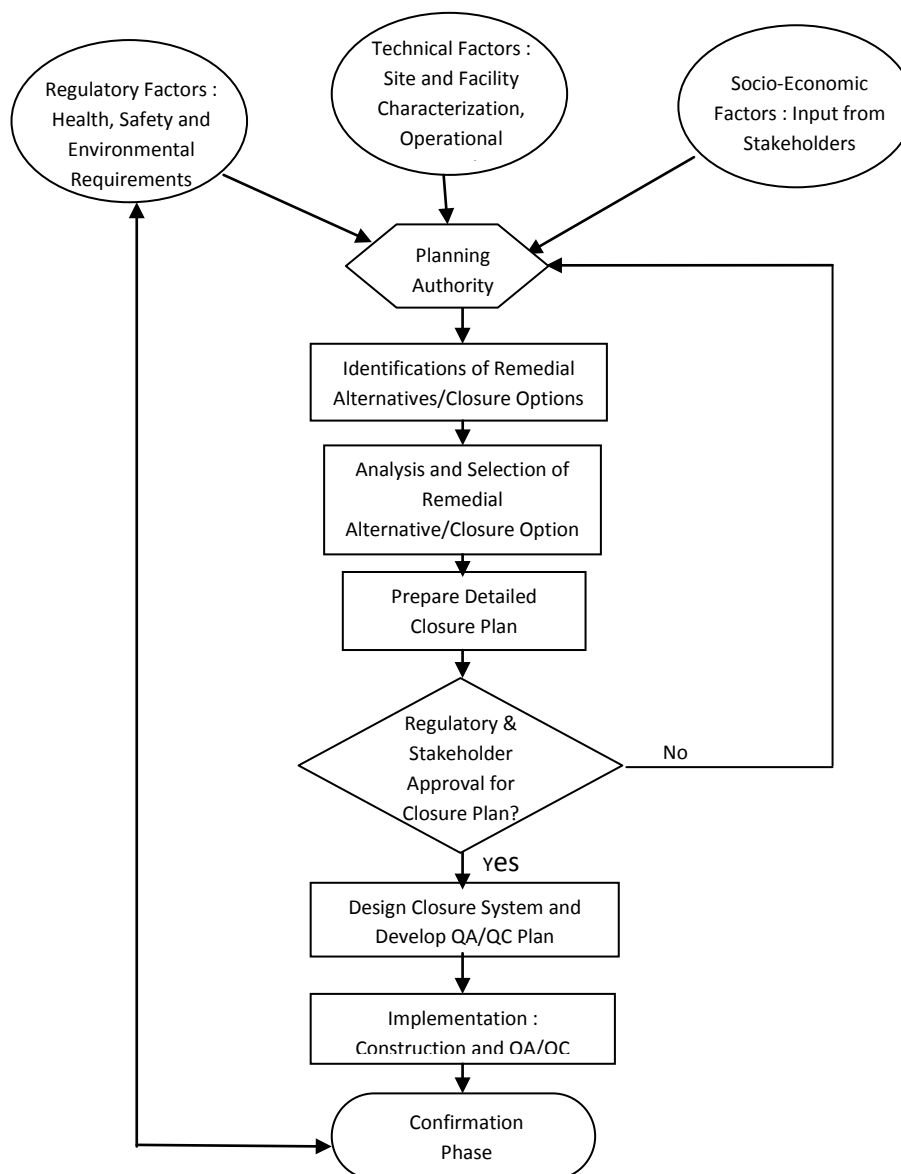
ditunjukkan juga memberikan hasil yang minimal pula.

Tahap akhir pengoperasian fasilitas disposal ketika seluruh kompartemen telah terisi penuh dengan paket limbah dan diisi dengan bahan isian berupa pasir kuarsa untuk menjaga kestabilan paket limbah. Proses penutupan suatu fasilitas disposal limbah radioaktif merupakan bagian dari proses perencanaan ketika suatu fasilitas disposal sudah terisi penuh oleh paket

limbah atau sudah tidak beroperasi lagi. Namun begitu, penutupan dini (*premature closure*) dapat saja terjadi dikarenakan kecelakaan (seperti gempa, banjir atau kebakaran) atau disebabkan perubahan sikap publik, status demografi atau perijinan. Dalam hal kejadian tersebut, tindakan korektif mungkin perlu dilakukan. Proses penutupan dapat dilakukan jika badan regulator memberi ijin setelah mereview dokumen perijinan fasilitas disposal dan atau dokumen yang terkait. Secara umum proses yang berlangsung untuk melakukan penutupan *near surface disposal* limbah radioaktif digambarkan pada Gambar 9 [17]. Pada diagram tersebut, kegiatan analisis alternatif remedial diperlukan

jika fasilitas disposal tidak didesain atau dioperasikan sesuai standar keselamatan yang berlaku.

Pada fasilitas Disposal Demo, proses perijinan untuk penutupan fasilitas Disposal hanya dilakukan setelah semua kompartemen terisi penuh oleh paket limbah dan *backfill material*. Penutupan slab beton untuk tiap modul sub kompartemen tidak diperlukan ijin karena merupakan bagian dari operasional Fasilitas Disposal Demo. Proses perijinan ini merupakan langkah pertama dari tahap penutupan fasilitas disposal.



Gambar 9. Diagram proses penutupan untuk fasilitas *near surface disposal*

Proses penutupan fasilitas disposal dilakukan dengan menempatkan beberapa lapisan *cover* pada disposal dan pembangunan fasilitas *monitoring* dan perawatan untuk menjamin keselamatan dan kehandalan disposal. Persyaratan yang harus dipenuhi oleh sistem penutupan fasilitas disposal yaitu tidak mudah tembus air (*impermeability*); limbah, *cover* dan struktur bangunan penghalang didesain untuk menjadi kesatuan bangunan yang kokoh, *solid* dan tahan cuaca ekstrim, longsor maupun kejadian alam seperti gempa (*integrity and resistance to degradation*), dan disain fasilitas disposal harus memiliki fitur untuk memudahkan perawatan dan tindakan perbaikan (*repairability*) [17].

Pengawasan pasca penutupan (*post closure monitoring*) dilakukan secara berkala dan dapat menjadi alasan yang cukup jika sewaktu-waktu diperlukan tindakan korektif. Pengawasan secara berkala (*institutional control*) diperlukan selama periode tertentu pasca-penutupan fasilitas disposal untuk [17]:

1. menghindari terjadinya intrusi pada fasilitas disposal
2. menghindari lepasan atau bagian dari limbah radioaktif
3. menjamin performa keselamatan
4. melakukan tindakan korektif jika diperlukan

Pada fasilitas Disposal Demo, akses untuk *post closure monitoring* dibuat dalam bentuk sumpit monitoring sebanyak empat buah dan berada di sudut kompartemen [13]. Sumpit monitoring ini merupakan tempat keluarnya air yang masuk pada fasilitas disposal. Air yang keluar pada bak penampung sumpit akan dianalisa kualitas dan kandungannya apakah mengandung lepasan radionuklida atau tidak. Hal ini akan menjadi dasar untuk dilakukannya tindakan korektif jika terjadi lepasan radionuklida. Pada proses penutupan *final cover* fasilitas Disposal Demo, maka dibuatkan juga jalur akses berupa lorong untuk dapat masuk ke dalam sumpit monitoring. Selain sumpit monitoring, fasilitas untuk *institutional control* juga berupa empat sumur pantau yang terletak di tiap sisi disposal.

## KESIMPULAN

Fasilitas NSD diasumsikan sebagai tempat isolasi yang paling aman untuk limbah radioaktif tingkat rendah sampai sedang. Oleh karena itu dalam mempersiapkan konsep desain, ketepatan menentukan tata letak sebuah fasilitas NSD sangat penting. Keberadaan NSD harus dapat dipertanggung jawabkan secara pasti untuk meminimalkan kemungkinan terjadinya kecelakaan akibat kelebihan beban yang menyebabkan fondasi ambles atau adanya infiltrasi air kedalam vault. Hal tersebut dapat menghilangkan kemampuan NSD dalam mengungkung limbah radioaktif. Fasilitas NSD harus didesain sedemikian rupa sehingga memudahkan akses selama operasi disposal berlangsung.

Sistem drainase yang dibuat pada fasilitas disposal demo mempertimbangkan pola aliran air tanah di daerah tapak. Sistem drainase pada fasilitas disposal demo terbagi menjadi 3 bagian, yaitu saluran drainase yang terdapat dalam sistim *cover*, saluran drainase yang terdapat dalam bangunan fasilitas disposal dan saluran drainase yang terdapat di luar bangunan fasilitas disposal.

Untuk hasil penelitian karakterisasi Sorpsi Radiocesium oleh Pasir Kuarsa dari Sebagian-Bangka Selatan Sebagai Bahan Isian (*backfill*) Disposal Limbah Radioaktif dapat diambil kesimpulan sebagai berikut :

1. Waktu kontak yang diperlukan untuk mencapai kesetimbangan didapat setelah 24 jam dengan nilai Kd 125 ml.
2. Waktu kesetimbangan desorpsi dicapai setelah sekitar 4 hari pengocokan dengan nilai Kd yang baru 100 ml/g.
3. Peningkatan konsentrasi NaCl di larutan membuat nilai Kd menurun karena adanya kompetisi antara ion Na dan Cs-137 berinteraksi dengan sampel.
4. Rendahnya konsentrasi CsCl dilarutan menghasilkan nilai Kd yang tinggi, demikian pula sebaliknya. Hal ini disebabkan terbatasnya kapasitas serap sampel terhadap Cs-137.

Komponen desain penutupan untuk fasilitas Disposal Demo yaitu *multi-layer cover*, sistem drainase, fasilitas monitoring dan perawatan disposal. *Multi-layer cover* adalah *final cover* yang akan menutupi seluruh

kompartemen disposal yaitu kompartemen 1S, 2S, 1D, dan 2D. Sistem drainase pada fasilitas Disposal Demo terdiri dari dua bagian, yaitu sistem drainase dalam dan sistem drainase luar. Fasilitas monitoring berupa empat sumpit monitoring dan empat sumur pantau. Fasilitas perawatan disediakan pada gedung utilitas, perawatan dan laboratorium.

#### DAFTAR PUSTAKA

- [1]. IAEA, "Technical Considerations in the Design of Near Surface Disposal Facilities for Radioactive Waste", IAEA-TECDOC-1256, IAEA-Vienna-2001.
- [2]. SURIPIN, Drainase Perkotaan yang berkelanjutan, ANDI OFFSET, Yogyakarta (2004).
- [3]. Japan Nuclear Cycle Development Institute, *H-12, Repository Design and Engineering Technology*, JNC, Japan (2000).
- [4]. Nuclear Energy Agency, *Geological Disposal of Radioactive Waste : Review of Developments in The Last Decade*, (1999).
- [5]. *Informasi Mineral dan batubara : Pasir Kuarsa*, tekmira.esdm.go.id, diunduh 30 Januari 2013.
- [6]. Um, WY, and PAPELIS, C., Sorption Mechanisms of Sr and Pb on Zeolitized Tuffs From The Nevada Test Site as a Function of pH and Ionic Strength, *American Mineralogist*, Vol. 88, 2028–2039 (2003).
- [7]. DI TORO, DM.,et.al., Effect of Nonreversibility, Particle Concentration and Ion Heavy Metal Sorption, *Env. Scie. Technol.* **20**, 55-61 (1986).
- [8]. BANGASH, MA., *Adsorption of Fission Products and Other Radionuclides on Inorganic Exchangers*, Ph.D Thesis, University of The Punjab Lahore (1991).
- [9]. IAEA Tecdoc 1199. Characterization of Groundwater Flow for Near Surface Disposal Facilities. (2001).
- [10]. IAEA Tecdoc 1256. Technical Consideration in the Design of Near Surface Disposal Facilities for Radioactive Waste. (2001).
- [11]. SUCIPTA, "Optimasi Penempatan Disposal Demo Dalam Lingkungan Geologi KNS". Makalah Peneliti Utama, Serpong 2011
- [12]. SRIWAHYUNI, H, dan ADHI PRATAMA, H, "Penyiapan Desain Konsep Cover Fasilitas Disposal Demo Di Kawasan Nuklir Serpong", Prosiding Hasil Penelitian dan Kegiatan PTLR Tahun 2012 (2013).
- [13]. PT. Bahana Nusantara. Laporan Akhir Perencanaan Pembangunan Fasilitas Disposal Demo Limbah Radioaktif. (2013)
- [14]. OHNUKI, T. and TANAKA, T., Migration of Radionuclides Controlled by Several Different Migration Mechanisms Through a Sandy Soil Layer, *Health Physic* **56**, 47-53 (1989).
- [15]. KIRISHIMA, A., TANAKA, K., NIIBORI, TOCHIYAMA, O.: Complex Formation of Ca(II) with Humic Acid and Polyacrylic Acid. *Radiochim. Acta* **90**, 555-561 (2002).
- [16]. STAUNTON, S and ROUBAUD, M., Adsorption <sup>137</sup>Cs on Montmorillonite and Illite, *Clay & Clay Minerals* Vol.45, No.2, 251-260 (1997).
- [17]. IAEA Tecdoc 1260. Procedures and Techniques for Closure of Near Surface Disposal Facilities for Radioactive Waste. (2001).

## KARAKTERISASI GEOFISIKA TAPAK TERPILIH UNTUK DISPOSAL LIMBAH RADIOAKTIF: PENGGUNAAN METODE GEOLISTRIK

**Dadang Suganda, Sucipta, Sugeng Waluyo**  
Pusat Teknologi Limbah Radioaktif – BATAN  
Kawasan PUSPIPTEK, Serpong 15310

### ABSTRAK

**KARAKTERISASI GEOFISIKA TAPAK TERPILIH UNTUK DISPOSAL LIMBAH RADIOAKTIF: PENGGUNAAN METODE GEOLISTRIK.** Karakterisasi tapak terpilih untuk disposal limbah radioaktif di P. Jawa, merupakan kelanjutan kegiatan dari tahun sebelumnya (2012). Pada tahun 2013 telah dilakukan kegiatan penelitian mengenai karakterisasi tapak terpilih dengan metode geofisika/geolistrik untuk memperoleh data bawah permukaan. Penelitian yang dilakukan menggunakan metode Geolistrik dengan konfigurasi Wenner 2 Dimensi. Instrumen yang digunakan adalah *resistivitymeter* dengan jumlah elektroda 32 dan 48 buah elektroda dengan jarak antar elektroda 7 m. Dalam penelitian ini digunakan software Res2Dinv untuk pengolahan data yang didapat. Dari hasil pengolahan data terlihat bahwa perlapisan/stratigrafi bumi di bawah permukaan di daerah kabupaten Karawang dan Sumedang didominasi oleh batuan lempung dan sedikit area cekungan air permukaan di kedalaman tertentu. Sampai kedalaman 52 m masih belum diperoleh adanya lapisan akuifer. Untuk tujuan disposal limbah radioaktif, di daerah yang diteliti dimungkinkan untuk direkomendasikan sebagai tapak terpilih untuk dibangunnya disposal tersebut.

**Kata Kunci : karakterisasi, tapak terpilih, disposal, limbah**

### ABSTRACT

*Characterization of preferred site of radioactive waste disposal in Java: using geoelectric method.* Characterization of preferred site of radioactive waste disposal in Java is a continuation of the activities of the previous year (2012). In 2013, research activities have been carried out on the characterization of the site selected by geophysical method / geoelectric to obtain subsurface data. Research conducted using the Wenner configuration of Geoelectric method with 2 dimensions. The instrument used is resistivitymeter by 32 and 48 pieces of electrodes by the distance between electrodes 7 m. In this study Res2Dinv software used for processing the data obtained. From the data processing is seen that the stratigraphically below the earth's surface in Karawang and Sumedang district dominated by clay stone and a little clay deposits of water surface area in certain depth. To a depth of 52 m is still not obtained the existence of a layer of the aquifer. For the purpose of disposal of radioactive waste, in the area studied is possible to be recommended as the site chosen for the construction of disposal.

**Keywords:** Characterization, preferred site, disposal, waste

### PENDAHULUAN

Sehubungan dengan adanya rencana pembangunan dan pengoperasian Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN) di Indonesia khususnya di Pulau Jawa, selain diperlukan adanya instalasi pengolahan limbah, dan tempat penyimpanan sementara (interim storage), maka perlu antisipasi kebutuhan *disposal* (penyimpanan akhir) limbah radioaktif.

Pemilihan tapak penyimpanan akhir (*disposal*) limbah radioaktif ialah untuk mencari suatu tapak yang menjamin keselamatan masyarakat dan lingkungan dari bahaya radiasi, serta memenuhi persyaratan yang telah ditetapkan oleh badan pengawas. Untuk mencapai tujuan tersebut, tapak perlu dilengkapi dengan desain repositori, kemasan limbah, penghalang rekayasa dan kontrol institusional yang memadai. *Standard International Atomic Energy Agency (IAEA)* [1] dan rekomendasi serta

petunjuk internasional yang telah ada dapat dipertimbangkan.

Sejak tahun 2008 telah dilakukan kegiatan pencarian wilayah potensial untuk penyimpanan limbah radioaktif. Pada tahun 2010 telah dilaksanakan kegiatan seleksi tapak potensial dari evaluasi terhadap wilayah-wilayah potensial tersebut telah diperoleh 10 (sepuluh) tapak potensial yaitu Ujungjaya (Sumedang), Kramatronggeng-Cilame (Karawang), Kragan (Rembang), Bancar (Tuban), Puloampel (Serang), Jatirogo (Tuban), Buahdua (Sumedang), Bojonegara (Serang), G., Pusu (Jepara), dan Serpong [2].

Pada tahun 2011 dilakukan evaluasi pengkerucutan terhadap tapak-tapak potensial tersebut untuk mendapatkan sekitar 3 hingga 6 tapak terpilih. Kesesuaian tapak terutama tergantung pada kapasitasnya untuk mengungkung limbah radioaktif dalam periode waktu yang dibutuhkan, dan untuk membatasi laju pelepasan radionuklida, dan pada



kemampuannya untuk membatasi potensi penyebaran dampak dari sistem disposal terhadap manusia dan lingkungan [3].

Pada tahun 2012 dilakukan karakterisasi geologi tapak terpilih, dan sebagai kelanjutan kegiatan dari tahun sebelumnya (2012) pada tahun 2013 telah dilakukan karakterisasi Geofisika untuk disposal limbah radioaktif di P. Jawa. Kegiatan karakterisasi Geofisika tapak terpilih ini dilakukan dengan metode geolistrik di 2 (dua) kabupaten yaitu kabupaten Karawang dan Sumedang.

## METODOLOGI

Penelitian dilakukan di Pusat Teknologi Limbah Radioaktif pada tahun 2013 dengan cakupan wilayah Desa Karanganyar, Klari, Karawang, dan Desa Keboncau, Ujungjaya, Sumedang. Penelitian ini dilakukan dalam 3 tahapan yaitu tahap pra-lapangan, tahap lapangan dan tahap pasca lapangan.

### Tahap pra-lapangan :

1. Koordinasi dan pengurusan ijin penelitian di BAPPEDA Kabupaten Karawang dan Sumedang.
2. Interpretasi peta rupa bumi yang terdiri dari aspek relief/topografi (kontur), drainase (pengaliran sungai), vegetasi dan budidaya manusia.
3. Penentuan lintasan dan titik-titik untuk pengamatan geolistrik berdasarkan peta rupa bumi.

### Tahap kerja lapangan :

1. Orientasi medan, penjajakan aksesibilitas dan transportasi penelitian;
2. Pelaksanaan survey pada titik-titik yang telah ditentukan sesuai dengan tingkat keterjangkauannya;
3. Pelaksanaan survey meliputi penentuan posisi koordinat, posisi di peta dan posisi di lapangan, pengamatan, pengukuran, pencatatan dan perekaman data geolistrik.
4. Metoda geolistrik (tahanan jenis) yang dipilih kali ini adalah metoda Wenner 2 dimensi (36 dan 48 buah elektroda dengan jarak antar elektroda 7 m).

### Tahap pasca lapangan :

Pengolahan data Geolistrik dengan perangkat lunak RES2DINV. Pembuatan laporan hasil penelitian lapangan mengenai data Geolistrik dengan metoda Wenner di daerah Kabupaten Karawang (Kecamatan Klari, desa Karanganyar)

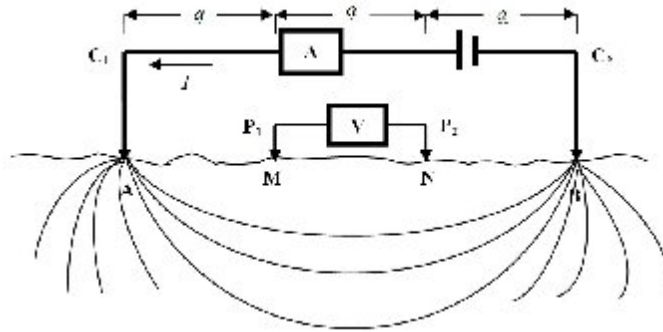
dan Kabupaten Sumedang (Kecamatan Ujungjaya, Desa Keboncau).

## TEORI

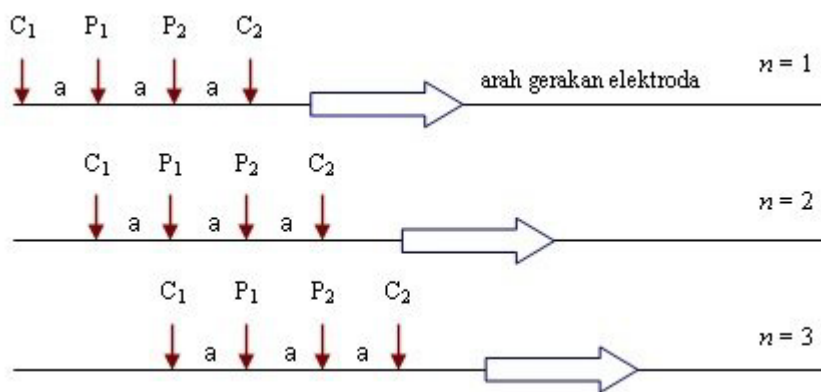
Metode geolistrik merupakan salah satu metoda geofisika yang dimanfaatkan dalam eksplorasi sumber daya alam bawah permukaan. Prinsip kerja metode geolistrik adalah mempelajari aliran listrik di dalam bumi dan cara mendeteksinya di permukaan bumi. Penelitian ini bertujuan untuk mengetahui perlapisan bumi (stratigrafi) di Kab. Karawang ( 3 lintasan pengukuran) dan Sumedang (2 lintasan pengukuran).

Metode tahanan jenis didasari oleh hukum Ohm, bertujuan mengetahui jenis pelapisan batuan didasarkan pada distribusi nilai resistivitas pada tiap lapisan. Dengan menginjeksikan arus melalui dua elektroda arus maka beda potensial yang muncul dapat terukur dari elektroda potensial. Variasi harga tahanan jenis akan didapatkan jika jarak masing-masing elektroda diubah, sesuai dengan konfigurasi alat yang dipakai (metode Wenner-2D). Pada metode tahanan jenis diasumsikan bahwa bumi bersifat homogen isotropik, dimana nilai tahanan jenis yang terukur bukan merupakan harga sebenarnya akan tetapi merupakan nilai resistivitas semu (*apparent Resistivity*).

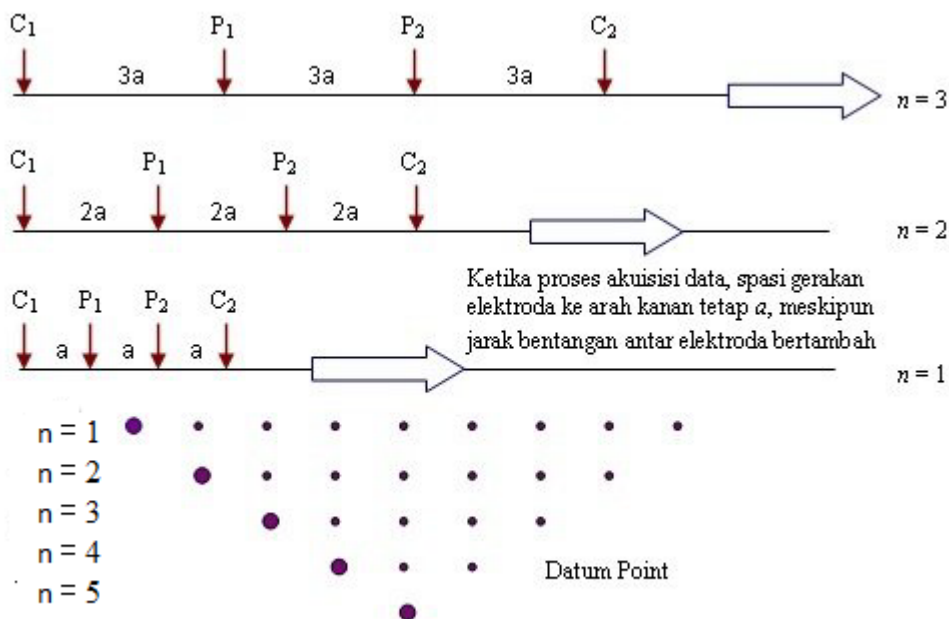
Pengukuran resistivitas dengan konfigurasi *Wenner* dilakukan dengan cara menancapkan elektroda pada permukaan tanah dengan susunan seperti **Gambar 1**. Pada pengukuran pertama jarak antar elektroda dibuat sama misalnya  $a$ , kemudian dilakukan pengukuran arus ( $I$ ), beda potensial ( $\Delta V$ ), dan jarak bentangan elektroda ( $a$ ). Setelah itu seluruh elektroda digeser ke arah kanan sejauh  $a$  seperti **Gambar 2**, kemudian dilakukan pengukuran kembali terhadap arus, beda potensial dan jarak elektroda. Demikian seterusnya hingga pengukuran ke- $n$ , dimana seluruh panjang lintasan pengukuran terpenuhi. Untuk mendapatkan profil resistivitas batuan bawah permukaan secara dua dimensi pada suatu lintasan, maka pengukuran pada lintasan tersebut diulang hingga beberapa kali, dimana setiap pengulangan jarak bentangan elektroda selalu diperlebar seperti **Gambar 3**. Teknik akuisisi data ini merupakan perpaduan antara teknik *lateral mapping* (pemetaan resistivitas secara lateral) dengan teknik *vertical sounding* (pendugaan resistivitas secara vertikal).



**Gambar 1.** Susunan elektroda dan sebaran arus dalam medium sampel dengan model konfigurasi Wenner [4].



**Gambar 2.** Pergerakan elektroda dalam survei geolistrik resistivitas dengan model konfigurasi Wenner.



**Gambar 3.** Teknik pengukuran dan presentasi data dalam bentuk penampang resistivitas dua dimensi (2D) dalam konfigurasi Wenner.

Setelah diperoleh data kuat arus ( $I$ ), beda potensial ( $\Delta V$ ), dan jarak bentangan elektroda ( $a$ ) dari hasil pengukuran, maka selanjutnya dilakukan perhitungan nilai resistivitas semu( $\rho_a$ ) untuk seluruh data. Nilai resistivitas semu yang diperoleh di setiap titik diolah menggunakan perangkat lunak RES2DINV 3.54.44 sehingga dihasilkan citra resistivitas 2D lapisan batuan bawah permukaan. Berdasarkan citra resistivitas 2D ini, maka dapat dilakukan interpretasi untuk menafsirkan jenis litologi maupun kondisi hidrogeologi lapisan batuan bawah permukaan yang menjadi target survey [5].

## HASIL DAN PEMBAHASAN

### A. DATA PENGAMATAN GEOLISTRIK DI DAERAH PENELITIAN

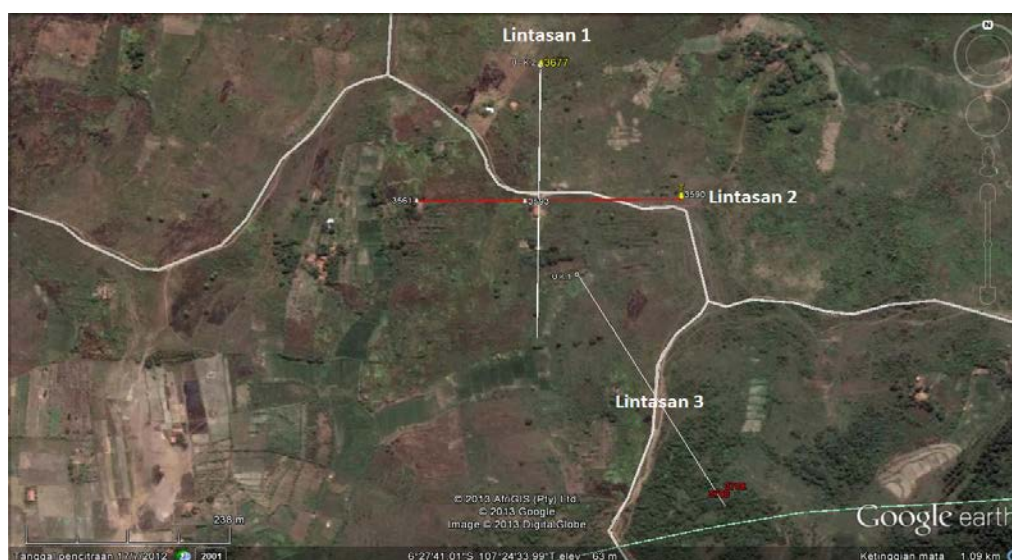
Lokasi penelitian di Desa Karanganyar Kecamatan Klari Kabupaten Karawang dan di Desa Keboncau Kecamatan Ujungjaya Kabupaten Sumedang Jawa Barat dengan koordinat :

1. Pengukuran survey geolistrik di Desa Karanganyar Kecamatan Klari Kabupaten Karawang Jawa Barat (lihat Gambar 4) :

Lintasan I.	$06^{\circ}27'32,28''$ LS, $107^{\circ}24'34,85''$ BT di Utara $06^{\circ}27'42,39''$ LS, $107^{\circ}24'34,74''$ BT di Selatan
Lintasan II.	$06^{\circ}27'37,45''$ LS, $107^{\circ}24'29,56''$ BT di Barat $06^{\circ}27'37,44''$ LS, $107^{\circ}24'40,19''$ BT di Timur
Lintasan III.	$06^{\circ}27'40,51''$ LS, $107^{\circ}24'36,26''$ BT di Barat Daya $06^{\circ}27'42,39''$ LS, $107^{\circ}24'34,74''$ BT di Timur Laut

2. Pengukuran survey geolistrik di Desa Keboncau Kecamatan Ujungjaya Kabupaten Sumedang Jawa Barat (lihat Gambar 5) :

Lintasan I.	$06^{\circ}44'37,13''$ LS; $108^{\circ}6'54,29''$ BT di Barat Laut $06^{\circ}44'43,26''$ LS; $108^{\circ}7'10,52''$ BT di Tenggara.
Lintasan II.	$06^{\circ}44'38,76''$ LS; $108^{\circ}7'10,02''$ BT di Timur Laut $06^{\circ}44'42,24''$ LS ; $108^{\circ}6'55,00''$ BT di Barat Daya



Gambar 4. Lokasi pengukuran Geolistrik di Desa Karanganyar Kecamatan Klari Kabupaten Karawang Jawa Barat ( 3 lintasan)



Gambar 5. Lokasi pengukuran survey Geolistrik di Desa Keboncau Kecamatan Ujungjaya Kabupaten Sumedang Jawa Barat

## B. LITHOLOGI BATUAN DAERAH PENELITIAN

Batuan di daerah penelitian baik di Kabupaten Karawang maupun Sumedang termasuk Formasi Subang. Berdasarkan ciri umum sedimen yang terdapat di daerah penelitian dapat disimpulkan bahwa wilayah ini termasuk dalam Mandala Paparan Kontinen, yaitu mandala sedimentasi yang dicirikan oleh endapan laut dangkal dari Miosen Awal hingga Plistosen yang umumnya terdiri atas lempung, pasir dan gamping, dengan ketebalan sedimen mencapai 4000 m [6].

Secara regional, batuan yang tersingkap di daerah penyelidikan terdiri dari batuan sedimen yang berumur *Miosen* Tengah hingga *Pliosen* dan endapan permukaan yang berumur *Plistosen* sampai *Holosen* [7,8].

Batuan yang tersingkap di daerah penelitian meliputi (urut dari tua ke muda) Formasi Subang yang terdiri atas batulempung dengan sisipan batupasir dan batugamping pasiran, batulanau berumur Miosen Akhir ( Tersier ) dan Satuan batupasir tufaan dan konglomeratan berumur Plistosen ( Kuarter ) [7,8].

Di daerah penelitian ini kehadiran batulempung lebih dominan dibandingkan dengan jenis batuan lainnya (batupasir dan batugamping pasiran ). Dalam keadaan segar, batuan ini berwarna abu-abu kehijauan hingga abu-abu kehitaman, umumnya non-karbonatan, kedap air (impermeable), pejal /monoton dan kadang berlapis. Kadang-kadang dijumpai adanya sisipan tipis batupasir, serta dijumpai nodul batulanau karbonatan dan kongresi oksida besi.

## C. Pengukuran Survey geolistrik di Desa Karanganyar Kecamatan Klari, Kabupaten Karawang, Jawa Barat

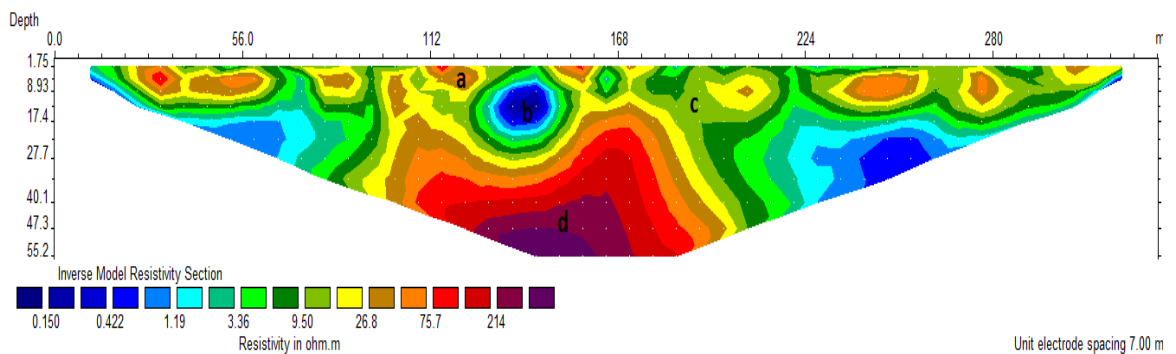
Pengukuran geolistrik di Kabupaten Karawang ini menggunakan Resistimeter S-Field, dengan bentangan sejauh 329 m dan 48 buah eletroda, dan datanya diolah dengan perangkat lunak RES2DINV. Hasil pengolahan data dengan perangkat lunak RES2DINV dapat dilihat pada Gambar 6, 7 , dan 8 di bawah ini.

**Lintasan I** ( Koordinat : 06° 27' 32,28" LS; 107° 24' 34,85" BT di Utara s/d  
06° 27' 42,80" LS; 107° 24' 34,74" BT di Selatan )

Lintasan I terdiri dari 48 elektroda dengan bentangan 329 m, arah Utara - Selatan. Terlihat bahwa pada daerah penyelidikan terdiri dari beberapa lapisan batuan dengan rentang nilai

resistivitas batuan dari 0,15 – 214 Ohm m dan jangkauan kedalaman penyelidikan geolistrik mencapai 55,2 m dari permukaan.





Gambar 6. Hasil pengolahan data dengan perangkat lunak RES2DINV pada lintasan 1 Karawang

Pada lintasan I di desa Karanganyar, Kecamatan Klari Karawang dapat ditafsirkan sebagai berikut:

- a. Pada lapisan yang bercitra coklat sampai dengan merah tersusun dari lapisan batuan lempung.
- b. Pada lapisan yang bercitra biru tua sampai dengan biru muda ( di kedalaman 17 s/d 40 m di bawah permukaan) diinterpre-

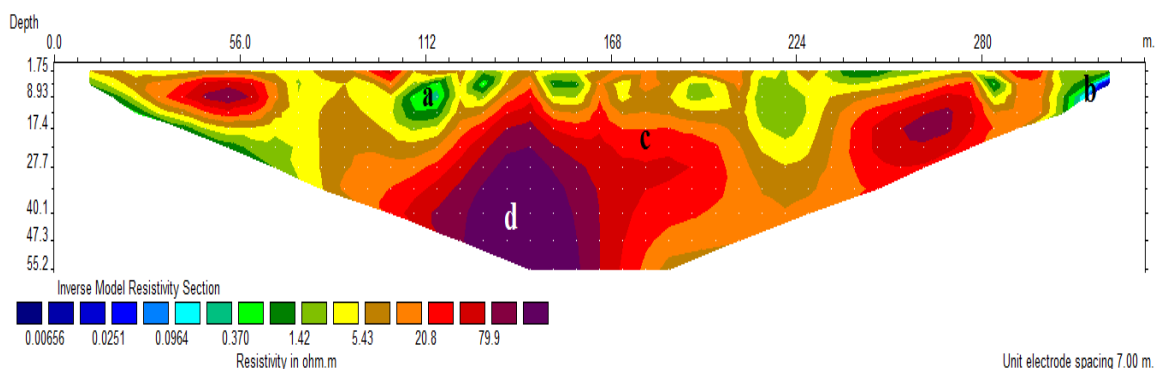
tasikan sebagai lapisan pasir dimana terdapat konsentrasi air yang cukup besar di tiga lokasi.

- c. Pada lapisan yang bercitra hijau sampai dengan kuning diinterpretasi sebagai lapisan lempung pasir.
- d. Pada lapisan yang bercitra merah tua diinterpretasikan sebagai lapisan lempung keras.

**Lintasan II** (Koordinat: 06° 27' 37,45" LS; 107° 24' 29,56" BT di Barat s/d 06° 27' 37,44" LS ; 107° 24' 40,19" BT di Timur)

Lintasan II terdiri dari 48 elektroda dengan bentangan 329 m, arah Barat – Timur. Terlihat bahwa pada daerah penyelidikan terdiri dari beberapa lapisan batuan dengan rentang nilai

resistivitas batuan dari 0,0251 – 79,9 Ohm m dan jangkauan kedalaman penyelidikan geolistrik mencapai 55,2 m dari permukaan.



Gambar 7. Hasil pengolahan data dengan perangkat lunak RES2DINV pada lintasan 2 Karawang

Pada lintasan II di desa Karanganyar, Kecamatan Klari, Karawang dapat ditafsirkan sebagai berikut:

- a. Pada lapisan yang bercitra hijau sampai dengan kuning tersusun dari lapisan batuan lempung pasir.

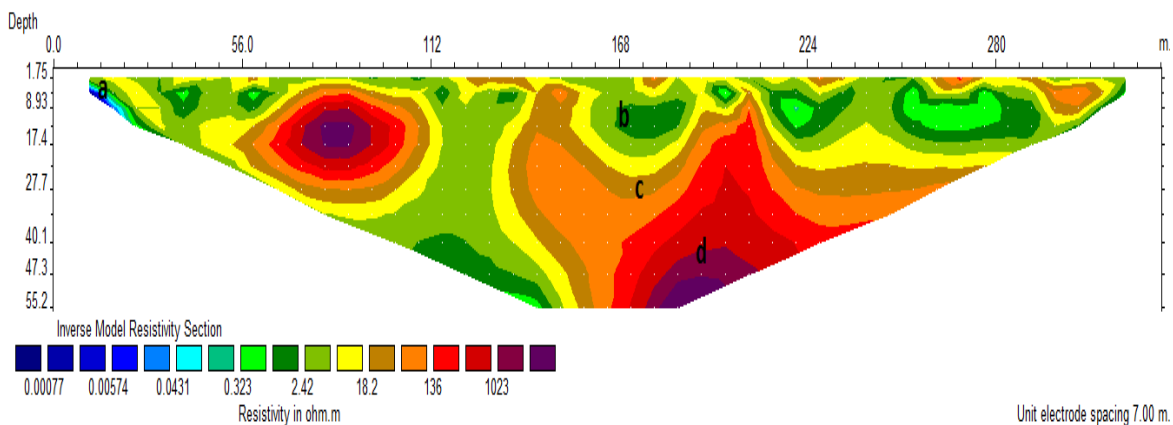


- b. Pada lapisan yang bercitra biru tua sampai dengan biru muda di sudut kanan (di kedalaman 8 s/d 17, 40 m di bawah permukaan) diinterpretasikan sebagai lapisan batu pasir dimana terdapat konsentrasi air (di lokasi ini terdapat lokasi air tadah hujan).
- c. Pada lapisan yang bercitra coklat sampai dengan merah diinterpretasi sebagai lapisan batu lempung .
- d. Pada lapisan yang bercitra merah tua diinterpretasikan sebagai lapisan batu lempung keras.

**Lintasan III** (Koordinat:  $06^{\circ} 27' 40,51''$  LS ;  $107^{\circ} 24' 36,26''$  BT di Barat Daya s/d  $06^{\circ} 27' 49,05''$  LS ;  $107^{\circ} 24' 42,18''$  BT di Timur Laut)

Lintasan III terdiri dari 48 elektroda dengan bentangan 329 m, arah Barat Daya – Timur Laut. Terlihat bahwa pada daerah penyelidikan terdiri dari beberapa lapisan batuan dengan rentang nilai

resistivitas batuan dari 0,00574 – 1023 Ohm m dan jangkauan kedalaman penyelidikan geolistrik mencapai 55,2 m dari permukaan.



Gambar 8. Hasil pengolahan data dengan perangkat lunak RES2DINV pada lintasan 3 Karawang

Pada lintasan III di desa Karanganyar, Kecamatan Klari, Karawang dapat ditafsirkan sebagai berikut:

- a. Pada lapisan yang bercitra biru tua sampai dengan biru muda ( di kedalaman 5 s/d 17 m di bawah permukaan) diinterpretasikan sebagai lapisan batu pasir dimana terdapat konsentrasi air lokasi ini adalah kelanjutan dari lintasan 2.
- b. Pada lapisan yang bercitra hijau sampai dengan kuning diinterpretasi sebagai lapisan lempung pasir.
- c. Pada lapisan yang bercitra coklat sampai dengan merah tersusun dari lapisan batuan lempung.
- d. Pada lapisan yang bercitra merah tua diinterpretasikan sebagai lapisan lempung keras.

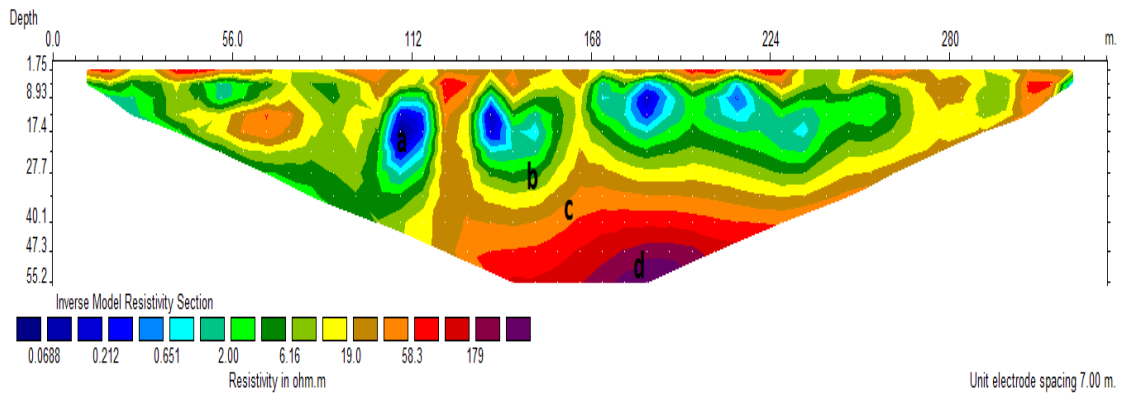
#### **D. Pengukuran Survey Geolistrik Desa Keboncau, Kecamatan Ujungjaya, Kabupaten Sumedang, Jawa Barat**

Hasil pengolahan data dengan perangkat lunak RES2DINV dapat dilihat pada Gambar 9 dan 10 di bawah ini.

**Lintasan I** (Koordinat:  $06^{\circ} 44' 37,13''$  LS;  $108^{\circ} 6' 54,29''$  BT di Barat Laut s/d  $06^{\circ} 44' 43,26''$  LS;  $108^{\circ} 7' 10,52''$  BT di Tenggara.

Lintasan I terdiri dari 48 elektroda dengan bentangan 329 m, arah Barat Laut-Tenggara. Terlihat bahwa pada daerah penyelidikan terdiri dari beberapa lapisan batuan dengan rentang nilai

resistivitas batuan dari 0,0688 – 179 Ohm m dan jangkauan kedalaman penyelidikan geolistrik mencapai 55,2 m dari permukaan.



Gambar 9. Hasil pengolahan data dengan perangkat lunak RES2DINV pada lintasan 1 Sumedang

Pada lintasan I di desa Keboncau, Kecamatan Ujungjaya, Sumedang ini,

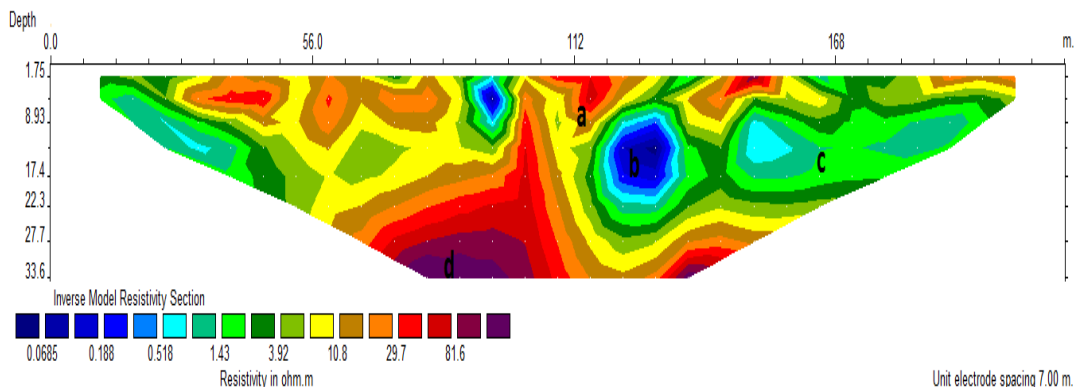
- a. Pada lapisan yang bercitra biru tua sampai dengan biru muda diinterpretasikan sebagai lapisan batu pasir dimana terdapat terdapat cebakan air di beberapa lokasi.
- b. Pada lapisan yang bercitra hijau sampai dengan kuning diinterpretasi sebagai lapisan lempung pasiran.

- c. Pada lapisan yang bercitra coklat sampai dengan merah tersusun dari lapisan batuan lempung.
- d. Pada lapisan yang bercitra merah tua diinterpretasikan sebagai lapisan lempung keras.

**Lintasan II** (Koordinat:  $06^{\circ} 44' 38,76''$  LS;  $108^{\circ} 7' 10,02''$  BT di Timur Laut s/d  $06^{\circ} 44' 42,24''$  LS ;  $108^{\circ} 6' 55,00''$  BT di Barat Daya.

Lintasan II terdiri dari 32 elektroda dengan bentangan 217 m, arah Timur Laut – Barat Daya. Terlihat bahwa pada daerah penyelidikan terdiri dari beberapa lapisan batuan dengan rentang nilai

resistivitas batuan dari 0,0685 – 81,6 Ohm m dan jangkauan kedalaman penyelidikan geolistrik mencapai 33,6 m dari permukaan.



Gambar 10. Hasil pengolahan data dengan perangkat lunak RES2DINV pada lintasan 2 Sumedang

Pada lintasan II di desa Keboncau, Kecamatan Ujungjaya, Sumedang ini, dapat ditafsirkan sebagai berikut:

- a. Pada lapisan yang bercitra coklat sampai dengan merah tersusun dari lapisan batuan lempung.
- b. Pada lapisan yang bercitra biru tua sampai dengan biru muda ( di kedalaman s/d 22 m di bawah permukaan) diinterpretasikan sebagai lapisan pasir dimana terdapat konsentrasi air.
- c. Pada lapisan yang bercitra hijau muda sampai dengan kuning diinterpretasi sebagai lapisan lempung pasir.
- d. Pada lapisan yang bercitra merah tua diinterpretasikan sebagai lapisan lempung keras.

## KESIMPULAN

Dari hasil pengolahan data dan pembahasan penelitian di atas terlihat bahwa perlapisan/stratigrafi bumi di bawah permukaan di daerah kabupaten Karawang dan Sumedang didominasi oleh batuan lempung dan sedikit area cekungan air di kedalaman tertentu. Sampai kedalaman 52 m masih belum diperoleh adanya lapisan akuifer. Untuk tujuan disposal limbah radioaktif, di daerah yang diteliti dimungkinkan untuk direkomendasikan sebagai tapak terpilih untuk dibangunnya disposal tersebut.

## UCAPAN TERIMA KASIH

Ucapan terimakasih kami sampaikan kepada Bpk. Budi Setiawan, Bpk. Arimuladi, Bpk. Ari Pudyo, Bpk. Teddy Sumantry, dan Sdr. Hendra Adhi Pratama yang telah terlibat dalam pengambilan data geolistrik serta Bpk. Marwoto yang telah terlibat dalam mempersiapkan alat untuk survey geolistrik sehingga kegiatan survey tersebut dapat berjalan dengan lancar.

## DAFTAR PUSTAKA

- [1]. IAEA, *Near Surface Disposal of Radioactive Wastes, Safety Series No. 111-S.3*, IAEA, Vienna, 1994.
- [2]. SUCIPTA, *Pemilihan Tapak Potensial untuk Penyimpanan Lestari Limbah Radioaktif di Pulau Jawa*, Prosiding Seminar Teknologi Pengelolaan Limbah VIII, PTLR BATAN, Serpong, 2011.
- [3]. IAEA, *Siting of Near Surface Disposal Facilities, Safety Series No. 111 G-3.1*, IAEA, Vienna, 1994.
- [4]. AZHAR dan HANDAYANI, G., 2004, Penerapan Metode Geolistrik Konfigurasi Schlumberger untuk Penentuan Tahanan Jenis Batubara, *Jurnal Natur Indonesia* 6(2): 122 – 126(2004).
- [5]. REYNOLDS, J.M., *An Introduction to Applied and Enviromental Geophysics*, John Willey and Sons, New York, 1997.
- [6]. SOEGENG WALUYO, SUCIPTA, dan BUDI SETIAWAN, *Karakterisasi Geologi Tapak Terpilih Untuk Disposal Limbah Radioaktif di Pulau Jawa*, Hasil Penelitian dan Kegiatan PTLR, Tahun 2012.
- [7]. ACHDAN dan SUDANA, *Peta Geologi Lembar Karawang, P3G ESDM*, Bandung, 1992
- [8]. DJURI, *Peta Geologi Lembar Arjawinangun, P3G ESDM*, Bandung, 1995

## **PENGAJIAN KOMPONEN DESAIN PENUTUPAN FASILITAS DEMONSTRATION PLANT OF DISPOSAL DI KAWASAN NUKLIR SERPONG**

**Hendra Adhi Pratama**

Pusat Teknologi Limbah Radioaktif – BATAN  
Kawasan PUSPIPTEK, Serpong 15310

### **ABSTRAK**

PENGAJIAN KOMPONEN DESAIN PENUTUPAN FASILITAS DEMONSTRATION PLANT OF DISPOSAL DI KAWASAN NUKLIR SERPONG. Pengkajian Komponen Desain Penutupan Fasilitas Demonstration Plant of Disposal (disposal demo) di Kawasan Nuklir Serpong (KNS) dilakukan untuk mendukung penyusunan desain konsep fasilitas demonstration plant of disposal limbah radioaktif di Kawasan Nuklir Serpong. Metode yang dilakukan adalah pengumpulan data sekunder dan analisis komponen penting berdasarkan data desain konsep Fasilitas Disposal Demo Limbah Radioaktif - Pusat Teknologi Limbah Radioaktif (PTLR). Tujuan penelitian ini untuk memperoleh seperangkat data desain untuk komponen penutupan near surface disposal dalam rangka mendukung penyiapan Fasilitas Disposal Demo di KNS Serpong. Penutupan Fasilitas Disposal Demo dilakukan setelah seluruh kompartemen disposal terisi penuh dan diberi backfill material. Proses penutupan fasilitas disposal dilakukan dengan menempatkan beberapa lapisan cover pada disposal dan pembangunan fasilitas monitoring dan perawatan untuk menjamin keselamatan dan kehandalan disposal. Pengawasan pasca penutupan (post closure monitoring) dilakukan secara berkala dan dapat menjadi alasan yang cukup jika sewaktu-waktu diperlukan tindakan korektif. Persyaratan yang harus dipenuhi oleh sistem penutupan fasilitas disposal yaitu tidak mudah tembus air (impermeability); limbah, cover dan struktur bangunan penghalang didesain untuk menjadi kesatuan bangunan yang kokoh, solid dan tahan cuaca ekstrim, longsor maupun kejadian alam seperti gempa (integrity and resistance to degradation), dan desain fasilitas disposal harus memiliki fitur untuk memudahkan perawatan dan tindakan perbaikan (repairability). Komponen penting sistem penutupan yaitu multi-layer cover, sistem drainase, fasilitas monitoring dan perawatan disposal.

**Kata kunci :** Disposal Demo, penutupan, cover, monitoring.

### **ABSTRACT**

*STUDY OF CLOSURE DESIGN COMPONENT OF DISPOSAL DEMONSTRATION PLANT IN SERPONG NUCLEAR AREA. This study has been conducted to support development of disposal demonstration plant (demoplant) design project in nuclear Serpong area. The method of works is collecting secondary data and analysis key component based on demoplant design data. The objective of this activity is to obtain design data for closure of near surface disposal in line with preparation of demoplant in nuclear Serpong area. Closure of demoplant is begin when all compartments are filled by radioactive waste and backfill materials. The process of closure is done by covering disposal with some layer and setting of monitoring facility and maintenance to ensure the safety and performance of disposal. Post closure monitoring have to be carried out periodically and can be reason enough if corrective action are needed. Requirements of disposal facility closure system are impermeability, integrity and resistance to degradation, and repairability. The key component of closure system are multi-layer cover, drainage system, monitoring and maintenance facility.*

**Keywords:** demonstration plant of disposal, demoplant, closure, cover, monitoring.

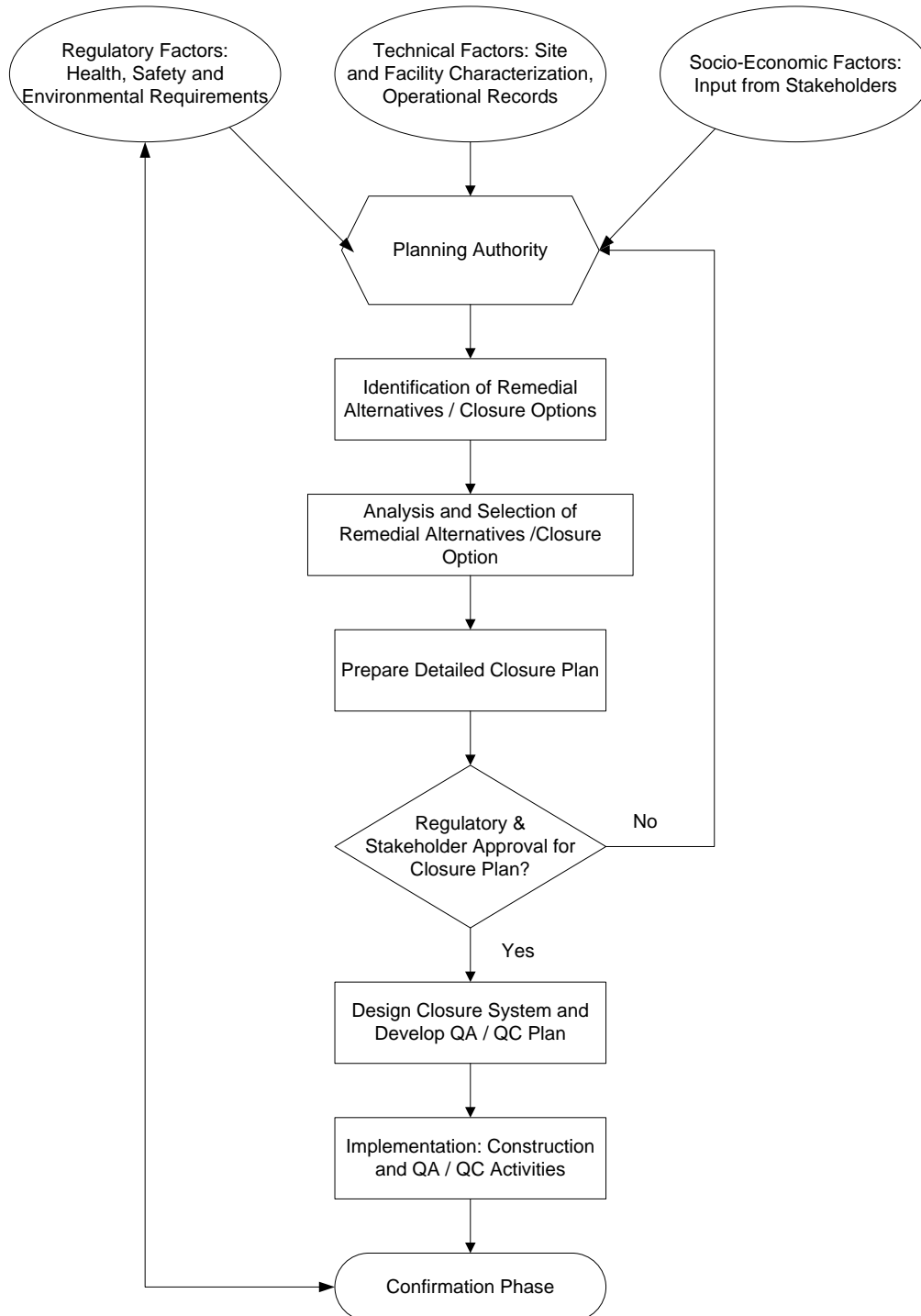
### **PENDAHULUAN**

Ada tiga tahap dalam pembangunan, operasional dan penutupan fasilitas yaitu tahap pra-operasional, tahap operasional dan tahap pasca operasional. Proses penutupan pada fasilitas disposal merupakan bagian akhir dari kegiatan pada tahap operasional fasilitas disposal. Kegiatan pada akhir tahap operasional

lainnya yaitu kegiatan dekontaminasi, penyimpanan limbah hasil dekontaminasi dalam disposal, menghilangkan atau menutup sistem struktur, melepas peralatan yang sudah tidak digunakan, pemutakhiran arsip disposal, dan penerapan/melanjutkan proses monitoring yang diperlukan<sup>[1]</sup>.

Proses ini sudah masuk dalam perencanaan (desain dasar) ketika suatu fasilitas disposal sudah terisi penuh oleh paket limbah atau sudah tidak beroperasi lagi. Namun begitu, penutupan dini (*premature closure*) dapat saja terjadi dikarenakan kecelakaan (seperti gempa, banjir atau kebakaran) atau disebabkan perubahan sikap publik, status demografi atau perijinan. Dalam

hal kejadian tersebut, tindakan korektif mungkin perlu dilakukan. Proses penutupan dapat dilakukan jika badan regulator memberi ijin setelah *mereview* dokumen perijinan fasilitas disposal dan atau dokumen yang terkait. Secara umum proses yang berlangsung untuk melakukan penutupan *near surface disposal* limbah radioaktif digambarkan pada Gambar 1<sup>[2]</sup>.



Gambar 1. Diagram proses penutupan untuk fasilitas *near surface disposal*<sup>[2]</sup>



Pada diagram tersebut, kegiatan analisis alternatif *remedial* diperlukan jika fasilitas disposal tidak didesain atau dioperasikan sesuai standar keselamatan yang berlaku. Secara umum fungsi *cover* pada disposal adalah untuk membatasi air hujan yang masuk dan mengalirkannya keluar disposal, mengontrol lepasan gas yang keluar dari dalam sistem disposal dan bertindak sebagai penghalang (*intrusion barrier*). Untuk dapat berfungsi optimal, pemilihan material *cover* harus memperhatikan parameter kunci seperti permeabilitas, kapasitas atau daya tampung air, elastisitas, dan umur efektif (*time to failure*)<sup>[3]</sup>.

Proses penutupan fasilitas disposal dilakukan dengan menempatkan beberapa lapisan *cover* pada disposal dan pembangunan fasilitas *monitoring* dan perawatan untuk menjamin keselamatan dan kehandalan disposal. Persyaratan yang harus dipenuhi oleh sistem penutupan fasilitas disposal yaitu tidak mudah tembus air (*impermeability*); limbah, *cover* dan struktur bangunan penghalang didesain untuk menjadi kesatuan bangunan yang kokoh, *solid* dan tahan cuaca ekstrim, longsor maupun kejadian alam seperti gempa (*integrity and resistance to degradation*), dan disain fasilitas disposal harus memiliki fitur untuk memudahkan perawatan dan tindakan perbaikan (*repairability*)<sup>[2]</sup>.

Sejalan dengan prinsip keselamatan dalam panduan keselamatan IAEA maka komponen desain penutupan fasilitas disposal harus dapat memenuhi persyaratan berikut<sup>[4]</sup>:

1. Isolasi limbah
2. Kontrol lepasan
3. Reduksi pengaruh yang dihasilkan oleh lepasan
4. Hindari atau minimasi perawatan fasilitas

Hal ini untuk menjamin keselamatan fasilitas Disposal Demo dalam jangka panjang baik selama masa operasi maupun masa *monitoring* setelah pasca penutupan.

## METODE

Metode yang diterapkan adalah metode deskripsi dengan cara penelusuran pustaka,

mengumpulkan informasi tentang berbagai tipe *near surface disposal* (NSD) dari negara lain dengan tujuan mendapatkan data untuk mendukung pembangunan Fasilitas Disposal Demo di IPLR Kawasan Nuklir Serpong. Analisis komponen penting berdasarkan data desain konsep Fasilitas Disposal Demo Limbah Radioaktif PTLR.

## HASIL DAN PEMBAHASAN

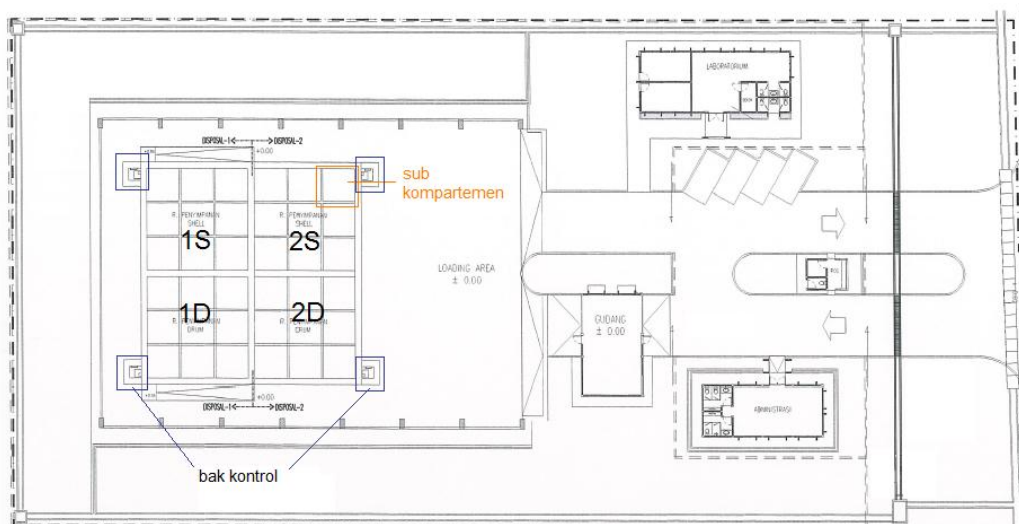
Pada fasilitas disposal demo, karena merupakan tipe *near surface disposal* proses penutupan merupakan pemasangan *final cover* untuk kedua pasang kompartemen kembar 1S, 2S, 1D dan 2D. Untuk proses penutupan fasilitas disposal demo dilakukan setelah pengembangan pembangunan kompartemen kembar tahap II selesai dan terisi penuh oleh paket limbah. Dengan asumsi waktu operasi kompartemen kembar tahap I selesai selama 25 tahun, maka proses penutupan baru dimulai dalam jangka waktu yang sama. Selama periode ini tetap dilakukan pengawasan. Pemasangan *multi-layer cover* mulai dari lapisan paling bawah yaitu lapisan *drainase* sekunder dan geomembran (geotekstil). Bagian tengah merupakan *layer* proteksi yang memiliki impermeabilitas rendah seperti lempung atau bentonit. Lapisan paling atas *cover* berupa vegetasi dengan lapisan tanah, lapisan batuan kerikil atau batuan dan lapisan drainase primer *cover* yaitu pasir. Untuk dapat mengalirkan air hujan dalam lapisan drainase *cover* (baik primer maupun sekunder), pemasangan dibuat dengan sudut kemiringan (*slope*) 2-3 %. Sistem drainase *cover* ini terintegrasi dengan sistem drainase luar fasilitas disposal demo<sup>[5]</sup>.

Pada fasilitas Disposal Demo, proses perijinan untuk penutupan fasilitas Disposal hanya dilakukan setelah semua kompartemen terisi penuh oleh paket limbah dan *backfill material*. Penutupan *slab* beton untuk tiap modul sub kompartemen tidak diperlukan ijin karena merupakan bagian dari operasional Fasilitas Disposal Demo. Proses perijinan ini merupakan langkah pertama dari tahap penutupan fasilitas disposal. Proses perijinan harus sejalan dengan peraturan yang berlaku yang ditetapkan oleh Badan Pengawas yaitu BAPETEN. Saat ini peraturan perijinan untuk fasilitas disposal demo

mengacu pada Perka BAPETEN No. 3 Tahun 2006 tentang Perizinan Instalasi Nuklir Non Reaktor seperti pada instalasi pengolahan limbah radioaktif (IPLR).

Pengawasan pasca penutupan (*post closure monitoring*) juga dilakukan secara berkala dan dapat menjadi alasan yang cukup jika sewaktu-waktu diperlukan tindakan korektif. Pengawasan secara berkala (*institutional control*) diperlukan selama periode tertentu pasca-penutupan fasilitas disposal untuk [2].

1. menghindari terjadinya intrusi pada fasilitas disposal
2. menghindari lepasan atau bagian dari limbah radioaktif
3. menjamin performa keselamatan
4. melakukan tindakan korektif jika diperlukan



Gambar 2. Layout Vertikal Fasilitas Disposal Demo Limbah Radioaktif [6]

Salah satu tahap penting pada pembangunan fasilitas disposal adalah tahap pasca-penutupan (*post closure phase*). Tahap ini merupakan tahap akhir setelah fasilitas disposal terisi penuh oleh paket limbah, diberi *backfill material* dan ditutup oleh *cover*. Kegiatan pada tahap pasca penutupan yaitu kegiatan pemantauan (*monitoring*) secara aktif atau pasif fasilitas disposal selama periode tertentu sehingga perlu dibuatkan jalur akses masuk untuk *monitoring* disposal. Kegiatan pemantauan ini dilakukan secara berkala dan menjadi program rutin nantinya yang meliputi

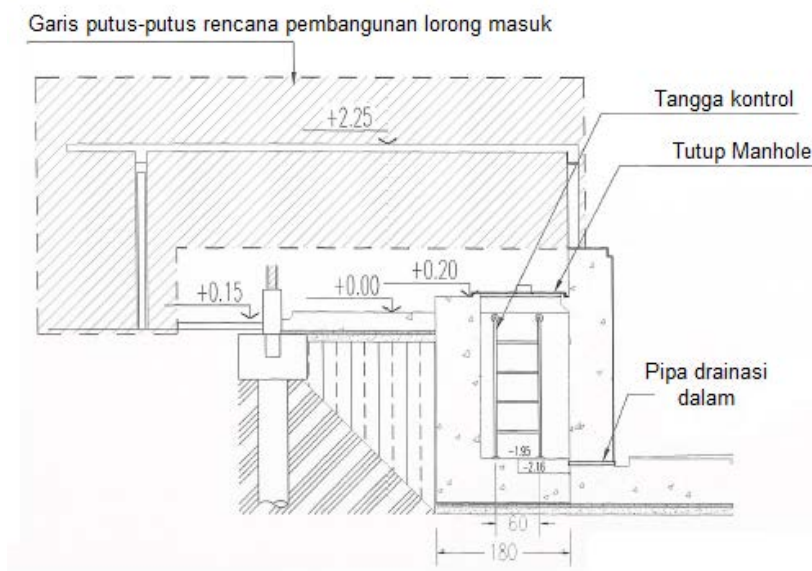
Pada fasilitas Disposal Demo, akses untuk *post closure monitoring* dibuat dalam bentuk bak kontrol sebanyak empat buah dan berada di sudut kompartemen sebagaimana dapat dilihat pada Gambar 2 [6]. Bak kontrol ini merupakan tempat penampungan air yang masuk pada fasilitas disposal sebagaimana ditunjukkan pada Gambar 3 [6]. Air yang keluar pada bak penampung (sumpit) dalam masing-masing bak kontrol akan dianalisa kualitas dan kandungannya apakah mengandung lepasan radionuklida atau tidak. Hal ini akan menjadi dasar untuk dilakukannya tindakan korektif jika terjadi lepasan radionuklida. Selain bak kontrol, fasilitas untuk *institutional control* juga berupa empat sumur pantau yang terletak di tiap sisi disposal.

pemantauan bak kontrol, pemantauan sumur pantau, dan pemantauan hidrologi di sekitar lokasi disposal. Untuk pemantauan pada bak kontrol setelah proses penutupan dibuatkan jalur akses berupa lorong. Jalur akses untuk fasilitas Disposal Demo ini direncanakan dibuat pada setiap bak kontrol. Rencana jalur akses ini dapat dilihat pada Gambar 3.

Untuk keperluan tindakan korektif dan pemeliharaan, pada fasilitas disposal demo disediakan ruang perawatan pada gedung laboratorium yang masuk dalam zona terbatas.

Dalam gedung tersebut juga terdapat ruang utilitas dan juga ruang dekontaminasi personel. Untuk keperluan pengecekan kualitas material

cover seperti pemeriksaan kebocoran geomembran atau perbaikan cover dilakukan pada *loading area*.



Gambar 3. Penampang Tegak Bak Kontrol Fasilitas Disposal Demo Limbah Radioaktif<sup>[6]</sup>

## KESIMPULAN

Komponen desain penutupan untuk fasilitas Disposal Demo yaitu *multi-layer cover*, sistem drainase *cover*, fasilitas monitoring dan perawatan disposal. *Multi-layer cover* adalah *final cover* yang akan menutupi seluruh kompartemen disposal yaitu kompartemen 1S, 2S, 1D, dan 2D. Sistem drainase *cover* pada fasilitas Disposal Demo terintegrasi dengan sistem drainase luar. Fasilitas monitoring berupa empat bak kontrol dan empat sumur pantau. Fasilitas perawatan disediakan pada ruang perawatan dalam gedung laboratorium.

## DAFTAR PUSTAKA

- [1]. IAEA SSR-5. Disposal of Radioactive Waste. (2011)
- [2]. IAEA Tecdoc 1260. Procedures and Techniques for Closure of Near Surface Disposal Facilities for Radioactive Waste. (2001).
- [3]. IAEA Tecdoc 1255. Performance of Engineered Barrier Materials in Near Surface Disposal Facilities for Radioactive Waste. (2001).
- [4]. IAEA Tecdoc 1256. Technical Consideration in the Design of Near Surface Disposal Facilities for Radioactive Waste. (2001).
- [5]. Hendra Adhi Pratama, Pengkajian Unjuk Kerja Komponen Near Surface Disposal : Cover Untuk Demoplant Disposal. Prosiding Hasil Penelitian dan Kegiatan PTLR Tahun 2011.
- [6]. PT. BAHANA NUSANTARA. Laporan Akhir Perencanaan Pembangunan Fasilitas Disposal Demo Limbah Radioaktif. (2013)

## **PENYIAPAN DISAIN KONSEP FASILITAS DEMO DISPOSAL LIMBAH RADIOAKTIF DI KAWASAN NUKLIR SERPONG : VAULT, PEMILIHAN BAHAN PENGISI, OPERASI DAN COVER**

**Heru Sriwahyuni, Budi Setiawan, Dewi Susilowati, Hendra Adhi Pratama**

Pusat Teknologi Limbah Radioaktif – BATAN

Kawasan PUSPIPTEK, Serpong 15310

### **ABSTRAK**

**PENYIAPAN DISAIN KONSEP FASILITAS DEMO DISPOSAL LIMBAH RADIOAKTIF DI KAWASAN NUKLIR SERPONG.** Telah dilakukan pengkajian dan penelitian tentang konsep fasilitas demo disposal limbah radioaktif di Kawasan Nuklir Serpong (KNS). Ruang lingkup penyediaan disain konsep pada tahun ini meliputi konsep *vault*, konsep bahan pengisi, konsep operasi dan konsep *cover* (penutup). Fasilitas demo disposal dirancang berdasarkan konsep *Vault*. Bangunan *vault* dibagi menjadi dua, sisi kiri sebagai disposal limbah dalam wadah shell beton 950 L sebanyak 72 buah, dengan susunan = lajur 6, baris 6 dan tumpukan 2, *vault* sisi kanan untuk disposal limbah dalam wadah drum 200 L sebanyak 675 buah dengan susunan lajur 15, baris 15 dan tumpukan 3. Sebagai bahan pengisi antara paket limbah digunakan campuran bentonit dan pasir kuarsa. Hasil penelitian menunjukkan bahwa kesetimbangan sorpsi radiocesium oleh pasir kuarsa terjadi sangat cepat dan minimal sehingga adanya pengaruh garam latar dan meningkatnya konsentrasi CsCl di larutan relatif kecil terhadap sorpsi radiocesium oleh pasir kuarsa. Hal ini disebabkan karena minimalnya kapasitas serap dari pasir kuarsa yang terbentuk dari kristal SiO<sub>2</sub> stabil. Komponen desain pada tahap pengoperasian fasilitas demoplant dibagi dalam empat kategori, yaitu 1) Transportasi, 2) Manajemen dan Penanganan Limbah, 3) Administrasi, Kesehatan dan Keselamatan, dan 4) Perawatan dan Layanan Tambahan. Konsep disain *Cover* dari fasilitas *demo plat disposal* mengacu dari beberapa negara maju, dimana *Cover* akan dibuat setinggi 1,2 m yang terdiri dari enam lapisan, yaitu 1) Beton bertulang kedap air, 2) Lapisan drainase sekunder berupa kerikil, 3) Lapisan material tak tembus air yang ditempatkan di atas kerikil, lapisan ini berfungsi untuk mencegah masuknya air ke dalam fasilitas disposal, 4) Lapisan drainase primer berupa pasir halus dan dilasi lapisan semi impermeable untuk melindungi membran dari akar tanaman dan binatang pengerat, 5) Lapisan lempung terkompaksi, yang berfungsi sebagai lapisan impermeable dan dirancang untuk menghambat aliran air masuk ke dalam disposal, 6) Lapisan paling atas adalah lapisan tanah tempat untuk vegetasi yang berfungsi untuk mencegah erosi dan meminimasi infiltrasi air hujan.

**Kata kunci :** *disposal demo*, backfill material, konsep disain, *cover*

### **ABSTRACT**

**PREPARATION OF DESIGN CONCEPT FOR DEMO DISPOSAL RADIOACTIVE WASTE FACILITY AT NUCLEAR SERPONG AREA.** Has done studies and research on the concept of radioactive waste disposal facility demo in the Serpong Nuclear Area. The scope of the preparation of the design concept of this year covering concept *vault*, the concept of backfill materials, concept of operations and concepts of *cover*. The disposal demo facility is built on the concept of *vault*, the *vault* will be divided into two sides; the left side will be used for waste disposal of 72 packages of 950 liters shells, as follows : 6 rows, 6 lines, and 2 stacks; the right side will be used for waste disposal of 675 packages of 200 liters drums as follows : 15 rows, 15 lines, and 3 stacks. As backfill material used the quartz sandy was taken from Bangkat. The result showed that sorption equilibrium by quartz sand was fast and minimum, and the effects of background salt and increased in CsCl concentration in solution given relatively small effect to radiocesium sorption into quartz sand samples due to its sorption capacity of quartz sand in stable SiO<sub>2</sub> crystal form was minimum. The important component design in the operational stage is divided in four categories that are 1) transportation, 2) waste handling and management, 3) administration, health and safety, and 4) maintenance and auxiliary services. *Cover* design concept of the disposal demo facility take reference from some developed countries, where the *cover* will be made as high as 1.2 m, which consists of six layers, namely 1) water-resistant reinforced concrete, 2) secondary form of gravel drainage layer, 3) water-tight layers of material placed over the gravel layer serves to prevent the entry of water into the disposal facility, 4) primary drainage layer in the form of fine sand and covered with a layer of membrane semi-impermeable to protect from the plant roots and rodents, 5) The compacted clay, which serves as an impermeable layer and is designed to inhibit the flow of water into the disposal, 6) the top layer is a soil to vegetation that serves to prevent erosion and minimize infiltration of rainwater.

**Keywords:** *demo disposal*, backfill material, design concept, *cover*

## PENDAHULUAN

Pada tahun 2010-2011 Bidang Teknologi Penyimpanan Lestari (BTPL), khususnya kelompok disain penyimpanan lestari memfokuskan pada kegiatan pembuatan disain konsep *disposal demo* penyimpanan limbah radioaktif di Kawasan Nuklir Serpong (KNS). Sebagai tindak lanjut dari pelaksanaan kegiatan tersebut, maka pada tahun 2012 dilakukan penyiapan konsep disain komponen dimensi, komponen bahan isian, disain operasi dan *cover*, untuk rencana pembangunan fasilitas *disposal demo*. Fasilitas *disposal demo* tersebut, akan digunakan sebagai fasilitas untuk eksperimen demo dan penyimpanan limbah radioaktif yang sesungguhnya dengan batasan tertentu.

Penyiapan disposal limbah radioaktif di KNS dilatarbelakangi oleh kebutuhan akan tersedianya disposal untuk limbah radioaktif dari kegiatan aplikasi iptek nuklir di bidang industri, kesehatan dan riset, serta bidang energi yang masih dalam tahap perencanaan. Tujuan disposal limbah radioaktif ialah untuk mengisolasi limbah sehingga tidak ada akibat paparan radiasi terhadap manusia dan lingkungan. Tingkat pengisolasian yang diperlukan dapat diperoleh dengan mengimplementasikan berbagai metode penyimpanan, di antaranya dengan model *near surface disposal (NSD)* dan *deep geological disposal (DGD)* sebagai pilihan yang umum dan digunakan di beberapa negara [1]. Kesesuaian tapak terutama tergantung pada kapasitasnya untuk mengungkung limbah radioaktif dalam periode waktu yang dibutuhkan, dan untuk membatasi laju pelepasan radionuklida, dan kemampuannya untuk membatasi potensi penyebaran dampak dari sistem disposal terhadap manusia dan lingkungan.

Pusat Teknologi Limbah Radioaktif (PTLR) sejak beroperasi tahun 1988 telah menghasilkan paket limbah terimmobilisasi sebanyak 840 buah dalam wadah drum 200 L dan 102 buah dalam wadah shell beton 950 L [2], yang tersimpan di dalam interm storage (IS) 1 dan 2. Rencana pembangunan *Near Surface Disposal (NSD)* akan diwujudkan pada tahun 2014 dengan skala *demo-plant*. Pembangunan fasilitas NSD ini selain sebagai fasilitas uji coba, juga dapat digunakan sebagai unjuk kerja sebuah disposal. Fasilitas NSD ini juga dapat digunakan sebagai unjuk kemampuan PTLR untuk mempersiapkan fasilitas disposal yang sesungguhnya. Di dalam konsep disain NSD ini dibatasi hanya untuk limbah aktivitas rendah dan sedang dengan umur paroh radionuklida tidak melebihi 5 tahun dan tidak mengandung limbah alpha yang berumur paroh panjang.

Bahan isian (*backfill*) merupakan salah satu dari sistem penghalang berlapis (*multibarriers system*) dalam fasilitas disposal. Bahan isian ini akan mengisi ruang antara wadah limbah dan berfungsi sebagai *mechanical support* terhadap tumpukan paket limbah. Bahan isian yang akan digunakan adalah pasir kuarsa yang karena sifat mekaniknya yang baik dan mempunyai konduktivitas panas yang tinggi [3]. Efek dari sistem penghalang berlapis ini diharapkan mampu menjamin tidak adanya radionuklida yang terlepas ke lingkungan [4]. Pasir kuarsa adalah bahan galian berupa kristal-kristal silika ( $\text{SiO}_2$ ) juga dikenal dengan nama pasir putih. Pasir kuarsa mempunyai komposisi gabungan dari  $\text{SiO}_2$ ,  $\text{Fe}_2\text{O}_3$ ,  $\text{Al}_2\text{O}_3$ ,  $\text{TiO}_3$ ,  $\text{CaO}$ ,  $\text{MgO}$  dan  $\text{K}_2\text{O}$ , berwarna putih bening atau warna lain tergantung pada senyawa pengotornya. Pasir kuarsa mempunyai nilai kekerasan 7 (Skala Mohs), berat jenis 2,65, bentuk kristal hexagonal, dan panas spesifik 0,185 [5].

Komponen desain operasi yang dikaji pada tahun ini yaitu transportasi limbah ke dalam fasilitas disposal demo, kontrol limbah sesuai *waste acceptance criteria (wac)*, *record* data limbah (manajemen informasi limbah), penempatan limbah (*handling*) sesuai tata letak yang ditentukan dan penutupan (*covering*) fasilitas disposal demo. Limbah yang akan dimasukkan ke dalam fasilitas disposal demo adalah paket-paket limbah padat yang diimmobilisasi dalam drum 200 L dan paket-paket limbah resin bekas dan konsentrat yang diimmobilisasi dalam *shell* beton 950 L.

Keselamatan fasilitas disposal sangat ditentukan oleh kehandalan unjuk kerja dari masing-masing komponen pendukungnya. Sehingga pemilihan material komponen dari *cover*, *backfill* dan *barrier* harus disesuaikan dengan tipe, sifat limbah radioaktif dan karakteristik tapak. Material *cover* yang umum digunakan adalah lempung, aspal, tanah/pasir, batuan kerikil/kerakal, material tak tembus air dan tanaman. *Cover* merupakan salah satu bagian penting sebagai sistem penghalang fasilitas disposal dan merupakan penghalang yang pertama dalam mengisolasi limbah. Fungsi umum dari *cover* yaitu membatasi infiltrasi air hujan, mengontrol pelepasan gas, sebagai barrier atau penghalang baik dari intrusi manusia, tanaman dan hewan, juga sebagai penghalang erosi. Prinsip dari penggunaan *cover* ini adalah menahan dan mengalirkan air hujan agar tidak terjadi kontak dengan limbah radioaktif yang disimpan dalam disposal.



Ada tiga kriteria utama untuk desain *cover* pada fasilitas disposal yang diharuskan dipenuhi [6], yaitu impermeabilitas, reabilitas dan proteksi. Yang dimaksud dengan impermeabilitas adalah jumlah air hujan yang menembus ke dalam *cover* dan mencapai kedalaman paket limbah didalam disposal haruslah berada di titik minimal untuk menghindari terjadinya pelindihan dan migrasi radionuklida. Kriteria reabilitas dimaksudkan bahwa daya impermeabilitas *cover* harus tetap terjaga hingga masa pengawasan aktif (*institutional control*) berakhir. Material yang akan digunakan harus dipilih dengan selektif untuk menjamin kemampuannya dalam jangka panjang. Sebagai fungsi dari kriteria proteksi, *cover* harus tahan terhadap gaya eksternal seperti erosi, proses kimia air dan organisme hidup. Untuk itu *cover* harus dibuat cukup tebal dan terbuat dari material yang tahan dari gaya eksternal tersebut. Sedangkan dalam dokumen standar teknis IAEA [7], ada lima kriteria yang harus dipenuhi oleh *cover* yaitu *impermeability*, *integrity*, *elasticity*, *protection* dan *repairability*. Kriteria *integrity* dan *elasticity* sebenarnya merupakan penjabaran dari kriteria reabilitas yang dimaksud oleh Philippe Convert [6]. Syarat kriteria *integrity* yaitu daya impermeabilitas *cover* harus tetap terjaga pada segala kondisi lingkungan termasuk oksidasi, terkena garam mineral dan asam organik yang terkandung dalam air yang masuk, dan juga gangguan mikro-organisme dan beban mekanik. Kriteria *elasticity* yang dimaksud adalah daya impermeabilitas *cover* tetap tidak berubah akibat perubahan topografi yang mungkin timbul karena terjadi *subsidence* (ambles) dan *settling* (pergeseran) kemasan limbah. Dan kriteria *repairability* yang harus dipenuhi *cover* adalah kemampuan untuk dapat diperbaiki performa impermeabilitasnya dan juga didesain untuk meminimalkan perawatan.

Dengan mempertimbangkan kondisi tapak, dimana kekuatan batuan yang relatif rendah, curah hujan yang tinggi, permukaan air

tanah yang relatif dangkal ( 8,3 m), adanya pergerakan tanah (longsor) pada sebelah barat tapak dan jarak yang relatif dekat dengan sungai ( 160 m), maka fasilitas *demo plant disposal* yang akan dibangun mengacu pada konsep disain *vault*.

## METODE

Penyusunan makalah ini menggunakan metode deskripsi yang mempunyai lingkup kegiatan berupa pengumpulan data dan informasi sekunder, pengolahan dan analisis data, serta evaluasi hasil. Pengumpulan data dan informasi sekunder dari beberapa pustaka dilakukan guna mendapatkan konsep disain *cover*, dan komponen disain operasi fasilitas *Demonstration Plant of Disposal* di Kawasan Nuklir Serpong. Komponen dimensi fasilitas disposal demo disiapkan berdasarkan pertimbangan data limbah (jumlah dan tipe wadah), dan kapasitas/daya dukung tapak yang tersedia. Sedang penelitian tentang komponen bahan isian dilakukan secara catu, dengan beberapa parameter yang divariasasi seperti: waktu kontak, pengaruh garam latar NaCl dan pengaruh konsentrasi CsCl di larutan.

## HASIL DAN PEMBAHASAN

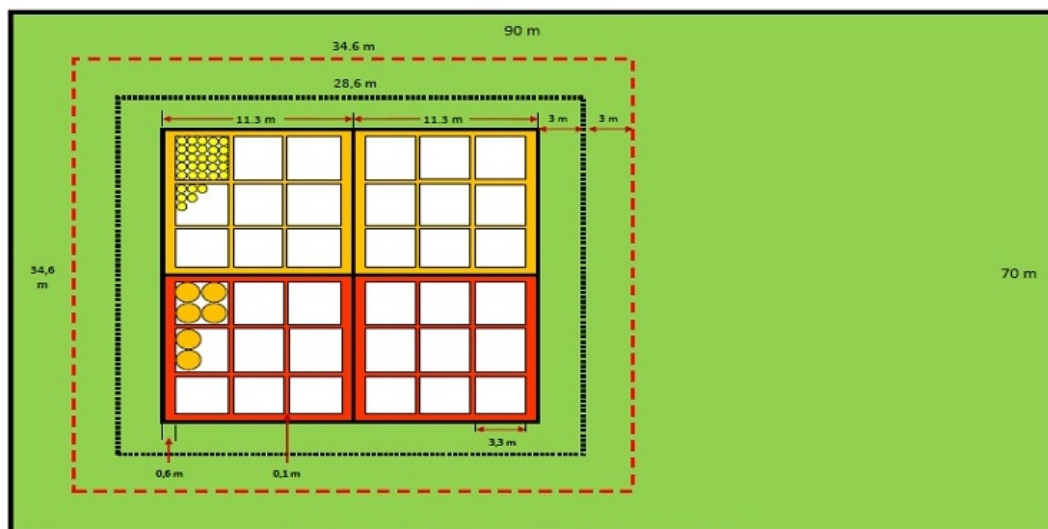
Konsep disain *vault* merupakan pilihan yang telah ditetapkan untuk fasilitas *demo plant disposal*. Fasilitas tersebut akan dibangun di dalam kawasan Nuklir Serpong (KNS), dengan area seluas 85 x 50 m dengan posisi lokasi : (A). 6°20'55,57" LS/ 106°39'40,12" BT, (B). 6°20'54,40" LS/106°39'42,62" BT, (C). 6°20'56,03" LS/106°35'43,39" BT (C). 6°20'57,07" LS/106°39'40,84" BT, secara topografis lokasi penelitian tapak disposal (DD) KNS terletak pada ketinggian antara 50 m hingga 57 m di atas permukaan alir laut. Gambar tapak dari disposal demo di KNS dapat dilihat pada Gambar 1.



Gambar1. Lahan dari tapak disposal demo di KNS

Tipe *Near Surface Disposal* (NSD) berbentuk bujur sangkar dengan luas ; 34,60 m x 34,60 m dan tinggi 4,5 m, ditempatkan pada kedalaman 2m, tebal penutup kubah(cover) dan buffer material adalah 2,5 m pondasi vault dibangun 4 m di atas muka air tanah. Vault direncanakan terdiri dari dinding beton bertulang (reinforced concrete vault) dengan tebal 0,6 m. Vault terbagi dua, sisi kiri sebagai disposal limbah dalam wadah shell beton 950 l sebanyak 72 buah,

dengan susunan = lajur 6, baris 6 dan tumpukan 2, vault sisi kanan untuk disposal limbah dalam wadah drum 200 l sebanyak 675 buah dengan susunan lajur 15, baris 15 dan tumpukan 3. Vault ditutup dengan panel-panel beton bertulang sebagai perisai biologi bagi operator. Beberapa *engineered barrier* dan *natural barrier* dipergunakan sebagai penyempurna fasilitas *repository*. Skema tata letak dan dimensi fasilitas NSD demo di KNS dapat dilihat pada Gambar 2.



Catatan : Didalam kotak garis putus-putus terluar adalah Zona Limbah

Gambar 2. Skema tata letak dan dimensi fasilitas NSD demo Kawasan Nuklir Serpong [8]

Ruang di antara paket limbah dalam wadah drum/shell pada fasilitas *demonstration plant disposal* akan diisi dengan bahan isian berupa campuran bentonit pasir kuarsa. Bahan pasir kuarsa diambil dari daerah Tanjung Ular, Mentok, Bangka. Melalui studi tentang

kemampuan serap radiocesium oleh bahan isian yang akan digunakan diharapkan akan mampu memperkirakan kemungkinan sebaran suatu kontaminan ke lingkungan. Disini penelitian tentang sorpsi radiocesium ke sampel pasir kuarsa dilakukan secara catu, dengan beberapa

parameter yang divariasikan seperti: waktu kontak, pengaruh garam latar NaCl dan pengaruh konsentrasi CsCl di larutan. Hasil-hasilnya diekspresikan sebagai nilai koefisien distribusi. Hasilnya menunjukkan bahwa kesetimbangan sorpsi radiocesium oleh pasir kuarsa terjadi sangat cepat dan minimal sehingga adanya pengaruh garam latar dan meningkatnya konsentrasi CsCl di larutan relatif kecil terhadap sorpsi radiocesium oleh pasir kuarsa. Hal ini disebabkan karena minimalnya kapasitas serap dari pasir kuarsa yang terbentuk dari kristal SiO<sub>2</sub> stabil.

Tahap operasional adalah waktu dimana limbah diterima dan ditempatkan di dalam fasilitas disposal. Limbah yang datang akan diidentifikasi dan diperiksa sesuai dengan kriteria penerimaan limbah. Jumlah limbah yang diterima dibatasi sesuai kapasitas gudang penyimpanan sementara dan disesuaikan dengan waktu yang diperlukan pada saat penempatan limbah dalam kompartemen. Komponen desain operasi penting pada tahap ini diantaranya yaitu [7] :

1. Transportasi
2. Manajemen dan Proses Limbah
3. Administrasi, Kesehatan dan Keselamatan
4. Perawatan dan Layanan Tambahan

Komponen desain tersebut merupakan bagian dari manajemen proses disposal yang terdiri dari perencanaan, organisasi, pengawasan, pelaporan dan tindakan perbaikan [9]. Komponen desain operasi tersebut disesuaikan dengan perencanaan untuk disposal demo di Kawasan Nuklir Serpong. Sebagai fasilitas nuklir maka semua kegiatan dalam disposal limbah radioaktif harus direncanakan secara sistematis dan hati-hati untuk memberikan keyakinan bahwa sistem disposal akan memenuhi kinerja dan persyaratan keselamatan yang telah ditentukan.

Untuk fasilitas NSD, *cover* merupakan bagian penting dan sistem penghalang yang pertama dalam mengisolasi limbah. Lokasi calon fasilitas disposal demo memiliki kemiringan lereng di bagian barat sehingga rekomendasi tipe *cover* yaitu *multi-layered cover* dengan bentuk disain berupa kubah (slope 2-3 %) disertai dengan sistem drainase. Konsep disain *Multilayer cover* yang di adopsi dari beberapa negara maju terdiri dari beberapa lapisan. *Cover* akan dibuat setinggi 1,2 m yang terdiri dari enam lapisan, yaitu :

1. Beton bertulang kedap air, yang digunakan sebagai pondasi dari *cover* juga berfungsi untuk menahan air agar tidak masuk ke dalam tempat penyimpanan paket limbah.

2. Lapisan drainase sekunder berupa kerikil, dan dialasi dengan tanah yang bertekstur halus yang berfungsi untuk mengalirkan air yang lolos dari lapisan di atasnya berdasarkan fenomena penghalang kapiler yang digunakan untuk mengalihkan air yang mengalir ke dalam disposal. Karena perbedaan konduktivitas hidrolik jenuh antara dua lapisan, maka daya kapiler akan terputus pada dua lapisan antarmuka. Sehingga air dialihkan lateral dalam tanah bertekstur halus di atas lapisan antarmuka ketika berada pada ketegangan kapiler negatif.
3. Lapisan material tak tembus air yang ditempatkan di atas kerikil, lapisan ini berfungsi untuk mencegah masuknya air ke dalam fasilitas disposal
4. Lapisan drainase primer berupa pasir halus dan dialasi lapisan semi *impermeable* untuk melindungi membran dari akar tanaman dan binatang pengerat.
5. Lapisan lempung terkompaksi, yang berfungsi sebagai lapisan *impermeable* dan dirancang untuk menghambat aliran air masuk ke dalam disposal.
6. Lapisan paling atas adalah lapisan tanah tempat untuk menumbuhkan vegetasi yang berfungsi untuk mencegah kelembaban tanah. Vegetasi yang dirancang dengan tepat, maka pada lingkungan lembab, vegetasi dapat menghapus hingga 80% dari air yang masuk ke dalam tanah. Pada lingkungan kering dan semi-kering, vegetasi dapat menghapus 100% dari kelembaban yang masuk ke dalam tanah. Dengan demikian, vegetasi merupakan cara murah dan sangat efektif untuk mengelola kelembaban tanah pada *cover* fasilitas disposal. Terutama jika pemilihan jenis tanaman dan prosedur vegetasi dilakukan dengan tepat. Selain itu, vegetasi berfungsi untuk mencegah erosi dan meminimasi infiltrasi air hujan.

## KESIMPULAN

Fasilitas disposal demo yang akan dibangun mengacu pada konsep disain *vault* yang terbagi menjadi dua, sisi kiri sebagai disposal limbah dalam wadah shell beton 950 L sebanyak 72 buah, dengan susunan ; lajur 6, baris 6 dan tumpukan 2, *vault* sisi kanan untuk disposal limbah dalam wadah drum 200 L sebanyak 675 buah dengan susunan lajur 15, baris 15 dan tumpukan 3.

Sebagai bahan pengisi antara paket limbah digunakan campuran bentonit dan pasir

kuarsa. Dari hasil penelitian dihasilkan kesetimbangan sorpsi radiocesium oleh pasir kuarsa terjadi sangat cepat dan minimal sehingga adanya pengaruh garam latar dan meningkatnya konsentrasi CsCl di larutan relatif kecil terhadap sorpsi radiocesium oleh pasir kuarsa. Hal ini disebabkan karena minimalnya kapasitas serap dari pasir kuarsa yang terbentuk dari kristal SiO<sub>2</sub> stabil.

Komponen operasi fasilitas disposal demo dibagi dalam beberapa tahap yaitu tahap pre operasional, tahap operasional dan tahap pasca operasional (*post-closure*) termasuk *monitoring*. Pengkajian komponen desain yang dilakukan pada tahun ini dibatasi dalam ruang lingkup tahap operasional dengan asumsi pembangunan fasilitas dilakukan sesuai dengan hasil pada tahap perencanaan (desain fasilitas) dan limbah yang akan disimpan sesuai dengan kriteria penerimaan limbah yang sudah ditentukan. Komponen desain pada tahap operasi fasilitas disposal demo dibagi dalam empat kategori, yaitu (1) Transportasi, (2) Manajemen dan Penanganan Limbah, (3) Administrasi, Kesehatan dan Keselamatan, dan (4) Perawatan dan Layanan Tambahan.

Konsep disain *Cover* untuk fasilitas *disposal demo* mengacu dari beberapa negara maju. *Cover* akan dibuat setinggi 1,2 m yang terdiri dari enam lapisan, yaitu : Beton bertulang sebagai pondasi *cover*, lapisan drainase sekunder berupa kerikil yang dialasi dengan tanah bertekstur halus, lapisan material tak tembus air, lapisan drainase primer berupa pasir halus yang dialasi dengan lapisan semi impermeable, Lapisan lempung terkompaksi dan yang paling atas adalah lapisan tanah tempat untuk menumbuhkan vegetasi yang berfungsi untuk mencegah kelembaban tanah.

## DAFTAR PUSTAKA

- [1]. IAEA, "Near Surface Disposal of Radioactive Waste", RADWAS Safety Standards Series No. 111-S-3, IAEA-Vienna, 1995.
- [2]. BPL-PTLR, " Data Base Limbah Radioaktif PTLR, PTLR-BATAN, Serpong (2012).
- [3]. Japan Nuclear Cycle Development Institute, *H-12, Repository Design and Engineering Technology*, JNC, Japan (2000).
- [4]. Nuclear Energy Agency, *Geological Disposal of Radioactive Waste : Review of Developments in The Last Decade*, (1999).
- [5]. *Informasi Mineral dan batubara : Pasir Kuarsa*, tekmira.esdm.go.id, diunduh 30 Januari 2013.
- [6]. CONVERT, P. Final Closure of the Centre de la Manche Radioactive Waste Disposal Facility. <http://www.wmsym.org/archives/1992/V2/144.pdf>. Diakses pada tanggal 12 Maret 2011 pukul 14.29 WIB.
- [7]. IAEA, " Technical Considerations in The Design of NSD Facilities for Radioactive Waste", IAEA-TECDOC-1256, 2001.
- [8]. SUCIPTA, " Optimasi Penempatan Disposal demo Dalam Lingkungan Geologi Kawasan Nuklir Serpong", Makalah Peneliti Utama (2012).
- [9]. IAEA, *The Management System for Development of Disposal Facilities for Radioactive Waste*, IAEA Nuclear Energy Series, Technical Report No. NW-T-1.2, Vienna, 2011.



## PENGAJIAN KESELAMATAN FASILITAS DISPOSAL LIMBAH RADIOAKTIF DI KAWASAN NUKLIR SERPONG (SKENARIO)

Arimuladi S Purnomo

Pusat Teknologi Limbah Radioaktif – BATAN  
Kawasan PUSPIPTEK, Serpong 15310

### ABSTRAK

#### PENGAJIAN KESELAMATAN FASILITAS DISPOSAL LIMBAH RADIOAKTIF (SKENARIO).

Kegiatan ini dilakukan untuk mendukung kegiatan yang terkait dengan aspek lokasi yang menyangkut geosfer, biosfer, dan aspek inventory data limbah yang akan menentukan desain dan keselamatan disposal limbah radioaktif. Dalam rangka memberikan keyakinan bahwa sistem disposal limbah radioaktif berfungsi dengan baik maka perlu dilakukan pengkajian keselamatan. Subyek utama dalam tulisan ini adalah pengembangan sistem informasi dari *Features, Events and Processes* (FEP) untuk digunakan pada pengkajian keselamatan terhadap skenario desain fasilitas penyimpanan limbah radioaktif dekat permukaan (*near surface disposal* = NSD), utamanya di Kawasan Nuklir Serpong.

*Kata kunci* : skenario, keselamatan, disposal, limbah radioaktif

### ABSTRACT

#### SAFETY ASSESSMENT OF RADIOACTIVE WASTE DISPOSAL FACILITY (SCENARIOS).

*This activity is carried out to support activities related to location aspects concerning of the geosphere, the biosphere and the data inventory of radioactive waste that will determine the design and safety of radioactive waste disposal. In order to provide the confidence that the function of radioactive waste disposal system is running properly, it is necessary to conduct the safety assessment. The main subject in this paper is the development of information systems include of Features, Events and Processes (FEP) for use in the safety assessment of the design of scenarios for radioactive waste disposal facility, especially for near surface disposal (NSD) type, especially in the Nuclear Serpong Area*

*Keywords*: scenarios, safety, near surface disposal, radioactive waste

### PENDAHULUAN

Dalam pengkajian keselamatan penyimpanan limbah radioaktif dekat permukaan (*near surface disposal*/NSD), sangatlah penting untuk mengevaluasi kinerja sistem *disposal* (fasilitas pembuangan, geosfer dan biosfer) pada kondisi sekarang dan masa depan, termasukantisipasi dalam peristiwa yang kurang menguntungkan. Banyak faktor yang harus diperhitungkan dan dievaluasi secara konsisten, dan seringkali tidak ada data kuantitatif. Hal ini akan menghasilkan banyak ketidakpastian analisis, karena sifat bawaan kurangnya pengetahuan manusia atas bagaimana sistem akan berkembang seiring dengan waktu. Bagaimanapun ketidakpastian ini harus dilaksanakan dan hal ini sering dicapai setiap generasi dalam serangkaian skenario analisis.

Salah satu kunci aktifitas dalam metodologi generasi skenario untuk kasus

pengembangan keselamatan, adalah identifikasi komprehensif faktor-faktor yang secara potensial berhubungan, sering diistilahkan sebagai fitur, peristiwa dan proses (*features, events and processes* / *FEPs*), yang dapat atau tidak secara langsung mempengaruhi sistem *disposal* dan migrasi radionuklida. *FEPs* ini biasanya diidentifikasi dari deskripsi sistem *disposal*. Ketika daftarnya telah lengkap setiap *FEP* yang berhubungan penting untuk ditinjau, sering kali menggunakan pertimbangan para ahli. Tinjauan dan hasil proses keputusan dalam penyaringan *FEPs* ini dapat juga dikesampingkan, yang mana membutuhkan pertimbangan lebih jauh dalam perkiraan analisis keselamatan. Penyaringan suatu *FEP* dapat didukung oleh perhitungan-perhitungan. Suatu *FEP* dapat dikesampingkan atas kriteria kuantitatif maupun kualitatif atau bahkan keduanya.



Daftar yang dihasilkan oleh FEPs digunakan bersama dengan deskripsi sistem untuk merumuskan kasus-kasus perhitungan atau skenario. Hal ini membutuhkan suatu deskripsi hubungan antara fitur-fitur, peristiwa-peristiwa, dan proses-proses. Penilaian dalam skenario mana saja yang harus dianalisis dalam pengkajian keselamatan dapat dibuat kemudian, pilihan ini akan mempengaruhi tujuan pengkajian (contohnya konteks pengkajian).

Karena dokumen ini mencerminkan kemajuan yang dibuat saat ini, metode-metode untuk menjangkau daftar FEP dan untuk menggambarkan hubungan antara fitur yang berbeda, peristiwa dan proses untuk membentuk skenario-skenario, hanya akan ditambahkan pada dokumen pada tahap selanjutnya. Apa yang akan dibahas adalah kemajuan yang dibuat dengan kompilasi database FEP dan generasi skenario secara umum.

Pembangunan fasilitas *disposal demo* di Kawasan Nuklir Serpong (KNS) adalah sebagai langkah antisipasi untuk pemenuhan kebutuhan penyimpanan akhir (*disposal*) limbah radioaktif dari kegiatan riset, medis dan industri yang juga sekaligus untuk melengkapi fasilitas nasional pelayanan pengelolaan limbah radioaktif PLTN dan *TENORM* (*Technologically-Enhanced, Naturally-Occurring Radioactive Materials*) di Indonesia. Sebagai langkah awal maka dilakukan pengkajian dengan menggunakan metodologi skenario keselamatan di atas.

## TATA KERJA

Tinjauan dilakukan dengan studi pustaka dari skenario keselamatan baik yang dikeluarkan oleh *Nuclear Energy Agency (NEA)* – *OECD (Organisation for Economic Co-operation and Development)* maupun oleh *IAEA*, dan praktek negara-negara yang telah mengoperasikan *NSD* seperti Perancis dan Jepang serta survey lapangan untuk *TENORM*. Kemudian analisis data sekunder dan penapisan yang disesuaikan dengan kondisi di Indonesia serta evaluasi ketidak pastian dari skenario keselamatan tersebut sehingga harus dibuatkan suatu alternative skenario keselamatan yang aman. Diharapkan dari tinjauan skenario keselamatan ini dapat digunakan sebagai acuan dan langkah awal untuk dapat menyusun model

keselamatan *NSD* limbah radioaktif skenario normal pada geosfer dan biosfer di Indonesia, utamanya di Kawasan Nuklir Serpong.

## HASIL DAN PEMBAHASAN

### Definisi Fitur, Peristiwa, Proses dan Skenario

*ISAM (Improvement of Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal)*, mempunyai definisi yang ditetapkan dengan istilah secara khusus, dibutuhkan pertimbangan definisi istilah untuk:

- fitur, peristiwa, proses, dan juga
- skenario.

Istilah tersebut digunakan secara luas dalam pengkajian *disposal* pasca-penutupan, dan para ahli berharap menemukan definisi yang diterima dalam literatur, yang ternyata menjadi kenyataan.

Dalam istilah "fitur", "peristiwa" dan "proses" tampaknya istilah tersebut belum didefinisikan secara independen. Hal ini sering disebabkan karena baik wujud fisik yang dianggap sebagai fitur, peristiwa, atau proses yang bergantung pada skala ruang dan waktu yang dilihat, dan pada kenyataannya hal ini direpresentasikan sebagai sebuah model. Selain itu, perbedaan tersebut tidak terlalu penting secara operasional. Jika katalog fitur, peristiwa dan proses (*Features, Events and Process / FEPs*) disusun, maka apa yang paling penting adalah semua FEP yang bersangkutan diidentifikasi, bukan label tertentu yang dapat dilampirkan pada FEP. Dalam prakteknya, sering kali ditemukan deskripsi FEP rinci yang menyebutkan fitur, peristiwa dan proses.

Analisis keselamatan melibatkan pertimbangan semua kemungkinan Fitur, Peristiwa dan Proses, baik secara langsung atau tidak mempengaruhi lepas dan transport radionuklida dari tempat penyimpanan.

Untuk Proyek *ISAM*, menggunakan istilah "FEP" karena penggunaan umumnya dalam literatur pengkajian. Mengacu pada definisi yang masih sejalan dengan istilah *NEA (Nuclear Engineering Agency)* secara umum, dengan demikian:

FEP adalah fitur, peristiwa, proses, atau faktor lain, yang mungkin penting untuk

mempertimbangkan pengkajian keselamatan *disposal*. Hal ini termasuk fitur fisik, peristiwa dan proses yang secara langsung atau tidak akan mempengaruhi lepas dan transport radionuklida dari tempat penyimpanan atau paparan radiasi selanjutnya kepada manusia dan juga faktor lainnya, misalnya syarat pengaturan atau isu pembuatan model yang mendesak atau berfokus pada analisis[1].

“Fitur” adalah suatu bagian yang menonjol atau khas atau sifat (dari penyimpanan atau lingkungannya).

“Peristiwa” ialah suatu perubahan kualitatif atau kuantitatif atau perubahan kompleks yang berlokasi di ruang dan waktu yang terbatas.

“Proses” merupakan suatu fenomena yang ditandai dengan perubahan-perubahan bertahap yang mengarah pada hasil tertentu.

### Skenario

Dalam kasus “skenario”, masalah yang timbul ialah istilah yang sering kali didefinisikan berbeda-beda, sering berhubungan dengan penerapan prosedur kajian keselamatan, identifikasi skenario dan penghitungan sebagaimana yang dipraktikkan dalam pembelajaran.

Analisis skenario pertama kali dikembangkan dalam konteks ilmu masa depan untuk mendefinisikan pengandaian masa depan agar membantu dalam pembuatan keputusan. Dalam konteks ini, skenario tidaklah dimaksudkan untuk memprediksi tetapi untuk mengilustrasikan kemungkinan masa depan alternatif yang harus dipertimbangkan. Istilah ini juga digunakan dalam analisis statik yang mempunyai sebuah makna spesifik, lebih umum dalam perkiraan *disposal* pasca-penutupan<sup>[2]</sup>.

### Pengembangan dan perlakuan skenario

Fasilitas *disposal demo* di KNS ini digunakan untuk limbah radioaktif katagori *Very Low Level* (level sangat rendah) yang disimpan selama 50 tahun.

### 1) Skenario Air tanah

Dampak potensial dari peristiwa dan proses pada fungsi keselamatan dipertimbangkan dalam Skenario Dasar dan FEPs yang terkait, diperiksa dengan cara diagram pengaruh dan digunakan untuk membangun satu set skenario. Menggunakan informasi ini, set FEPs diidentifikasi untuk setiap fungsi keselamatan yang tercantum, misalnya sejumlah FEPs seperti kimia *porewater* di wilayah *overpack*, korosi *overpack*, stres pada *overpack* dan kegagalan *overpack* diidentifikasi untuk "penahanan radionuklida dalam *overpack*" keamanan fungsi. Basis informasi yang mendasari set FEPs diringkaskan lebih dalam. Akhirnya, skenario menggambarkan bagaimana fungsi keselamatan individu muncul dan fungsinya yang dikembangkan.

Untuk fasilitas *disposal demo* di KNS skenario air tanah terjadi setelah kegagalan isolasi limbah pada sistim repositori, ditandai dengan kegagalan pada wadah limbah baik itu oleh korosi dan atau stres pada *shell* beton maupun drum, kemudian dilanjutkan dengan kegagalan isolasi pada repositori yang memudahkan radionuklida lolos ke lingkungan melalui air tanah. Namun demikian di KNS tidak mudah bagi radionuklida untuk mencapai air tanah karena masih ada penghalang jarak setinggi minimal 4 meter antara dasar repositori dengan permukaan air tanah (lihat Gambar 1). Selain itu masih ada lagi jarak penghalang antara fasilitas *disposal demo* dengan sungai Cisalak sejauh 200 meter sebagai penghalang pula bagi radionuklida untuk mencapai lingkungan (lihat Gambar 2), meskipun mengacu kepada IAEA jarak minimal dari fasilitas *disposal demo* ke sungai adalah 500 meter[3]. Untuk itu ke depan perlu diteliti kecepatan aliran air tanah dari fasilitas *disposal demo* ke sungai Cisalak, untuk menentukan kecepatan migrasi radionuklida pada aliran air tanah, sehingga bisa diprediksi kapan radionuklida mencapai lingkungan. Dengan demikian ditinjau dari skenario air tanah KNS termasuk lokasi yang aman untuk fasilitas *disposal demo*.

### 2) Skenario Kegagalan Isolasi

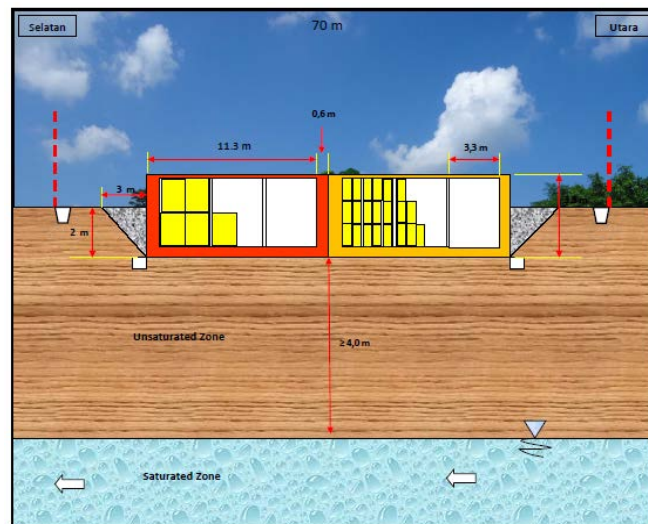
Skenario kegagalan Isolasi yang terkait dengan FEPs ditapis karena probabilitasnya

rendah atau kemungkinan untuk menghindari tapak dan desain yang sesuai (karena itu tidak dianggap dalam perhitungan pengkajian keselamatan utama) meliputi :

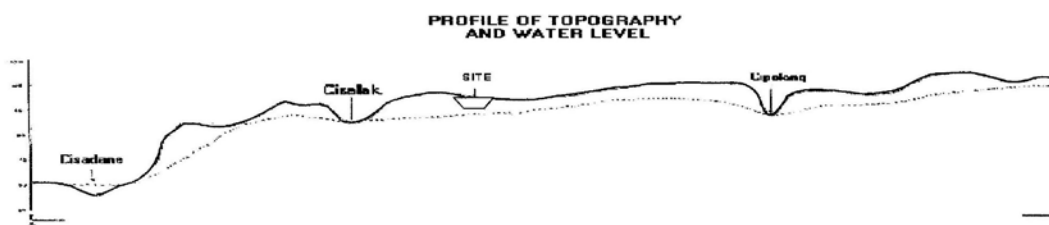
- Gangguan manusia langsung;
- *Uplift*/erosi yang dihasilkan pada repositori mendekati permukaan tanah;
- Gerakan seismik/patahan di sekitar repositori;
- Aktivitas Vulkanik

Skenario lain, seperti dampak meteorit, dianggap sangat tidak mungkin atau konsekuensi yang signifikan tersebut tidak terkait dengan repositori serta dapat dikecualikan dengan pertimbangan lebih lanjut.

Untuk fasilitas *disposal demo* di KNS skenario kegagalan isolasi probabilitasnya termasuk rendah.



Gambar 1. Konsep *Disposal (Vault)* dibangun di bawah permukaan tanah dan minimum 4 m di atas muka air tanah tertinggi)



Gambar 2. Penampang Topografi dan Muka Air Tanah

KNS termasuk kawasan yang steril dari aktivitas umum, diperuntukkan khusus untuk aktivitas yang berhubungan dengan kegiatan nuklir dan aktivitas yang berhubungan dengan pengembangan iptek. Dengan demikian gangguan manusia (*human intrusion*) sangatlah kecil.

Tidak ditemukan kegiatan *Uplift* (pengangkatan wilayah akibat aktivitas tektonik) di sekitar wilayah KNS, karena sangat jauh dari kegiatan tektonik yang berpusat di sepanjang pantai selatan pulau Jawa. KNS berada di dataran dengan ketinggian  $\pm 50$  meter dari permukaan air laut dengan lereng 2–5 % yang menyebabkan kawasan ini relatif terhindar dari erosi.

Demikian pula fasilitas *disposal demo* di KNS jauh dari aktivitas vulkanik, gunung yang aktif terdekat adalah gunung Gede-Pangrango  $\pm$  50 km dari KNS.

### 3) Skenario Disain

Pengembangan skenario desain dimulai pada saat periode operasional ketika wadah limbah dimasukkan ke dalam *repository*, kemudian periode setelah *repository* ditutup, terakhir periode selesainya kontrol *repository*.

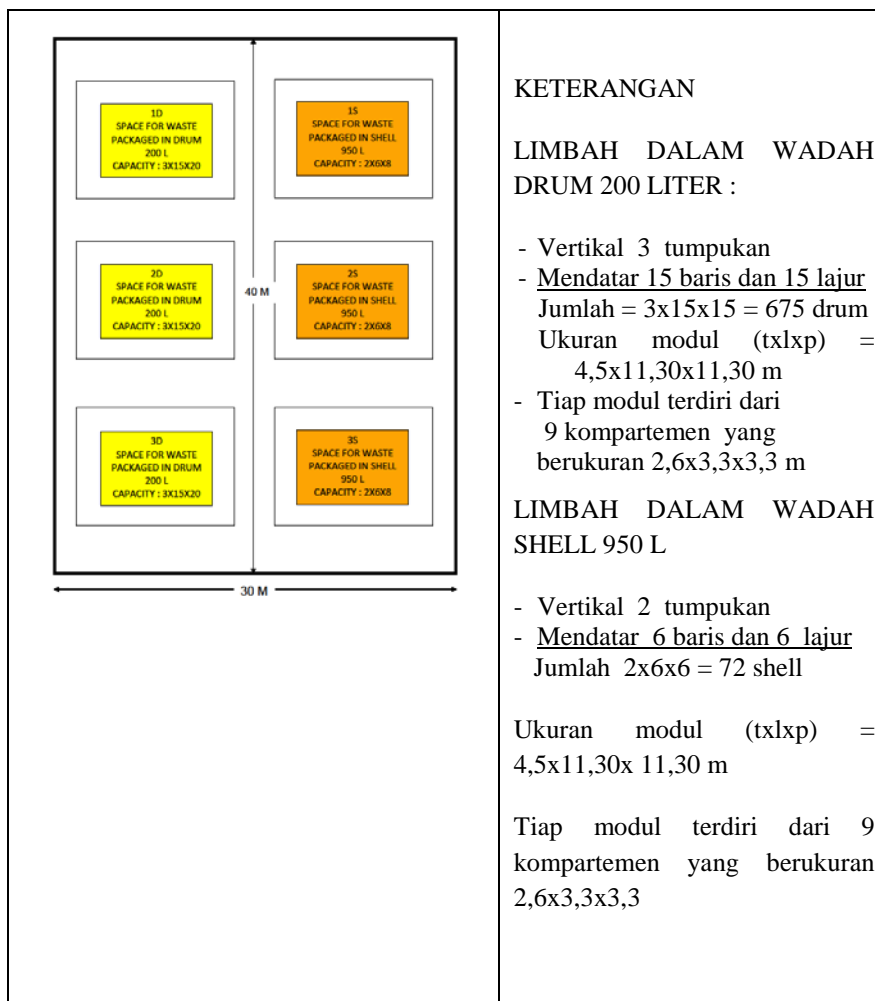
#### Periode Operasional

Tapak dibangun dan dioperasikan seperti yang direncanakan. Meskipun, mungkin ada kecelakaan skala kecil ketika operasional, namun tidak merusak struktur kubah atau bahan yang mendasarinya, atau kerusakan masih dapat ditanggulangi. Setiap paket dengan kerusakan parah ditempatkan didalam *overpacks*. Kubah

operasi tertutup oleh atap sementara. Lantai *Vault* dirancang untuk mengalirkan air hujan/badai ke dalam drainase.

*Vault* yang telah terisi penuh ditutupi oleh tutup sementara yang membatasi infiltrasi dan mencegah intrusi hewan. Area seluruh tapak dikendalikan untuk mencegah hewan dan akses manusia yang tidak berkepentingan. Setelah penutupan kubah terakhir, tutup atas sementara tiap kubah dibuat untuk membentuk tutup akhir seperti yang telah direncanakan dalam desain.

Fasilitas *disposal demo* di KNS direncanakan beroperasi selama 25 tahun untuk setiap modul yang merupakan bagian dari *Vault*, disesuaikan dengan perkiraan kapasitas yang ada di *Interim Storage (IS)*. Setiap modul ada dua kompartemen masing-masing berisi drum 200 liter sebanyak 675 drum dan *shell* beton 950 liter sebanyak 72 shell (lihat Gambar 3).



Gambar 3. Paket Limbah Dalam Disposal

### Periode Pasca-Penutupan Kontrol Tapak

Mengingat Fasilitas *disposal demo* di KNS ini untuk limbah radioaktif katagori *Very Low Level* (level sangat rendah) yang disimpan selama 50 tahun, maka kontrol tapak di fasilitas *disposal demo* dipertahankan untuk jangka waktu 20 tahun setelah penutupan fasilitas.

Pada periode ini, area tapak dipagari dan jika memungkinkan ada patroli untuk mencegah hewan dan akses manusia yang tidak diinginkan. Akses yang tidak diinginkan kemungkinan sekali dapat terjadi, meskipun tidak signifikan. Setiap hewan penggali harus dikontrol. Kondisi tutup akan dipantau dan dapat diperbaiki atau ditingkatkan sesuai dengan kebutuhan. Beberapa pemantauan radiologi juga dapat dilanjutkan untuk maksud memastikan kembali.

Desain tutup akan efektif untuk mencegah infiltrasi air mencapai kubah. Beberapa kelembaban dapat masuk dan tinggal di kubah dalam fase uap dengan siklus evaporasi-kondensasi karena perbedaan suhu, terutama setelah peristiwa badai.

Beberapa korosi pada logam drum limbah akan atau telah terjadi, bahkan kemungkinan terjadi sebelum drum-drum tersebut ditempatkan, mungkin juga ada degradasi limbah dalam jumlah kecil di dalam drum. Karena kondisi lokal yang kering dan kontak air terbatas dengan drum, korosi eksternal agak sedikit terjadi selama periode operasi. Degradasi limbah dapat terus terjadi dalam beberapa fraksi drum yang memiliki air yang signifikan dan / atau bermuatan organik (air timbul dari aksi mikroba), beberapa drum dapat timbul korosi dari dalam. Air berkurang dalam drum atau kubah ketika terjadi rembesan, namun kemungkinan dilepas dalam fasa uap dan gas, drum tidak dirancang untuk memampatkan gas.

Jadi mungkin ada beberapa spesies gas lepas dalam periode ini, misalnya uap air,  $^{14}\text{CO}_2$  dan radon. Meskipun gas dari kubah akan menguap secara cepat ke permukaan tutup (didorong oleh efek harian dan perbedaan tekanan Bernoulli), dosisnya cenderung kecil karena gas apapun akan cepat terdispersi di udara.  $^{14}\text{CO}_2$  bisa diambil dari vegetasi pelindung

pada tutup tetapi ini tidak menjadi perhatian untuk eksposur manusia pada saat ini.

### Periode Pasca Kontrol

Penyimpangan kontrol (diasumsikan 20 tahun setelah penutupan) diperkirakan terjadi setelah kerusakan lokal pada tutup akibat intrusi hewan atau kendaraan yang melintas di atas tutup dan tidak akan diperbaiki lagi. Erosi pada parit/selokan selama terjadi hujan badai secara cepat dan tidak terkonsolidasi akan menembus sedimen dan pasir sewaktu-waktu setelah penutup rusak. Jadi selokan sempit dan tanggul akan berbentuk radial melalui tutup, khususnya pada kejadian di luar batas, dan mengikis material kubah beton[4].

Dalam skenario desain, diasumsikan bahwa manusia tidak mengambil langsung kepentingan terhadap apa yang terjadi, dengan kata lain tidak berusaha untuk memperbaiki tutup, atau berusaha untuk mengeksplorasi atau mengeksploitasi apa yang mungkin tersembunyi di dalam kubah tersebut, (Catatan, ini adalah skenario alternatif yang mungkin).

Dalam periode beberapa puluh sampai ratusan tahun setelah akhir periode kontrol, kubah beton secara lokal tidak akan terlindungi dan beberapa bagian beton akan terkikis atau retak akibat siklus pemanasan-pendinginan dan pelapukan kimiawi. Dalam setiap kasus akan ada celah di dinding beton dan atap sehingga air akan masuk kubah selama peristiwa hujan badai. Mengakibatkan korosi pada drum dan degradasi limbah di dalam kubah yang terkena akan berjalan lebih cepat.

Sekitar 50 sampai 100 tahun setelah penutupan, sekitar 10% - 20% bagian kubah tidak terlindungi. Dinding kubah akan mulai runtuh, dipercepat oleh erosi lokal pada dasar pasir di bawah lantai kubah. Beton mulai jatuh/turun akan menimpa dan merusak drum limbah, sehingga logam drum berkarat, puing-puing beton dan bahan penutup dari campuran heterogen dalam kubah sekarang terkelupas[5].

Perembesan air secara signifikan akibat badai ke fasilitas tersebut dimulai setelah tutup gagal tetapi sementara atap kubah beton masih lengkap, air merembes melalui celah-celah



kubah. Setelah sebagian kubah terbongkar, air dapat masuk ke kubah dan radionuklida mulai lepas dari limbah. Kontrol kimia oleh semen tidak akan efektif dalam kondisi heterogen dan aerobik. Spesies dapat larut mungkin bergerak dalam larutan sedangkan spesies yang tidak larut dapat bergerak melekat pada partikel tanah liat atau koloid. Beberapa migrasi ke bawah tanah dimulai di bawah kubah, tetapi kebanyakan radionuklida diserap ke dalam fraksi tanah liat pada sedimen utama atau diendapkan dalam lapisan evaporasi. Selama hujan badai, genangan kecil dapat terbentuk pada kubah yang mungkin diminum oleh binatang pemakan rumput.

Pengerusan di pinggiran kubah berakibat radionuklida berada pada bantalan terkikis partikulat dari limbah/semen/sedimen campuran dalam kubah. Vegetasi dapat terbentuk di tanah untuk merumput hewan-hewan gembala/liar.

Tanah urugan di atas fasilitas cenderung menjadi lokasi utama untuk pengembalaan, akan ada pemandangan rumput dan pertanian di lahan sekitar fasilitas tanah urugan. Air dapat diambil dari sumur bor di dataran sekitar tanah urugan, walaupun sedikit mengabaikan kontaminasi akuifer.

Pada periode ini, jalur paparan utama fasilitas *disposal demo* di KNS yang dipertimbangkan adalah:

1. Paparan eksternal dan inhalasi debu ke individu biasanya di atas kubah, termasuk tempat bermain anak-anak.
2. Kemungkinan hewan minum dari genangan air hujan di/dekat kubah, dan konsumsi manusia berikutnya seperti susu, daging dan lain lain
3. Hewan merumput pada vegetasi kemudian minum pada drainase pembuangan, dan konsumsi manusia berikutnya seperti susu, daging dan lain lain.

Jalur lain yang mungkin perlu dipertimbangkan adalah:

4. Paparan pada tutup gedung untuk radionuklida yang mengandung gas akan bergerak dari limbah ke atas atap.

5. Air minum (manusia dan hewan) diambil dari sumur terdekat. (Diharapkan rendah, karena tingkat kontaminasi mencapai akuifer akan mengecil).
6. Penggunaan beton terdegradasi dan limbah sebagai agregat, misalnya untuk melapisi jalan, dengan paparan eksternal berikutnya dan inhalasi selama penggalian yang dilaksanakan.

## KESIMPULAN

- Ditinjau dari skenario air tanah KNS termasuk lokasi yang aman untuk fasilitas *disposal demo*. Ke depan perlu diteliti kecepatan aliran air tanah dari fasilitas *disposal demo* ke sungai Cisalak, untuk menentukan kecepatan migrasi radionuklida pada aliran air tanah, sehingga bisa diprediksi kapan radionuklida mencapai lingkungan.
- Untuk fasilitas *disposal demo* di KNS skenario kegagalan isolasi probabilitasnya termasuk rendah.
- Untuk Skenario Desain Fasilitas *disposal demo* di KNS direncanakan beroperasi selama 25 tahun untuk setiap modul yang merupakan bagian dari *Vault*, disesuaikan dengan perkiraan kapasitas yang ada di *Interim Storage*.  
Meningat Fasilitas *disposal demo* di KNS ini untuk limbah radioaktif katagori *Very Low Level* (level sangat rendah) yang disimpan selama 50 tahun, maka kontrol tapak di fasilitas *disposal demo* dipertahankan untuk jangka waktu 20 tahun setelah penutupan fasilitas. Penyimpangan kontrol (diasumsikan 20 tahun setelah penutupan) diperkirakan terjadi setelah kerusakan lokal pada tutup akibat intrusi hewan atau kendaraan yang melintas di atas tutup dan tidak akan diperbaiki lagi.

## DAFTAR PUSTAKA

- [1]. IAEA., *Development of an Information System for Features, Events and Processes (FEPs) and Generic Scenarios for the Safety Assessment of Near Surface Radioactive Waste Disposal Facilities*. Scenario generation and Justification Working Group, ISAM Document, Version (0.3) February 1999.
- [2]. Nuclear Energy Agency – OECD. *Features, Events and Processes (FEPs) for Geologic Disposal of Radioactive Waste*, An International Database, Radioactive Waste Management, 1988.
- [3]. IAEA., *Operational Experience in Shallow Ground Disposal of Radioactive Waste*, Technical Reports Series No. 253, Vienna, 1985.
- [4]. Japan Nuclear Cycle Development Institute, H12., *Project to Establish the Scientific and Technical Basis for HLW Disposal in Japan*. Supporting Report 1 Geological Environment in Japan, 2000.
- [5]. Japan Nuclear Cycle Development Institute, H12., *Project to Establish the Scientific and Technical Basis for HLW Disposal in Japan*. Supporting Report 3 Safety Assessment of Geological Disposal System 2000.

## **PENGAJIAN UNJUK KERJA WADAH LIMBAH RADIOAKTIF DALAM FASILITAS DISPOSAL SAAT TERKENA DAMPAK KECELAKAAN DAN KEBAKARAN**

**Nurul Efri Ekaningrum**

Pusat Teknologi Limbah Radioaktif – BATAN  
Kawasan PUSPIPTEK, Serpong 15310

### **ABSTRAK**

**PENGAJIAN UNJUK KERJA WADAH LIMBAH RADIOAKTIF DALAM FASILITAS DISPOSAL SAAT TERKENA DAMPAK KECELAKAAN DAN KEBAKARAN.** Sistem manajemen limbah dikembangkan menggunakan pendekatan yang ditujukan untuk keselamatan pada semua langkah dan pengoperasian secara keseluruhan. Untuk meminimalkan konsekuensi dari kecelakaan ini, dibuat sejumlah skenario dan telah memasukkan fitur desain untuk mengatasinya. Kemungkinan yang ada pada kondisi kecelakaan dapat difokuskan pada : 1) Dampak setelah kecelakaan, 2) Kecelakaan kebakaran. Tujuan pengkajian ini adalah untuk meninjau pendekatan pemodelan untuk kinerja paket limbah. Laporan ini menunjukkan bagaimana kita mengembangkan kepercayaan dalam konsep unjuk kerja wadah limbah. Kinerja paket limbah dalam simulasi kecelakaan dan efektivitas fitur desain telah ditinjau dalam memberikan fungsi keselamatannya. Dalam menilai kinerja paket limbah, terutama untuk kecelakaan yang melibatkan dampak kecelakaan atau kebakaran, sejumlah nilai RFS telah disajikan dan dapat digunakan dalam melakukan penilaian konsep keselamatan.

**Kata kunci :** unjuk kerja, wadah limbah, keselamatan, limbah radioaktif, fraksi pelepasan.

### **ABSTRACT**

**PERFORMANCE ASSESSMENT OF RADIOACTIVE WASTE CONTAINERS IN DISPOSAL FACILITY AFFECTED DURING ACCIDENT AND FIRE.** Waste management system is developed using an approach that is aimed at safety on all measures and overall operation . To minimize the consequences of this accident , made a number of scenarios and incorporate design features to overcome . Chances are there on accident conditions can be focused on : 1 ) Impact after the accident , 2 ) fire accident . The purpose of this study is to review the modeling approach for the performance of the waste package . This report shows how we developed the concept of confidence in the performance of the waste container . Waste package performance in the simulation of the accident and the effectiveness of the design features have reviewed to provide safety functions. In assessing the performance of the waste package , especially for accidents involving the impact of an accident or fire , RFS has presented a number of value and can be used in assessing the safety concept.

**Keywords:** performance, waste container, safety, radioactive waste, release fractions.

### **PENDAHULUAN**

Sebuah fasilitas disposal akan menerima dan menempatkan puluhan ribu paket limbah. Hal ini harus diakui bahwa kecelakaan dapat terjadi walaupun semua fungsi keselamatan telah diterapkan. Untuk meminimalkan konsekuensi dari kecelakaan ini, dibuat sejumlah skenario dan telah memasukkan fitur desain untuk mengatasinya. Kemungkinan yang ada pada kondisi kecelakaan dapat difokuskan pada : 1) Dampak setelah kecelakaan, 2) Kecelakaan kebakaran [1].

Telah ditinjau kinerja paket limbah dalam kondisi simulasi kecelakaan dan mengukur efektivitas fitur desain dalam memberikan fungsi keamanan. Hal ini didasarkan pada sejumlah besar tes fisik berbagai wadah limbah dan paket limbah dilengkapi dengan analisis numerik yang rinci menggunakan model validasi di komputer. Lebih dari 50 tes telah dilakukan pada drum 500 L. Pengujian kebakaran berskala penuh telah dilakukan pada sejumlah kecil paket limbah yang mengandung

limbah simulasi yang tidak aktif [1]. Pemahaman unjuk kerja kecelakaan kebakaran wadah limbah dan dampaknya telah ditingkatkan dengan pemodelan simulasi komputer dan data uji skala kecil.

Dalam menilai kinerja paket limbah, terutama untuk dampak kecelakaan dan kecelakaan kebakaran, akan terdapat sejumlah pelepasan fraksi limbah. Sejumlah pelepasan fraksi limbah ini cocok digunakan dalam melakukan penilaian konsep keselamatan.

Laporan ini menunjukkan bagaimana kita mengembangkan kepercayaan dalam konsep unjuk kerja wadah limbah. Pengujian eksperimental dan pemodelan matematika akan terus memperluas pengetahuan dan pemahaman kita. Hal ini pada gilirannya akan membantu untuk mengembangkan konsep desain disposal [2].

## METODOLOGI

Pengkajian yang dilaksanakan merupakan studi lanjutan dari pengkajian kinerja wadah limbah pada tahun sebelumnya melalui studi literatur yang diperoleh dari berbagai hasil penelitian terkait yang pernah dilaksanakan oleh peneliti Pusat Teknologi Limbah Radioaktif (PTLR) maupun peneliti lainnya, melalui tulisan ilmiah yang dipublikasikan di internet, dan dari dokumen IAEA.

## HASIL DAN PEMBAHASAN

Fungsi keamanan untuk unjuk kerja paket limbah saat terjadi kecelakaan adalah untuk mencegah atau meminimalkan pelepasan aktivitas dari wadah limbah dalam dampak kecelakaan atau kecelakaan kebakaran.

### Kondisi Kecelakaan

Untuk menjamin keselamatan pekerja dan masyarakat, prinsip pengkajian keselamatan menggambarkan dua pendekatan yang dapat kita gunakan untuk mengembangkan pemahaman dan keselamatan sistem disposal secara umum [1] yaitu :

1. *Design Basis Assessment* (DBA) / Pengkajian Dasar Desain

Pengkajian ini akan menunjukkan bahwa desain akan menahan pelepasan radionuklida, karena kesalahan dalam suatu sistem atau bahaya eksternal. DBA menyediakan sebuah toleransi untuk suatu kesalahan dalam suatu sistem.

2. *Probabilistic Safety Assessment* (PSA) / Pengkajian Probabilitas Keselamatan  
Secara konvensional, PSA didasarkan pada perkiraan terbaik, bukan pada asumsi konservatif.

### Unjuk Kerja Wadah Limbah terhadap Dampak Kecelakaan dan Kebakaran saat Pengangkutan [1].

Pengangkutan wadah limbah melalui pemukiman warga atau jalan umum harus mematuhi Peraturan Keamanan Transportasi Zat Radioaktif dari IAEA dan BAPETEN. Peraturan ini ditujukan untuk meminimalkan paparan radiasi ke pekerja dan anggota masyarakat baik dalam kondisi transportasi normal ataupun saat terjadi kecelakaan. Untuk keselamatan transportasi aktivitas limbah yang lebih tinggi harus digunakan bahan – bahan wadah limbah yang cocok untuk limbah aktivitas tinggi.

Hal terpenting dari peraturan pengangkutan limbah radioaktif adalah penerapan paket atau desain wadah limbah disesuaikan dengan tingkat bahaya pada isi limbah radioaktifnya. Standar unjuk kerja wadah limbah dalam pengangkutan limbah radioaktif dikelompokkan menjadi dua yaitu 1) Pengangkutan limbah pada kondisi normal dan pengangkutan limbah secara rutin (terdapat kecelakaan ringan seperti penyok atau sedikit goresan), 2) Pengangkutan limbah pada kondisi terjadi kecelakaan.

Berbagai tes yang menunjukkan kondisi wadah limbah saat terjadi kecelakaan pengangkutan limbah dapat menahan kerusakan sampai pada tingkat yang diijinkan, tingkat yang diijinkan tergantung dari tingkat bahaya yang ditimbulkan yang tertera pada identitas tiap wadah limbah. Berikut ini tiga tipe uji wadah limbah :

- 1) Uji mekanik, terdiri dari tiga uji jatuh, a) menjatuhkan wadah limbah secara horisontal dari ketinggian 9 meter, b)

menjatuhkan wadah limbah pada sebuah palang keras dari ketinggian 1 meter, c) menjatuhkan secara horisontal beban seberat 500 kg dari ketinggian 9 meter ke arah wadah limbah.

- 2) Uji Panas, memberi paparan panas selama 30 menit ke sekeliling wadah limbah dengan suhu rata – rata 800 °C.
- 3) Uji Perendaman, wadah limbah harus direndam di kedalaman air 15 meter untuk jangka waktu kurang lebih 8 jam.

Setelah melalui tes ini, persyaratan IAEA yang harus dipenuhi adalah bahwa wadah limbah harus dapat mengungkung limbah radioaktif.

### Unjuk Kerja Wadah Limbah terhadap Dampak Kecelakaan dan Kebakaran dalam Fasilitas Geologi Disposal [1].

Setelah wadah limbah diterima di Fasilitas Disposal, wadah limbah akan mendapatkan berbagai penanganan sebelum disusun dalam fasilitas disposal. Beberapa diantaranya memiliki potensi untuk menghasilkan kecelakaan yang dapat mengakibatkan wadah limbah terkena dampak kecelakaan atau kebakaran. Pelepasan limbah radioaktif karena kecelakaan tersebut memiliki

potensi yang menimbulkan paparan radiasi ke pekerja di fasilitas disposal dan dampaknya dapat meluas ke anggota masyarakat.

Konsekuensi radiologis dari potensi kecelakaan harus memenuhi batas yang ditetapkan dalam HSE (*Health, Safety, Environment*) dan ditetapkan dalam Prinsip Pengkajian Keselamatan Nuklir. Prinsip Pengkajian Keselamatan meletakkan Tujuan Dasar Keselamatan dan Tingkat Dasar Keselamatan untuk paparan radiasi di luar dan di dalam fasilitas baik dalam operasi normal dan dalam potensi kecelakaan dimana limbah radioaktif lepas dari wadah limbah. Desain Fasilitas Disposal harus menyediakan keseimbangan antara keamanan dari paket limbah dan yang disediakan oleh penahan buatan (*engineer barrier*) untuk meminimalkan pelepasan radioaktivitas. Peninjauan dari *safety case* saat operasi mengidentifikasi alur pengaruh dari bagian fasilitas disposal yaitu sistem penyaringan ventilasi diperkirakan berpotensi adanya pelepasan ke pekerja dan masyarakat. Tabel 1 berikut ini menjelaskan perbandingan parameter Peraturan Pengangkutan dari IAEA dan Kebakaran Fasilitas Geologi Disposal.

**Tabel 1.** Perbandingan Parameter Peraturan Pengangkutan dari IAEA dan Parameter Kebakaran Fasilitas Geologi Disposal [1].

Parameter	Peraturan Pengangkutan dari IAEA	Fasilitas Geologi Disposal	Keterangan
Durasi Kebakaran	30 menit	60 menit	Diasumsikan durasi kebakaran lebih lama karena akses ke bawah tanah ( <i>underground</i> ) dibatasi sehingga lebih sulit untuk diatasi. Kondisi di bawah tanah, bahan-bahannya berpotensi cukup mudah terbakar dan dapat bertahan dalam durasi waktu 1 jam, tetapi hal ini bisa diminimalkan melalui desain fasilitas geologi disposal yang baik.
Suhu Kebakaran	800 °C	1000 °C	Suhu dalam fasilitas geologi disposal diasumsikan lebih tinggi karena pada kondisi luar, logam besar dapat menyerap panas cukup signifikan, sedikit panas yang diserap oleh limbah, dan panas merambat ke bagian terowongan. Api dengan suhu 1000 °C mudah menyebar hingga ke terowongan.



### **Pengalaman di Internasional tentang kondisi kecelakaan wadah limbah [1].**

Finlandia dan Swedia lebih maju daripada Inggris dalam hal program disposal geologi untuk *spent fuel*. *Spent fuel* dari Reaktor Nuklir Finlandia rencananya akan ditempatkan dalam fasilitas disposal geologi yang akan dibangun pada kedalaman antara 400 m dan 600 m di batuan kristalin di tapak Olkiluoto. Perusahaan bahan bakar nuklir dan pengelolaan limbah radioaktif Swedia (SKB, Svensk Kambranslehantering AB) dan Posiva Finlandia sedang mengembangkan program bersama desain *canister*.

Laporan dari Posiva tentang dampak setelah terjadi kecelakaan mengidentifikasi tiga penanganan dampak kecelakaan : 1) menjatuhkan wadah limbah secara horisontal ke target yang kokoh dari ketinggian 1,5 meter, 2) menggulingkan ditempat yang datar, 3) menggulingkan ke arah sebuah tiang kokoh. Dari ketiga kecelakaan menunjukkan dampak kecelakaan yang tidak parah, kerusakan secara umum hanya sedikit yaitu pada sampel wadah limbah yang digulingkan ke sebuah tiang kokoh. Skenario menjatuhkan wadah limbah secara vertikal ke target yang kokoh mengasumsikan wadah limbah / *canister* nantinya akan diletakkan di kedalaman 6 meter ke sebuah lubang deposisi (*deposition hole*) selama ditempatkan di bawah tanah. Dalam konsep disposal Posiva untuk wadah limbah yang ditempat dalam lubang deposisi akan dilapisi dengan bentonit yang akan bertindak sebagai penyerap/penyangga alami. Oleh karena itu, skenario ini dimodelkan dengan menjatuhkan wadah limbah dengan ketinggian 1,5 meter secara vertikal ke target yang kokoh dengan sebuah perhitungan matematis akan memberikan energi dengan dampak yang sama dengan keadaan yang sesungguhnya.

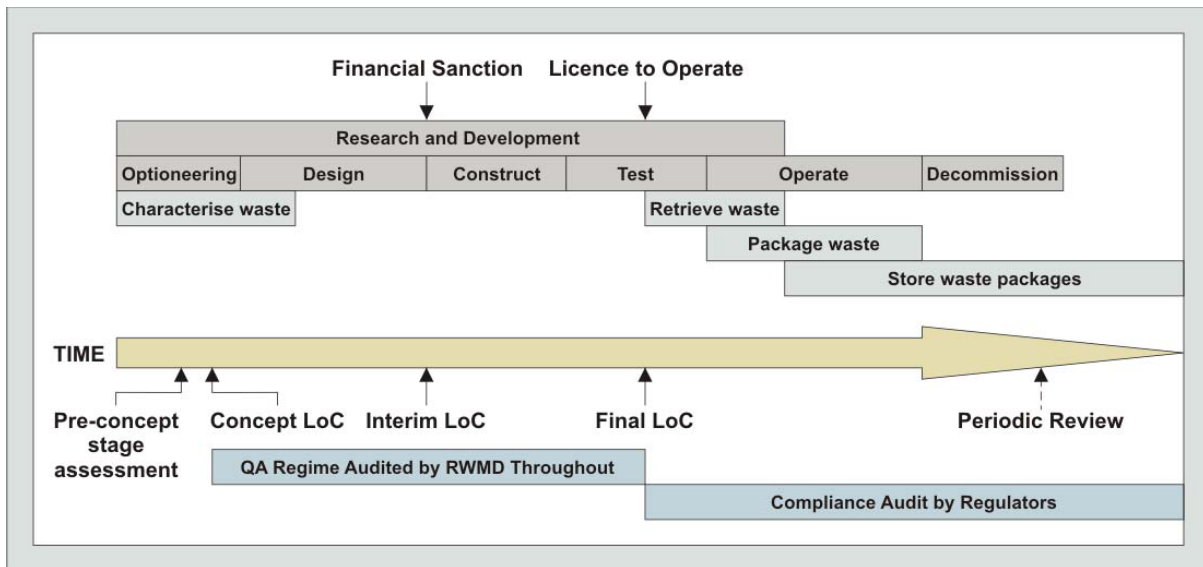
Posiva Finlandia menjelaskan pemodelan wadah limbah untuk kejadian kebakaran saat pengangkutan. Wadah limbah yang disertai perisai radiasi dapat menahan api secara signifikan lebih dari 30 menit seperti

dalam persyaratan dalam Peraturan Pengangkutan dari IAEA. Laporan kejadian kebakaran di Posiva mengidentifikasi semua bahan yang mudah terbakar untuk penanganan wadah limbah dan kendaraan, termasuk diesel, ban, dan perisai neutron. Semua bahan diasumsikan terbakar secara terus-menerus selama 1 jam. Sistem penempatan wadah limbah di Posiva belum dikembangkan secara rinci, maka skenarionya diidentifikasi sebagai kecelakaan dengan batasan sebagai api bersuhu 1000 °C berdurasi selama 1 jam untuk wadah limbah disposal dan paket limbah ILW/LLW.

### **Unjuk Kerja Paket Limbah terhadap Dampak Kecelakaan [1]**

Bagian ini pemahaman kita tentang bagaimana paket limbah menjalankan fungsinya selama terkena dampak kecelakaan. Diambil kesimpulan dari hasil pengujian eksperimental dan pemodelan komputer. Berdasarkan pemahaman ini dan penggunaan asumsi sederhana, kami menyajikan perkiraan RFs (*Release Fractions*) pada paket limbah setelah terkena dampak kecelakaan. RFs ini disajikan untuk digunakan dalam penilaian keamanan repositori. Paket limbah yang saat ini terdapat dalam penyimpanan sementara memiliki LoC (*Letter of Compliance*) yang masih berlaku. LoC ini berguna untuk memberikan keyakinan pada semua pemangku kepentingan bahwa manajemen paket limbah pada masa yang akan datang telah diperhitungkan sebagai bagian integral dari pembuatan dan pengembangan repositori. Gambar 1 menjelaskan Bagan Proses Penilaian LoC (*Letter of Compliance*) [2].

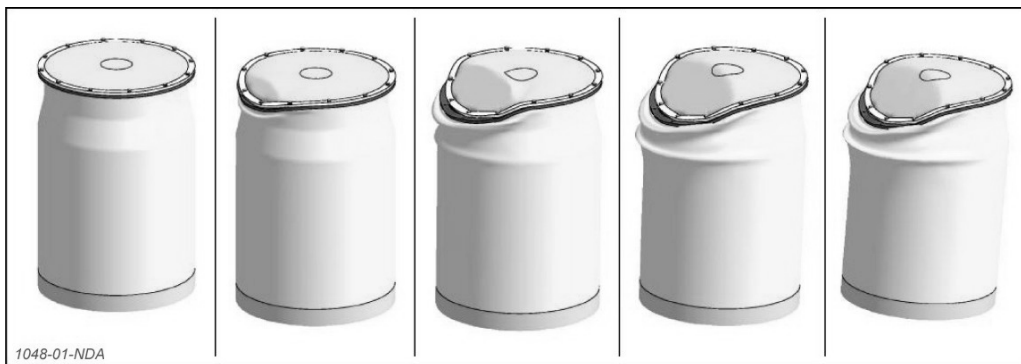
Ketika paket limbah terkena dampak kecelakaan, paket limbah tersebut menyerap energi kinetik. Dalam percobaan seperti penjelasan di atas, paket limbah dijatuhkan secara vertikal dari ketinggian tertentu ke arah sebuah target yang kokoh, karena target diasumsikan sebagai bidang yang tidak menyerap energi kinetik maka energi kinetik akan diserap oleh wadah limbah dan bentuk limbah.



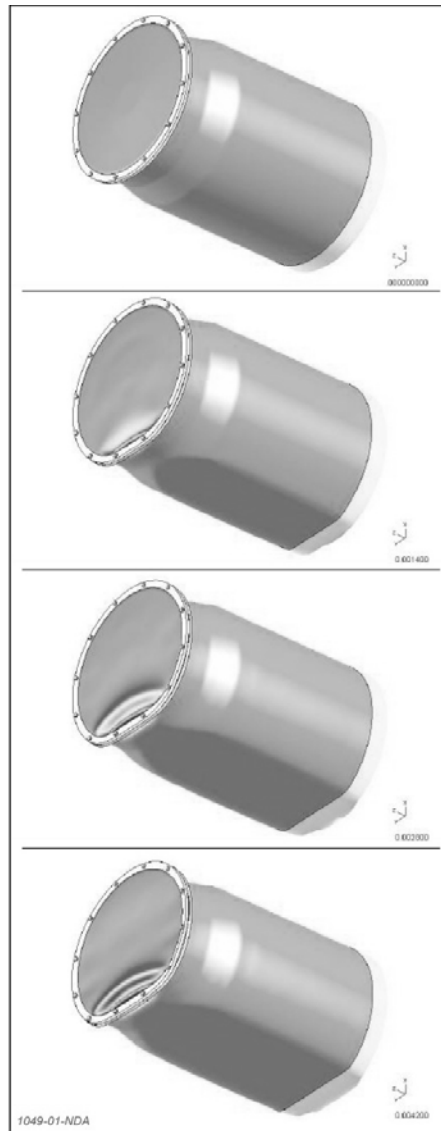
**Gambar 1.** Bagan Proses Penilaian LoC (*Letter of Compliance*) [4]

Beberapa contoh perubahan bentuk dari unjuk kerja paket limbah saat terkena dampak kecelakaan dengan pemodelan di komputer, ditunjukkan dengan gambar berikut. Gambar 2 menunjukkan prediksi perubahan *knockback* dari drum 500 L yang dijatuhkan secara vertikal dari ketinggian 25 m ke target kokoh yang datar. Gambar 3 menunjukkan prediksi perubahan *knockback* dari drum 500 L terkena dampak

dijatuhkan dari sisi samping. Dari pemodelan menggunakan komputer, Gambar 4, Gambar 5, dan Gambar 6 menunjukkan prediksi perubahan setelah terkena dampak kecelakaan dari tipe *disposal canister* (suatu tabung disposal HLW), paket limbah UILW (*Unshield ILW*) (kotak 3 m<sup>3</sup>), dan paket limbah SILW (*Solidified ILW*) (kotak 4 m<sup>3</sup>).



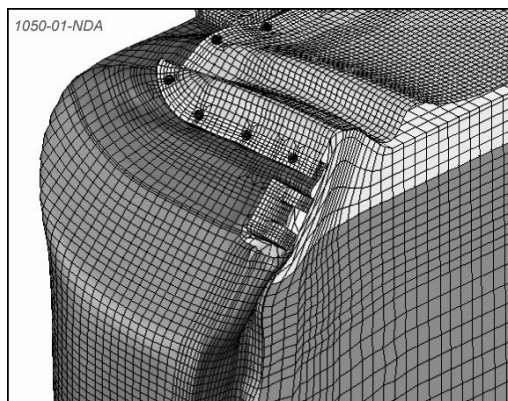
**Gambar 2.** Prediksi perubahan *knockback* dari drum 500 L yang dijatuhkan secara vertikal dari ketinggian 25 m ke target kokoh yang datar [1].



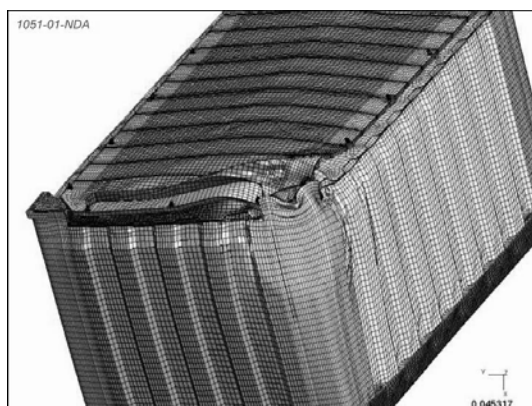
**Gambar 3.** Prediksi perubahan *knockback* dari drum 500 L terkena dampak dijatuhkan dari sisi samping [1].



**Gambar 4.** Prediksi perubahan setelah terkena dampak kecelakaan dari penampang melintang tipe tabung disposal (suatu tabung disposal HLW) dijatuhkan dari ketinggian 8 meter [1].



**Gambar 5.** Prediksi perubahan paket limbah kotak 3 m<sup>3</sup> UILW (*Unshield ILW*) dijatuhkan dari ketinggian 25 meter [1].



**Gambar 6.** Prediksi perubahan paket limbah kotak 4 m SILW (*Solidified ILW*) dijatuhkan dari ketinggian 15 meter [1].

**Tabel 2.** RFs untuk menilai konsekuensi dampak kecelakaan [1].

Paket limbah		RFs tertinggi	RFs yang direkomendasikan
<i>Disposal Canister</i>		-	0
<b>Drum 500 L dijatuhkan dari 25 m</b>	Limbahnya homogen	$3,77 \cdot 10^{-4}$	$4 \cdot 10^{-4}$
	Limbahnya heterogen	$7,80 \cdot 10^{-4}$	$8 \cdot 10^{-4}$
	Drum dengan nat gelang	$1,74 \cdot 10^{-4}$	$2 \cdot 10^{-4}$
<b>Kotak 3 m<sup>3</sup> dijatuhkan dari 25 m</b>	-	$1,7 \cdot 10^{-4}$	$2 \cdot 10^{-4}$

<b>Drum 3 m<sup>3</sup> dijatuhkan dari 25 m</b>	-	$1,7 \cdot 10^{-4}$	$2 \cdot 10^{-4}$
<b>Kotak MBGWS (Miscellaneous Beta Gamma Waste Store)</b>	-	$1,7 \cdot 10^{-4}$	$2 \cdot 10^{-4}$
<b>Kotak 2 m dijatuhkan dari 10 m</b>	-	$4,58 \cdot 10^{-4}$	$5 \cdot 10^{-4}$
<b>Kotak 4 m dijatuhkan dari 10 m</b>	-	$1,69 \cdot 10^{-4}$	$2 \cdot 10^{-4}$
<b>Kotak WAGR (Windscale Advanced Gas-cooled Reactor) dijatuhkan dari 10 m</b>	-	$3 \cdot 10^{-4}$	$3 \cdot 10^{-4}$

### Unjuk Kerja Paket Limbah terhadap Dampak Kebakaran [1]

Bagian ini pemahaman kita tentang bagaimana paket limbah menjalankan fungsinya selama terjadi kebakaran atau di bawah kondisi panas yang ekstrim. RFs untuk paket limbah yang dihasilkan dari kecelakaan kebakaran didefinisikan sebagai jumlah bahan radioaktif melewati pembatas dalam wadah limbah yang dinyatakan sebagai bagian dari aktivitas bentuk

limbah. Pelepasan tersebut merupakan kombinasi dari 2 komponen : energi panas yang diserap oleh bentuk limbah (*wasteform*) dalam kebakaran dan perubahan bentuk limbah tersebut yang menimbulkan aktivitas pergerakan. Untuk menghitung pelepasan dari paket limbah yang terkena kecelakaan kebakaran, NDA UK (*Nuclear Decommissioning Authority, UK*) telah menetapkan enam kelompok volatilitas, ditunjukkan pada Tabel 3. Unsur-unsur yang akan diukur sebagai data RFs diberi garis bawah seperti pada Tabel 8.

Tabel 3. Elemen-elemen dalam Golongan Volatil [1]

Gol Volatil	Elemen
I	Ar, As, At, Br, C, Cl, F, H, He, Hg, I, Kr, N, Ne, O, P, Rn, S, Se, Xe
II	B, Bi, Cd, <u>Cs</u> , Fr, Ge, In, K, Li, Na, Os, Po, Rb, Re, Sb, Sn, Tc, Te, Tl
III	Ag, Ba, Be, Ga, Mo, Pb, Ra, <u>Ru</u> , W, Zn
IV	Al, Au, Ca, <u>Co</u> , Cr, Cu, <u>Eu</u> , Fe, La, Mg, Mn, Ni, Pd, <u>Sr</u> , <u>U</u> , V
V	Ac, <u>Am</u> , Bk, Ce, Cf, Cm, Es, Fm, Lr, Md, Nd, No, Np, <u>Pu</u> , Rh, Si, Y, Zr
VI	Db, Dy, Er, Gd, Hf, Ho, Ir, Lu, Nb, Pa, Pm, Pr, Pt, Rf, Sc, Sm, Ta, Tb, Th, Ti, Tm, Yb

RFs dari radionuklida pada masing-masing golongan volatil diukur dengan menggunakan sebuah post-prosesor pada suhu kebakaran 1000

<sup>0</sup>C selama 1 jam. Perkiraan RFs untuk tipe-tipe paket limbah berikut terjadi pada suhu 1000 <sup>0</sup>C selama 1 jam, ditunjukkan pada Tabel 4.



**Tabel 4.** Perkiraan RFs untuk tipe-tipe paket limbah pada suhu 1000 °C selama 1 Jam [1].

Gol. Volatil	Tipe-tipe Paket Limbah								
	<i>Disposal Canister</i>	Drum 500 L Limbahnya homogen	Drum 500 L Limbahnya heterogen	Drum 500 L dengan nat	Kotak 3 m <sup>3</sup>	Drum 3 m <sup>3</sup>	Kotak MBGWS	Kotak 2 m dan 4 m	Kotak WAGR
I	0	1	1	1	1	1	1	1	1
II	0	$3 \times 10^{-2}$	$9 \times 10^{-4}$	$3 \times 10^{-4}$	$1 \times 10^{-3}$	$1 \times 10^{-2}$	$7 \times 10^{-4}$	$7 \times 10^{-4}$	$7 \times 10^{-4}$
III	0	$4 \times 10^{-3}$	$9 \times 10^{-4}$	$3 \times 10^{-4}$	$1 \times 10^{-3}$	$3 \times 10^{-3}$	$7 \times 10^{-4}$	$7 \times 10^{-4}$	$7 \times 10^{-4}$
IV	0	$1 \times 10^{-3}$	$6 \times 10^{-5}$	$2 \times 10^{-5}$	$6 \times 10^{-5}$	$6 \times 10^{-4}$	$6 \times 10^{-5}$	$6 \times 10^{-5}$	$6 \times 10^{-5}$
V	0	$1 \times 10^{-4}$	$3 \times 10^{-5}$	$3 \times 10^{-6}$	$3 \times 10^{-5}$	$1 \times 10^{-4}$	$3 \times 10^{-5}$	$3 \times 10^{-5}$	$3 \times 10^{-5}$
VI	0	$1 \times 10^{-4}$	$3 \times 10^{-5}$	$3 \times 10^{-6}$	$3 \times 10^{-5}$	$1 \times 10^{-4}$	$3 \times 10^{-5}$	$3 \times 10^{-5}$	$3 \times 10^{-5}$

RFs radionuklida telah ditentukan untuk masing-masing golongan volatil. Hasil RFs secara umum nilainya kecil, kecuali pada golongan volatil I, dimana semua radionuklida diasumsikan akan terlepas.

## KESIMPULAN

Kajian keselamatan wadah limbah untuk limbah tingkat rendah dan sedang adalah suatu proses yang rumit yang melibatkan asumsi tentang konseptual pemodelan yang cocok digunakan dan data yang diperlukan untuk mendukung pemodelan tersebut [5]. Berdasarkan informasi di atas dan analisis rinci yang disajikan dalam data RFs tersebut dianjurkan untuk digunakan dalam penilaian fasilitas disposal secara umum.

Kinerja paket limbah dalam simulasi kecelakaan telah ditinjau dan telah mengkonfirmasi efektivitas fitur desain dalam memberikan fungsi keselamatan. Dalam menilai kinerja paket limbah, terutama untuk kecelakaan yang melibatkan dampak kecelakaan atau kebakaran, sejumlah nilai RFs telah disajikan dan dapat digunakan dalam melakukan penilaian konsep keselamatan.

## DAFTAR PUSTAKA

- [1] NUCLEAR DECOMMISSIONING AUTHORITY (NDA) Report no. NDA/RWMD/032, *Geological Disposal Waste Package Accident Performance Status Report*, UK, 2010.
- [2] SULLIVAN, T., *Overview of the Waste Container and Waste Package Performance as it relates to Safety Assessment of Low and Intermediate-Level Radioactive Waste Disposal*. IAEA Co-ordinated Research Programme, June, 2004, New York, USA.
- [3] IAEA-TRS No. 412, *Scientific And Technical Basis For The Near Surface Disposal Of Low And Intermediate Level Waste*, IAEA, December 2002, Austria, STI/DOC/010/412.
- [4] W&NM/PP/011, *NDA Waste & Nuclear Materials Unit – Position Paper*, NDA, Januari 2008, UK.
- [5] SULLIVAN, T., De LEMOS, F., *Distributed Container Failure Models for The DUST-MS Computer Code*, United States Departement of Energy, New York, USA, 1998.

## MANAJEMEN TEKNOLOGI PENDUKUNG KESELAMATAN FASILITAS DISPOSAL LIMBAH RADIOAKTIF PLTN DAN TENORM

Arimuladi S Purnomo, Sucipta

Pusat Teknologi Limbah Radioaktif – BATAN  
Kawasan PUSPIPTEK, Serpong 15310

### ABSTRAK

MANAJEMEN TEKNOLOGI PENDUKUNG KESELAMATAN FASILITAS DISPOSAL LIMBAH RADIOAKTIF PLTN DAN TENORM. Kegiatan ini dilakukan untuk mendukung kegiatan yang terkait dengan aspek lokasi yang menyangkut geosfer, biosfer, dan aspek *inventory* data limbah yang akan menentukan desain dan keselamatan disposal limbah radioaktif. Dalam rangka memberikan keyakinan bahwa sistem disposal limbah radioaktif berfungsi dengan baik maka perlu dilakukan pengkajian keselamatan. Subyek utama dalam tulisan ini adalah pengembangan sistem informasi dari *Features, Events and Processes* (FEP) untuk digunakan pada pengkajian keselamatan terhadap skenario desain fasilitas penyimpanan limbah radioaktif dekat permukaan (*near surface disposal* = NSD) untuk PLTN dan TENORM.

Kata kunci : skenario desain, keselamatan, near surface disposal, limbah radioaktif, TENORM.

### ABSTRACT

*SUPPORTING TECHNOLOGY MANAGEMENT ON SAFETY OF DISPOSAL FACILITY FOR NPP RADIOACTIVE WASTE AND TENORM. This activity is carried out to support activities related to location aspects concerning of the geosphere, the biosphere and the data inventory of radioactive waste that will determine the design and safety of radioactive waste disposal. In order to provide the confidence that the function of radioactive waste disposal system is running properly, it is necessary to conduct the safety assessment. The main subject in this paper is the development of information systems include of Features, Events and Processes (FEP) it is used in the safety assessment of the design of scenarios for radioactive waste disposal facility, especially for near surface disposal (NSD) type for NPP and TENORM.*

*Keywords: design scenarios, safety, near surface disposal, radioactive waste, TENORM.*

### PENDAHULUAN

Dalam pengkajian keselamatan penyimpanan limbah radioaktif dekat permukaan (*near surface disposal/NSD*), sangatlah penting untuk mengevaluasi kinerja sistem *disposal* (fasilitas pembuangan, geosfer dan biosfer) pada kondisi sekarang dan masa depan, termasukantisipasi dalam peristiwa yang kurang menguntungkan. Banyak faktor yang harus diperhitungkan dan dievaluasi secara konsisten, dan seringkali tidak ada data kuantitatif. Tidak bisa diabaikan, hal ini akan menghasilkan banyak ketidakpastian analisis, karena sifat bawaan kurangnya pengetahuan manusia atas bagaimana sistem akan berkembang seiring dengan waktu. Bagaimanapun ketidakpastian ini harus dilaksanakan dan hal ini sering dicapai setiap generasi dalam serangkaian skenario analisis.

Salah satu kunci aktifitas dalam metodologi generasi skenario untuk kasus pengembangan keselamatan, adalah identifikasi komprehensif faktor-faktor yang secara potensial berhubungan, sering diistilahkan sebagai fitur, peristiwa dan proses (*features, events and*

*processes / FEPs*), yang dapat atau tidak secara langsung mempengaruhi sistem disposal dan migrasi radionuklida. FEPs ini biasanya diidentifikasi dari deskripsi sistem disposal. Ketika daftarnya telah lengkap setiap FEP yang berhubungan penting untuk ditinjau, sering kali menggunakan pertimbangan para ahli. Tinjauan dan hasil proses keputusan dalam penyaringan FEPs ini dapat juga dikesampingkan, yang mana membutuhkan pertimbangan lebih jauh dalam perkiraan analisis keselamatan. Penyaringan suatu FEP dapat didukung oleh perhitungan-perhitungan. Suatu FEP dapat dikesampingkan atas kriteria kuantitatif maupun kualitatif atau bahkan keduanya.

Daftar yang dihasilkan oleh FEPs digunakan bersama dengan deskripsi sistem untuk merumuskan kasus-kasus perhitungan atau skenario. Hal ini membutuhkan suatu deskripsi hubungan antara fitur-fitur, peristiwa-peristiwa, dan proses-proses. Penilaian dalam skenario mana saja yang harus dianalisis dalam pengkajian keselamatan dapat dibuat kemudian, pilihan ini akan mempengaruhi tujuan pengkajian (contohnya konteks pengkajian).

Karena dokumen ini mencerminkan kemajuan yang dibuat saat ini, metode-metode

untuk menjangkau daftar FEP dan untuk menggambarkan hubungan antara fitur yang berbeda, peristiwa dan proses untuk membentuk skenario-skenario, hanya akan ditambahkan pada dokumen pada tahap selanjutnya. Apa yang akan dibahas adalah kemajuan yang dibuat dengan kompilasi database FEP dan generasi skenario secara umum.

Pembangunan fasilitas *disposal demo* di Kawasan Nuklir Serpong (KNS) adalah sebagai langkah antisipasi untuk pemenuhan kebutuhan penyimpanan akhir (*disposal*) limbah radioaktif dari kegiatan riset, medis dan industri yang juga sekaligus untuk melengkapi fasilitas nasional pelayanan pengelolaan limbah radioaktif PLTN dan *TENORM* (*Technologically-Enhanced, Naturally-Occurring Radioactive Materials*) di Indonesia. Sebagai langkah awal maka dilakukan pengkajian dengan menggunakan metodologi skenario keselamatan di atas.

## TATA KERJA

Tinjauan dilakukan dengan studi pustaka dari skenario keselamatan baik yang dikeluarkan oleh *Nuclear Energy Agency (NEA) – OECD* (*Organisation for Economic Co-operation and Development*) maupun oleh *IAEA*, dan praktek negara-negara yang telah mengoperasikan NSD seperti Perancis dan Jepang serta survey lapangan untuk *TENORM*. Kemudian analisis data sekunder dan penapisan yang disesuaikan dengan kondisi di Indonesia serta evaluasi ketidak pastian dari skenario keselamatan tersebut sehingga harus dibuatkan suatu alternatif. Diharapkan dari tinjauan skenario keselamatan ini dapat digunakan sebagai acuan dan langkah awal untuk dapat menyusun model keselamatan NSD limbah radioaktif skenario normal pada geosfer dan biosfer di Indonesia, utamanya di Kawasan Nuklir Serpong untuk PLTN dan *TENORM*.

## HASIL DAN PEMBAHASAN

### Definisi Fitur, Peristiwa, Proses dan Skenario

*ISAM* (*Improvement of Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal*), mempunyai definisi khusus yang ditetapkan dengan istilah secara khusus disini, dibutuhkan pertimbangan definisi istilah

- fitur, peristiwa, proses, dan juga
- skenario.

Sepintas, hal ini tampak sesuai ke masa depan semenjak istilah-istilah tersebut digunakan secara luas dalam pengkajian *disposal* pasca-penutupan, dan para ahli akan berharap menemukan definisi yang diterima dalam literatur, dan hal ini ternyata menjadi kenyataan.

Dalam istilah "fitur", "peristiwa" dan "proses" tampaknya istilah tersebut belum didefinisikan secara independen. Hal ini sering disebabkan karena baik wujud fisik yang dianggap sebagai fitur, peristiwa, atau proses yang bergantung pada skala ruang dan waktu yang dilihat, dan pada kenyataannya hal ini direpresentasikan sebagai sebuah model. Selain itu, perbedaan tersebut tidak terlalu penting secara operasional. Jika katalog fitur, peristiwa dan proses (*Features, Events and Process / FEPs*) disusun, maka apa yang paling penting adalah semua FEP yang bersangkutan diidentifikasi, bukan label tertentu yang dapat dilampirkan pada FEP. Dalam prakteknya, sering kali ditemukan deskripsi FEP rinci yang menyebutkan fitur, peristiwa dan proses.

Analisis keselamatan melibatkan pertimbangan semua kemungkinan Fitur, Peristiwa dan Proses, baik secara langsung atau tidak mempengaruhi lepas dan transport radionuklida dari tempat penyimpanan.

Untuk Proyek ISAM, menggunakan istilah "FEP" karena penggunaan umumnya dalam literatur pengkajian. Mengacu pada definisi yang masih sejalan dengan istilah *NEA* (*Nuclear Engineering Agency*) secara umum, dengan demikian:

FEP adalah fitur, peristiwa, proses, atau faktor lain, yang mungkin penting untuk mempertimbangkan pengkajian keselamatan *disposal*. Hal ini termasuk fitur fisik, peristiwa dan proses yang secara langsung atau tidak akan mempengaruhi lepas dan transport radionuklida dari tempat penyimpanan atau paparan radiasi selanjutnya kepada manusia dan juga faktor lainnya, misalnya syarat pengaturan atau isu pembuatan model yang mendesak atau berfokus pada analisis[1].

"Fitur" adalah suatu bagian yang menonjol atau khas atau sifat (dari penyimpanan atau lingkungannya).

"Peristiwa" ialah suatu perubahan kualitatif atau kuantitatif atau perubahan kompleks yang berlokasi di ruang dan waktu yang terbatas.

"Proses" merupakan suatu fenomena yang ditandai dengan perubahan-perubahan bertahap yang mengarah pada hasil tertentu.

### Skenario

Dalam kasus "skenario", masalah yang timbul ialah istilah yang sering kali didefinisikan berbeda-beda, sering berhubungan dengan penerapan prosedur kajian keselamatan, identifikasi skenario dan penghitungan sebagaimana yang dipraktikkan dalam pembelajaran yang diajarkan.

Analisis skenario pertama kali dikembangkan dalam konteks ilmu masa depan untuk mendefinisikan pengandaian masa depan

agar membantu dalam pembuatan keputusan. Dalam konteks ini, skenario tidaklah dimaksudkan untuk memprediksi tetapi untuk mengilustrasikan kemungkinan masa depan alternatif yang harus dipertimbangkan. Istilah ini juga digunakan dalam analisis statik dimana ia mempunyai sebuah makna spesifik, lebih umum dalam perkiraan disposal pasca-penutupan[2].

### Pengembangan dan perlakuan skenario

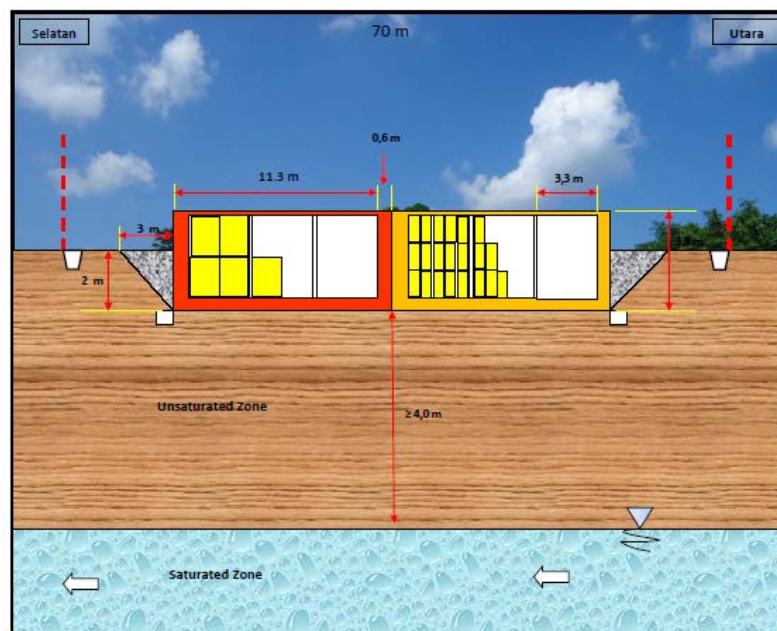
Fasilitas *disposal demo* di KNS ini untuk disposal limbah radioaktif katagori *Very Low Level* (level sangat rendah) yang disimpan selama 50 tahun.

#### 1) Skenario Air tanah

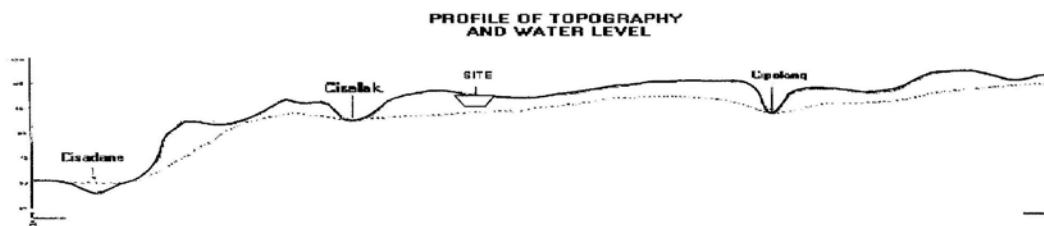
Dampak potensial dari peristiwa dan proses pada fungsi keselamatan dipertimbangkan dalam Skenario Dasar dan FEPs yang terkait, diperiksa dengan cara diagram pengaruh dan digunakan untuk membangun satu set skenario. Menggunakan informasi ini, set FEPs diidentifikasi untuk setiap fungsi keselamatan yang tercantum, misalnya sejumlah FEPs seperti kimia porewater di wilayah *overpack*, *korosi overpack*, *stres* pada *overpack* dan kegagalan *overpack* diidentifikasi untuk "penahanan radionuklida dalam overpack" keamanan fungsi. Basis informasi yang mendasari set FEPs diringkas lebih dalam. Akhirnya, skenario menggambarkan bagaimana fungsi keselamatan

individu muncul dan fungsinya yang dikembangkan.

Untuk fasilitas disposal demo di KNS skenario air tanah terjadi setelah kegagalan isolasi limbah pada sistim repositori, ditandai dengan kegagalan pada wadah limbah baik itu oleh korosi dan atau stres pada shell beton maupun drum, kemudian dilanjutkan dengan kegagalan isolasi pada repositori yang memudahkan radionuklida lolos migrasi ke lingkungan melalui air tanah. Namun demikian di KNS tidak mudah bagi radionuklida untuk mencapai air tanah karena masih ada penghalang jarak setinggi 4 meter antara dasar repositori dengan permukaan air tanah (lihat Gambar 1). Selain itu masih ada lagi jarak penghalang antara fasilitas disposal demo dengan sungai Cisalak sejauh 200 meter sebagai penghalang pula bagi radionuklida untuk mencapai lingkungan (lihat Gambar 2), meskipun mengacu kepada IAEA jarak minimal dari fasilitas disposal demo ke sungai adalah 500 meter[3]. Untuk itu ke depan perlu diteliti kecepatan aliran air tanah dari fasilitas disposal demo ke sungai Cisalak, untuk menentukan kecepatan migrasi radionuklida pada aliran air tanah, sehingga bisa diprediksi kapan radionuklida mencapai lingkungan. Dengan demikian ditinjau dari skenario air tanah KNS termasuk lokasi yang aman untuk fasilitas disposal demo.



Gambar 1. Konsep Disposal (Vault dibangun di bawah permukaan tanah dan minimum 4 m di atas muka air tanah tertinggi)



Gambar 2. Penampang Topografi dan Muka Air Tanah

## 2) Skenario Kegagalan Isolasi

Skenario kegagalan Isolasi yang terkait dengan FEPs ditapis karena probabilitasnya rendah atau kemungkinan untuk menghindari tapak dan desain yang sesuai (karena itu tidak dianggap dalam perhitungan pengkajian keselamatan utama) meliputi:

- Gangguan manusia langsung;
- Uplift/erosi yang dihasilkan pada repository mendekati permukaan tanah;
- Gerakan seismik/patahan di sekitar repository;
- Aktivitas Vulkanik

Skenario lain, seperti dampak meteorit, dianggap sangat tidak mungkin atau konsekuensi yang signifikan tersebut tidak terkait dengan repository serta dapat dikecualikan dengan pertimbangan lebih lanjut.

Untuk fasilitas disposal demo di KNS skenario kegagalan isolasi probabilitasnya termasuk rendah.

KNS termasuk kawasan yang steril dari aktivitas umum, diperuntukkan khusus untuk aktivitas yang berhubungan dengan kegiatan nuklir dan aktivitas yang berhubungan dengan pengembangan iptek. Dengan demikian gangguan manusia (human intrusion) sangatlah kecil.

Tidak didapatkan kegiatan Uplift (pengangkatan wilayah akibat aktivitas tektonik) di sekitar wilayah KNS, karena sangat jauh dari kegiatan tektonik yang berpusat di sepanjang pantai selatan pulau Jawa. KNS berada di dataran dengan ketinggian  $\pm 50$  meter dari permukaan air laut dengan lereng 2–5 % yang menyebabkan kawasan ini relatif terhindar dari erosi.

Demikian pula fasilitas disposal demo di KNS jauh dari aktivitas vulkanik, gunung yang

aktif terdekat adalah gunung Gede-Pangrango  $\pm 50$  km dari KNS.

## 3) Skenario Disain

Pengembangan skenario desain dimulai pada saat periode operasional ketika wadah limbah dimasukkan ke dalam repository, kemudian periode setelah repository ditutup, terakhir periode selesainya kontrol repository.

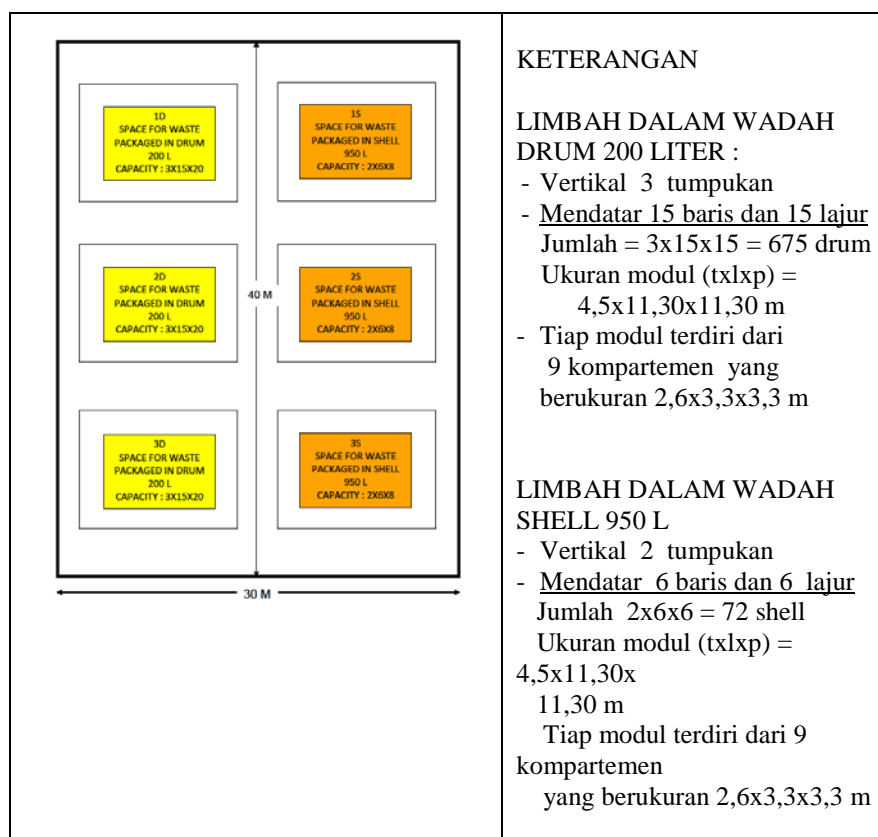
### Periode Operasional

Tapak dibangun dan dioperasikan seperti yang direncanakan. Meskipun, mungkin ada kecelakaan skala kecil ketika operasional, namun tidak merusak struktur kubah atau bahan yang mendasarinya, atau kerusakan masih dapat ditanggulangi. Setiap paket dengan kerusakan parah ditempatkan didalam overpacks. Kubah operasi tertutup oleh atap sementara. Lantai Vault dirancang untuk mengalirkan air hujan/badai ke dalam drainase.

Vault yang telah terisi penuh ditutupi oleh tutup sementara yang membatasi infiltrasi dan mencegah intrusi hewan. Area seluruh tapak dikendalikan untuk mencegah hewan dan akses manusia yang tidak berkepentingan. Setelah penutupan kubah terakhir, tutup atas sementara tiap kubah dibuat untuk membentuk tutup akhir seperti yang telah direncanakan dalam desain.

Fasilitas disposal demo di KNS direncanakan beroperasi selama 25 tahun untuk setiap modul yang merupakan bagian dari Vault, disesuaikan dengan perkiraan kapasitas yang ada di Interim Storage (IS). Setiap modul ada dua kompartemen masing-masing berisi drum 200 liter sebanyak 675 drum dan shell beton 950 liter sebanyak 72 shell (lihat Gambar 3).





Gambar 3. Paket Limbah Dalam Disposal

### Periode Pasca-Penutupan Kontrol Tapak

Mengingat Fasilitas disposal demo di KNS ini untuk limbah radioaktif katagori Very Low Level (level sangat rendah) yang disimpan selama 50 tahun, maka kontrol tapak di fasilitas disposal demo dipertahankan untuk jangka waktu 20 tahun setelah penutupan fasilitas.

Pada periode ini, area tapak dipagari dan jika memungkinkan ada patroli untuk mencegah hewan dan akses manusia yang tidak diinginkan. Akses yang tidak diinginkan kemungkinan sekali dapat terjadi, meskipun tidak signifikan. Setiap hewan penggali harus dikontrol. Kondisi tutup akan dipantau dan dapat diperbaiki atau ditingkatkan sesuai dengan kebutuhan. Beberapa pemantauan radiologi juga dapat dilanjutkan untuk maksud memastikan kembali.

Desain tutup akan efektif untuk mencegah infiltrasi air mencapai kubah. Beberapa kelembaban dapat masuk dan tinggal di kubah dalam fase uap dengan siklus evaporasi-kondensasi karena perbedaan suhu, terutama setelah peristiwa badai.

Beberapa korosi pada logam drum limbah akan atau telah terjadi, bahkan kemungkinan terjadi sebelum drum-drum tersebut ditempatkan, mungkin juga ada

degradasi limbah dalam jumlah kecil di dalam drum. Karena kondisi lokal yang kering dan kontak air terbatas dengan drum, korosi eksternal agak sedikit terjadi selama periode operasi. Degradasi limbah dapat terus terjadi dalam beberapa fraksi drum yang memiliki air yang signifikan dan / atau bermuatan organik (air timbul dari aksi mikroba), beberapa drum dapat timbul korosi dari dalam. Air berkurang dalam drum atau kubah ketika terjadi rembesan, namun kemungkinan dilepas dalam fasa uap dan gas, drum tidak dirancang untuk memampatkan gas.

Jadi mungkin ada beberapa spesies gas lepas dalam periode ini, misalnya uap air,  $14\text{CO}_2$  dan radon. Meskipun gas dari kubah akan menguap secara cepat ke permukaan tutup (didorong oleh efek harian dan perbedaan tekanan Bernoulli), dosisnya cenderung kecil karena gas apapun akan cepat terdispersi di udara.  $14\text{CO}_2$  bisa diambil dari vegetasi pelindung pada tutup tetapi ini tidak menjadi perhatian untuk eksposur manusia pada saat ini.

### Periode Pasca Kontrol

Penyimpangan kontrol (diasumsikan 20 tahun setelah penutupan) diperkirakan terjadi setelah kerusakan lokal pada tutup akibat intrusi hewan atau kendaraan yang melintas di atas tutup

dan tidak akan diperbaiki lagi. Erosi pada parit/selokan selama terjadi hujan badai secara cepat dan tidak terkonsolidasi akan menembus sedimen dan pasir sewaktu-waktu setelah penutup rusak. Jadi selokan sempit dan tanggul akan berbentuk radial melalui tutup, khususnya pada kejadian di luar batas, dan mengikis material kubah beton[4].

Dalam skenario desain, diasumsikan bahwa manusia tidak mengambil langsung kepentingan terhadap apa yang terjadi, dengan kata lain tidak berusaha untuk memperbaiki tutup, atau berusaha untuk mengeksplorasi atau mengeksploitasi apa yang mungkin tersembunyi di dalam kubah tersebut, (Catatan, ini adalah skenario alternatif yang mungkin).

Dalam periode beberapa puluh sampai ratusan tahun setelah akhir periode kontrol, kubah beton secara lokal tidak akan terlindungi dan beberapa bagian beton akan terkikis atau retak akibat siklus pemanasan-pendinginan dan pelapukan kimiawi. Dalam setiap kasus akan ada celah di dinding beton dan atap sehingga air akan masuk kubah selama peristiwa hujan badai. Mengakibatkan korosi pada drum dan degradasi limbah di dalam kubah yang terkena akan berjalan lebih cepat.

Sekitar 50 sampai 100 tahun setelah penutupan, sekitar 10% - 20% bagian kubah tidak terlindungi. Dinding kubah akan mulai runtuh, dipercepat oleh erosi lokal pada dasar pasir di bawah lantai kubah. Beton mulai jatuh/turun akan menimpa dan merusak drum limbah, sehingga logam drum berkarat, puing-puing beton dan bahan penutup dari campuran heterogen dalam kubah sekarang terkelupas[5].

Perembesan air secara signifikan akibat badai ke fasilitas tersebut dimulai setelah tutup gagal tetapi sementara atap kubah beton masih lengkap, air merembes melalui celah-celah kubah. Setelah sebagian kubah terbongkar, air dapat masuk ke kubah dan radionuklida mulai lepas dari limbah. Kontrol kimia oleh semen tidak akan efektif dalam kondisi heterogen dan aerobik. Spesies dapat larut mungkin bergerak

dalam larutan sedangkan spesies yang tidak larut dapat bergerak melekat pada partikel tanah liat atau koloid. Beberapa migrasi ke bawah tanah dimulai di bawah kubah, tetapi kebanyakan radionuklida diserap ke dalam fraksi tanah liat pada sedimen utama atau diendapkan dalam lapisan evaporasi. Selama hujan badai, genangan kecil dapat terbentuk pada kubah yang mungkin diminum oleh binatang pemakan rumput.

Penggerusan di pinggiran kubah berakibat radionuklida berada pada bantalan terkikis partikulat dari limbah/semu/sedimen campuran dalam kubah. Vegetasi dapat terbentuk di tanah untuk merumput hewan-hewan gembala/liar.

Tanah urugan di atas fasilitas cenderung menjadi lokasi utama untuk penggembalaan, akan ada pemandangan rumput dan pertanian di lahan sekitar fasilitas tanah urugan. Air dapat diambil dari sumur bor di dataran sekitar tanah urugan, walaupun sedikit mengabaikan kontaminasi akuifer.

#### **Hasil Pengukuran Radiasi Lokasi Penyimpanan TENORM**

Lokasi penimbunan TENORM milik PT. Timah Bangka berada di daerah Muntok, Bangka Barat, pada koordinat sekitar 02° 04' 20,8" LS dan 105° 10' 48,9" BT. Morfologi asli kawasan penimbunan TENORM berupa dataran yang berbatasan dengan punggung rendah batuan granit (di sebelah timur dan utara) dan dataran pantai di sebelah barat. Secara geologi, lokasi tempat penimbunan TENORM tersusun oleh batulempung - batupasir yang termasuk Formasi Tanjunggenting yang berumur Trias awal (252,2 juta tahun yang lalu). Tidak ditemukan singkapan batuan di dalam kawasan penimbunan TENORM. Penggunaan lahan daerah sekitar lokasi penimbunan berupa kawasan industri PT. Timah, semak dan pantai (Gambar 4). Lokasi penimbunan relatif dekat dengan dari kawasan industri, permukiman, dekat dengan pantai, serta lalu lintas.



(a) PT. Timah Muntok



(b) PT. Timah Toboali



(c) PT. Timah Pengareng

Gambar 4. Lokasi Penimbunan TENORM

TENORM ditimbun secara terbuka di atas lahan tanah. Lahan kawasan penimbunan relatif berbentuk segilima (ukuran lebih kurang 150 m x 150 m) yang dibagi dua sehingga masing-masing blok berbentuk persegi panjang yang dipisahkan oleh pagar. Masing-masing blok digunakan untuk timbunan slag (Gambar 4). Di bagian depan (dekat pintu masuk) kawasan penimbunan diberi papan nama lokasi penimbunan slag, kawasan dibatasi secara fisik

dengan pagar beton dan dilengkapi dengan pintu dan kunci gembok. Di bagian tepi kawasan dilengkapi dengan saluran air, sand trap dan saluran buangan air ke arah saluran sungai di sebelah barat yang mengalir ke laut.

Dari Tabel data TENORM, menunjukkan nilai konsentrasi rata-rata Cs-137 Monazit, K-40 Monazit, Ra-226 Monazit, Th-228 Monazit di lokasi 1, lokasi 2, lokasi 3 dan lokasi 4 sebagai berikut:

Tabel 1. Konsentrasi Cs-137, K-40, Ra-226, dan Th-228 dalam TENORM (lihat Tabel TENORM).

TENORM	LOKASI 1 kBq/kg	LOKASI 2 kBq/kg	LOKASI 3 kBq/kg	LOKASI 4 (Tailing) kBq/kg
Cs-137, Monazit	33	9,1	7,72	2,24
K-40, Monazit	64	14,72	12,66	4,6
Ra-226, Monazit	17,4	4,12	3,52	315,58
Th-228, Monazit	9,9	9,73	8,04	2,3

Sedangkan laju dosis rata-rata pada tabel 2 sebagai berikut:

Tabel 2. Laju Dosis rata-rata dari TENORM

RATA-RATA LAJU DOSIS	LOKASI 1 μSv/h	LOKASI 2 μSv/h	LOKASI 3 μSv/h	LOKASI 4 (Tailing) μSv/h
		40 - 50	14,22 - 16,77	11,50 - 12,95

Kecenderungan konsentrasi Cs-137, K-40, Ra-226 dan Th-228 dalam slag, monazit dan tailing di lokasi 1, lokasi 2, lokasi 3, dan lokasi 4 relatif sama, dan menurut ketentuan peraturan perundangan masih relatif jauh di atas ambang batas yang harus dilakukan penanganan lebih lanjut agar aman[6].

Tingkat kontaminasi NORM di semua lokasi menunjukkan tingkat yang melebihi batas Tingkat Intervensi. Keberadaan NORM yang melebihi Tingkat Intervensi (konsentrasi aktivitas NORM > 1000 Bq/kg) di dalam kawasan kerja dapat menimbulkan potensi paparan radiasi kepada pekerja, terutama yang sering beraktivitas di kawasan tersebut [7].

**Tabel TENORM**

Alat : NORMmeter, AustralRAD, Gamma Spectrometer Portable (Atomtex)

Hari, Tanggal : Kamis, 3 Oktober 2013

Operator : Hendra Adhi Pratama, Nurul Efri E., Arimuladi SP, Dadang Suganda

Tabel 3. Lokasi 1 : Tempat penyimpanan Monazit PT. Timah di Muntok

No	Koordinat Lokasi	Elevasi (m)	Laju Dosis (μSv/h)		Konsentrasi Aktivitas (kBq/kg)				Aktivitas Efektif NORM (kBq/kg)
			Survey-meter	Austral RAD	Cs-137	K-40	Ra-226	Th-228	
1	S : 02° 04' 21.3" E : 105° 11' 17.1"	18	40	50,00	33,0	64,0	17,4	9,9	

Tabel 4. Lokasi 2 : Tempat penyimpanan Slag TENORM-1 PT. Timah di Muntok

No	Koordinat Lokasi	Elevasi (m)	Laju Dosis (μSv/h)		Konsentrasi Aktivitas (kBq/kg)				Aktivitas Efektif NORM (kBq/kg)
			Survey-meter	Austral RAD	Cs-137	K-40	Ra-226	Th-228	
1	S : 02° 04' 20.8" E : 105° 10' 48.8"	32	14	17,38	9,4	15,1	4,2	10,0	18,6 ± 4,1
2	S : 02° 04' 20.3" E : 105° 10' 49.3"	33	14	15,15	7,8	12,4	3,5	8,3	15,5 ± 3,4
3	S : 02° 04' 21.0" E : 105° 10' 49.2"	35	15	15,73	9,7	15,9	4,4	10,3	19,2 ± 4,2
4	S : 02° 04' 21.7" E : 105° 10' 49.2"	27	15	17,38	9,5	15,0	4,3	10,2	18,8 ± 4,1
5	S : 02° 04' 22.3" E : 105° 10' 50.0"	27	16	20,90	10,3	17,0	4,7	11,0	20,5 ± 4,5
6	S : 02° 04' 22.4" E : 105° 10' 50.6"	29	15	16,20	9,4	15,9	4,4	10,2	19,2 ± 4,2
7	S : 02° 04' 21.5" E : 105° 10' 50.7"	29	12	16,00	8,0	12,5	3,5	8,4	15,6 ± 3,4
8	S : 02° 04' 21.3" E : 105° 10' 50.2"	29	14	16,32	8,8	14,2	4,0	9,4	17,5 ± 3,8
Rata - rata			14,22	16,77	9,1	14,72	4,12	9,73	

Tabel 5. Lokasi 3 : Tempat penyimpanan Slag TENORM-2 PT. Timah di Muntok

No	Koordinat Lokasi	Elevasi (m)	Laju Dosis ( $\mu\text{Sv/h}$ )		Konsentrasi Aktivitas (kBq/kg)				Aktivitas Efektif NORM (kBq/kg)
			Survey-meter	Austral RAD	Cs-137	K-40	Ra-226	Th-228	
10	S : 02° 04' 23.3" E : 105° 10' 52.2"	26	10	11,74	6,5	10,9	3,0	6,8	12,9 ± 2,8
11	S : 02° 04' 22.8" E : 105° 10' 52.5"	26	12	12,5	8,2	13,1	3,7	8,6	16,1 ± 3,5
12	S : 02° 04' 22.4" E : 105° 10' 52.1"	24	11	13,97	7,9	12,9	3,6	8,0	15,1 ± 3,3
13	S : 02° 04' 22.0" E : 105° 10' 51.3"	22	12	14,09	7,7	12,6	3,5	8,1	15,2 ± 3,3
14	S : 02° 04' 22.6" E : 105° 10' 51.2"	2	12,5	12,45	8,3	13,8	3,8	8,7	16,4 ± 3,6
Rata - rata			11,50	12,95	7,72	12,66	3,52	8,04	

Tabel 6. Lokasi 4 : Tempat penyimpanan tailing PPBT PT. Timah di Toboali

No	Koordinat Lokasi	Elevasi (m)	Laju Dosis ( $\mu\text{Sv/h}$ )		Konsentrasi Aktivitas (kBq/kg)				Aktivitas Efektif NORM (kBq/kg)
			Survey-meter	Austral RAD	Cs-137	K-40	Ra-226	Th-228	
1	Titik A (timur) S : 03° 00' 38.9" E : 106° 26' 33.2"	9	1,9	4,5	2,8	5,2	1,3	2,8	5,4 ± 1,0
2	Titik B (tgh bwh) S : 3,0108° E : 106,4426°	9	3,0	2,6	1,7 1,5	3,2 3,0	781,0 792,7	1,5 1,3	3,1 ± 0,5 2,8 ± 0,5
3	Titik C (barat) S : 03,0110° E : 106,4425°	9	2,8	6,3	4,0	7,7	1,9	3,8	7,5 ± 1,3
4	Titik D (tgh atas) S : 03,0109° E : 106,4424°	14	2,0	4,4	2,2	3,9	1,0	2,1	4,1 ± 0,7
Rata - rata					2,24	4,6	315,58	2,3	

Tabel 7. Lokasi 5 : Tambang PT. Timah, TSK 4.10, Pengareng, Bangka Selatan

No	Koordinat Lokasi	Elevasi (m)	Laju Dosis ( $\mu\text{Sv/h}$ )		Konsentrasi Aktivitas (kBq/kg)				Aktivitas Efektif NORM (kBq/kg)
			Survey-meter	Austral RAD	Cs-137	K-40	Ra-226	Th-228	
1	Penambangan S : 03° 01' 29,4" E : 106° 41' 30,8"	41	-td-	0,14	-td-	-td-	-td-	-td-	-td-
2	Tailing tambang	41	-td-	0,14	-td-	-td-	-td-	-td-	-td-



3	Grinding-Meja gy S : 03° 01' 25.2" E : 106° 41' 41.0"	34	0,08	0,05	-td-	-td-	-td-	-td-	-td-
4	Buangan meja gy S : 03° 01' 24.7" E : 106° 41' 41.4"	31	0,14	0,14	39,1	93,1	17,7	36,8	73,8 ± 7,2
5	Penggorengan S : 03° 01' 24.4" E : 106° 41' 40.7"	30	0,1	0,08	-td-	-td-	-td-	-td-	-td-
6	Arang bekas	30	0,18	0,08	-td-	-td-	-td-	-td-	-td-
7	Pecahan batu	30	0,08	0,08	-td-	-td-	-td-	-td-	-td-

## KESIMPULAN

- Ditinjau dari skenario air tanah KNS termasuk lokasi yang aman untuk fasilitas disposal demo. Ke depan perlu diteliti kecepatan aliran air tanah dari fasilitas disposal demo ke sungai Cisalak, untuk menentukan kecepatan migrasi radionuklida pada aliran air tanah, sehingga bisa diprediksi kapan radionuklida mencapai lingkungan. Untuk fasilitas disposal demo di KNS skenario kegagalan isolasi probabilitasnya termasuk rendah.
- Untuk Skenario Desain Fasilitas disposal demo di KNS direncanakan beroperasi selama 25 tahun untuk setiap modul yang merupakan bagian dari Vault, disesuaikan dengan perkiraan kapasitas yang ada di Interim Storage. Mengingat Fasilitas disposal demo di KNS ini untuk limbah radioaktif kategori Very Low Level (level sangat rendah) yang disimpan selama 50 tahun, maka kontrol tapak di fasilitas disposal demo dipertahankan untuk jangka waktu 20 tahun setelah penutupan fasilitas. Penyimpangan kontrol (diasumsikan 20 tahun setelah penutupan) diperkirakan terjadi setelah kerusakan lokal pada tutup akibat intrusi hewan atau kendaraan yang melintas di atas tutup dan tidak akan diperbaiki lagi.
- Identifikasi TENORM di daerah pertambangan dan industri pengolahan timah khususnya beberapa tapak untuk penimbunan memiliki paparan tinggi yang mengindikasikan adanya pencemaran oleh NORM, yaitu di lokasi timbunan monazit, ilmenit dan slag di Muntok (PT. Timah Bangka).

- Dilihat dari nilai rata-rata konsentrasi Cs-137, Ka-40, Ra-226 dan Th-228 baik dalam monazit, ilmenit, slag maupun tailing menunjukkan nilai konsentrasi yang masih melebihi batasan TENORM yang harus diintervensi yaitu sebesar 1 Bq/g atau 1 kBq/kg.
- Kecenderungan konsentrasi Cs-137, Ka-40, Ra-226 dan Th-228 dalam slag di lokasi timbunan slag di Muntok (lokasi 1 dan lokasi 2) relatif sama, dan menurut ketentuan peraturan perundangan masih relatif jauh di atas ambang batas yang harus dilakukan intervensi lebih lanjut.
- Tingkat kontaminasi NORM di semua lokasi menunjukkan tingkat yang melebihi batas Tingkat Intervensi. Keberadaan NORM yang melebihi Tingkat Intervensi (konsentrasi aktivitas NORM > 1000 Bq/kg) di dalam kawasan kerja dapat menimbulkan potensi paparan radiasi kepada pekerja, terutama yang sering beraktivitas di kawasan tersebut.

## DAFTAR PUSTAKA

- [1]. IAEA., Development of an Information System for Features, Events and Processes (FEPs) and Generic Scenarios for the Safety Assessment of Near Surface Radioactive Waste Disposal Facilities. Scenario generation and Justification Working Group, ISAM Document, Version (0.3) February 1999.
- [2]. Nuclear Energy Agency – OECD. Features, Events and Processes (FEPs) for Geologic Disposal of Radioactive Waste, An International Database, Radioactive Waste Management, 1988.

- [3]. IAEA., Operational Experience in Shallow Ground Disposal of Radioactive Waste, Technical Reports Series No. 253, Vienna, 1985.
  
- [4]. Japan Nuclear Cycle Development Institute, H12., Project to Establish the Scientific and Technical Basis for HLW Disposal in Japan. Supporting Report 1 Geological Environment in Japan, 2000.
  
- [5]. Japan Nuclear Cycle Development Institute, H12., Project to Establish the Scientific and Technical Basis for HLW Disposal in Japan. Supporting Report 3 Safety Assessment of Geological Disposal System 2000.
  
- [6]. PERATURAN PEMERINTAH RI No. 33 Tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif.
  
- [7]. PERATURAN KEPALA BAPETEN No. 9 Tahun 2009 tentang Intervensi terhadap Paparan yang Berasal dari Technologically Enhanced Naturally Occurring Radioactive Material.
  
- [8]. KATHREN, R.L., NORM Sources and Their Origins, Appl. Radiat. Isot.< Vol. 49 No. 3, Elsevier Science Limited, 1998.

## MEKANISME PENJERAPAN PLUTONIUM PADA SEDIMEN DI PERAIRAN LAUT SEMENANJUNG MURIA JEPARA

Murdahayu Makmur

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN  
Jl. Lebakbulus Raya No. 49 JKS KL Jakarta 12070

### ABSTRAK

MEKANISME PENJERAPAN PLUTONIUM PADA SEDIMEN DI PERAIRAN LAUT SEMENANJUNG MURIA JEPARA. Plutonium yang bersifat sebagai partikel reaktif akan terjerap dan mengendap pada sedimen dimana proses penjerapan plutonium dipengaruhi oleh jenis material pembentuk sedimen. Perilaku plutonium dalam penjerapan pada sedimen di perairan Semenanjung Muria Jepara telah diuji dalam penelitian ini, dimana pengambilan sampel dilakukan pada tahun 2011 dengan menggunakan alat pencuplik sedimen. Sebagian sampel dipisahkan untuk pengujian jenis sedimen dan sebagian sampel dipreparasi untuk diukur aktifitas plutonium menggunakan spektrometer alfa. Hasil uji jenis sedimen menemukan bahwa persentasi terbesar adalah jenis lanau sekitar 75,92 – 80,06 persen. Distribusi aktifitas plutonium di sedimen berkisar antara  $3,402 \times 10^{-3}$  sampai dengan  $1,053 \times 10^{-2}$  Bq/kg. Melihat komposisi jenis material pembentuk sedimen yang lebih banyak mengandung lanau, maka proses pengumpulan sedimen mengikuti proses sedimentasi normal yang terjadi melalui penjerapan pada fasa partikulat dan turun ke dasar perairan. Material pembentuk sedimen yang berjenis lanau pada umumnya mempunyai koefisien distribusi yang besar, memungkinkan plutonium yang telah terjerap akan kembali ke fasa air, dan terdistribusi ke daerah sekitar. Hal ini bersesuaian dengan tidak bervariatifnya aktivitas plutonium yang terukur disetiap titik pengambilan sampel. Dari uji statistik, juga ditemukan bahwa tidak ada korelasi antara persentasi lanau dengan aktivitas plutonium di sedimen, sehingga dapat disimpulkan bahwa plutonium yang terdapat di sedimen perairan laut Semenanjung Muria berasal dari *fall out* uji senjata nuklir beberapa tahun yang lampau.

**Kata Kunci :** Plutonium, sedimen, mekanisme penjerapan dan Semenanjung Muria.

### ABSTRACTS

*ADSORPTION MECHANISM OF PLUTONIUM IN THE SEDIMENT AT MURIA PENINSULA JEPARA. Plutonium, as a reactive particles, adsorbed on sediment where the adsorption process is influenced by the type of material forming sediment. The adsorption behavior of plutonium in the sediments at Muria Peninsula Jepara waters were tested in this study, where sampling was carried out in 2011 using sediment corer. Samples are separated for testing the type of sediments samples and some prepare for plutonium activity measured using alpha spectrometers. Test results of the sediment is found that the largest percentage of silt around 75.92 to 80.06 percent. Distribution of plutonium activity in the sediment ranged from  $3,402 \times 10^{-3}$  up to  $1,053 \times 10^{-2}$  Bq/kg. Looking at the composition of the material forming sediments contain more silt, sediment accumulation process will follow the normal sedimentation processes that occur through adsorption on particulate phase and fell into sediment. Forming material of the type silt sediments generally have a large distribution coefficients, allowing the adsorbed plutonium will be returned to the water phase, and distributed to the surrounding area. It is suitable with not varying the plutonium activity measured in each sampling point. Base on statistics test, also found that there is no correlation between the percentage of silt with plutonium activity in the sediment, so it can be concluded that the plutonium found in sediments Muria Peninsula waters originating from nuclear weapons testing fall out a few years ago.*

**Keywords:** Plutonium, sediment, adsorption mechanism and Muria Peninsula.

### PENDAHULUAN

Radionuklida yang terlepas ke lingkungan berasal dari bermacam-macam sumber, baik terlepas karena kecelakaan nuklir maupun dari operasi reaktor termasuk dari uji senjata nuklir pada beberapa tahun yang lampau. Lingkungan perairan laut merupakan penerima terbesar dari radionuklida antropogenik, baik yang dilepaskan langsung atau melalui sungai dan melalui jatuhnya dari atmosfer. Sebagian radionuklida yang bersifat konservatif akan berada di media air dalam bentuk terlarut dan sebagian lagi yang bersifat reaktif, berikatan

dengan partikel lainnya dan perlahan akan mengendap ke sedimen<sup>[1]</sup>. Perairan laut yang berfungsi sebagai sistem yang dinamik sehingga ketika radionuklida yang masuk ke air permukaan melalui deposisi basah dan kering tidak akan berada dalam kondisi yang stabil, tetapi akan mengalami berbagai macam proses dan akan menyebar ke berbagai penjuru termasuk akan mengendap ke sedimen<sup>[2]</sup>. Distribusi dan penyebaran radionuklida di perairan laut dipengaruhi oleh kemampuan penyerapan dan pelepasan dari partikel terlarut di dalam air.

Plutonium termasuk ke dalam kelompok aktinida dan merupakan unsur buatan dengan

nomor atom 94. Semua isotop dari aktinida ini merupakan unsur radioaktif. Sangat sedikit sekali plutonium terbentuk di alam. Umumnya plutonium-239 dan plutonium-240 terbentuk pada reaktor nuklir daya, ketika uranium-239 menangkap neutron. Plutonium biasanya digunakan untuk memproduksi senjata nuklir. Plutonium-238 juga digunakan sebagai sumber panas pada baterai nuklir untuk menghasilkan listrik pada peralatan pesawat luar angkasa<sup>[3]</sup>. (ASTDR, 2010).

Plutonium yang merupakan partikel reaktif, yang keberadaannya di perairan laut pada umumnya berasal dari uji senjata nuklir dan lepasan dari reaktor nuklir baik yang terkontrol maupun tidak. Di laut terbuka diperkirakan konsentrasi plutonium sekitar  $10^{-5}$  Bg/kg (oleh IAEA) dimana sebagian besar (99%) akan terdeposisi ke sedimen. Sedangkan sekitar 7% akan menyebar mengikuti mekanisme migrasi perairan<sup>[4]</sup>.

Pada umumnya, plutonium sebagai partikel reaktif akan tertahan di sedimen dan mempunyai koefisien distribusi (Kd) yang bervariasi tergantung kepada jenis sedimen yang menjerapnya. Koefisien distribusi akan mempengaruhi kemampuan distribusi suatu partikel, dimana semakin tinggi nilai Kd maka kemampuan partikel untuk terdistribusi juga tinggi. Menurut Mahara dan Kudo (2000) plutonium mempunyai nilai Kd yang tinggi pada jenis sedimen jenis *clay*, sehingga besar kemungkinan akan terdistribusi lebih jauh mengikuti mekanisme perairan dibandingkan dengan jenis sedimen lain yang mempunyai butiran lebih besar<sup>[5]</sup>.

Semenanjung Muria, sebagai salah satu calon tapak PLTN di Indonesia, memerlukan data jenis pembentuk sedimen dan *baseline data* radioaktif sebagai data dasar sebelum PLTN dibangun. Penelitian mengenai *baseline data* cesium-137 pernah diteliti oleh Suseno (2013) dan menemukan adanya korelasi antara mineral lempung yang terdapat pada sedimen dengan konsentrasi cesium yang terendap di dalam sedimen<sup>[7]</sup>. Untuk melengkapi *baseline data* radioaktif di sedimen Semenanjung Muria, penelitian ini dilakukan dengan meneliti hubungan jenis sedimen pada perairan Semenanjung Muria dengan aktivitas  $^{239,240}\text{Pu}$  yang terdapat didalamnya dan terhadap distribusi plutonium di perairan tersebut.

## TATA KERJA

### Pengambilan Sampel

Cuplikan sedimen sebanyak 1-2 kg diambil menggunakan *sediment corer* dan diproses mengikuti Instruksi Kerja Pengambilan dan Preparasi Contoh Sedimen<sup>[8]</sup>. Sedimen kemudian disiapkan untuk penentuan plutonium dan sebagian sedimen dibawa ke Laboratorium Geologi Laut FPIK UNDIP Semarang, dianalisis tekstur sedimen yang didasarkan pada ukuran butiran menggunakan metode Eleftheriou dan McIntyre. Ukuran butir merepresentasikan mineral yang terkandung dalam sedimen yang ditentukan berdasarkan skala Wentworth<sup>[9]</sup>.

### Preparasi sampel untuk penentuan plutonium

Sampel sedimen diabukan pada suhu  $550^{\circ}\text{C}$  selama 5 jam untuk menghilangkan kandungan organiknya. Setelah penambahan *tracer*  $^{242}\text{Pu}$  ( $T_{1/2}=3,76 \times 10^5$  tahun), abu dilarutkan dalam  $\text{HNO}_3$  pekat dan dilakukan pemanasan dan penambahan  $\text{HNO}_3$ ,  $\text{H}_2\text{O}_2$  dan  $\text{NaNO}_2$  berulang. Larutan tersebut disaring dan disiapkan untuk proses pemisahan plutonium dari kation-kation pengganggu lainnya menggunakan resin penukar anion<sup>[10]</sup>.

### Purifikasi dan Pengukuran Plutonium dengan Spektrometri Alfa.

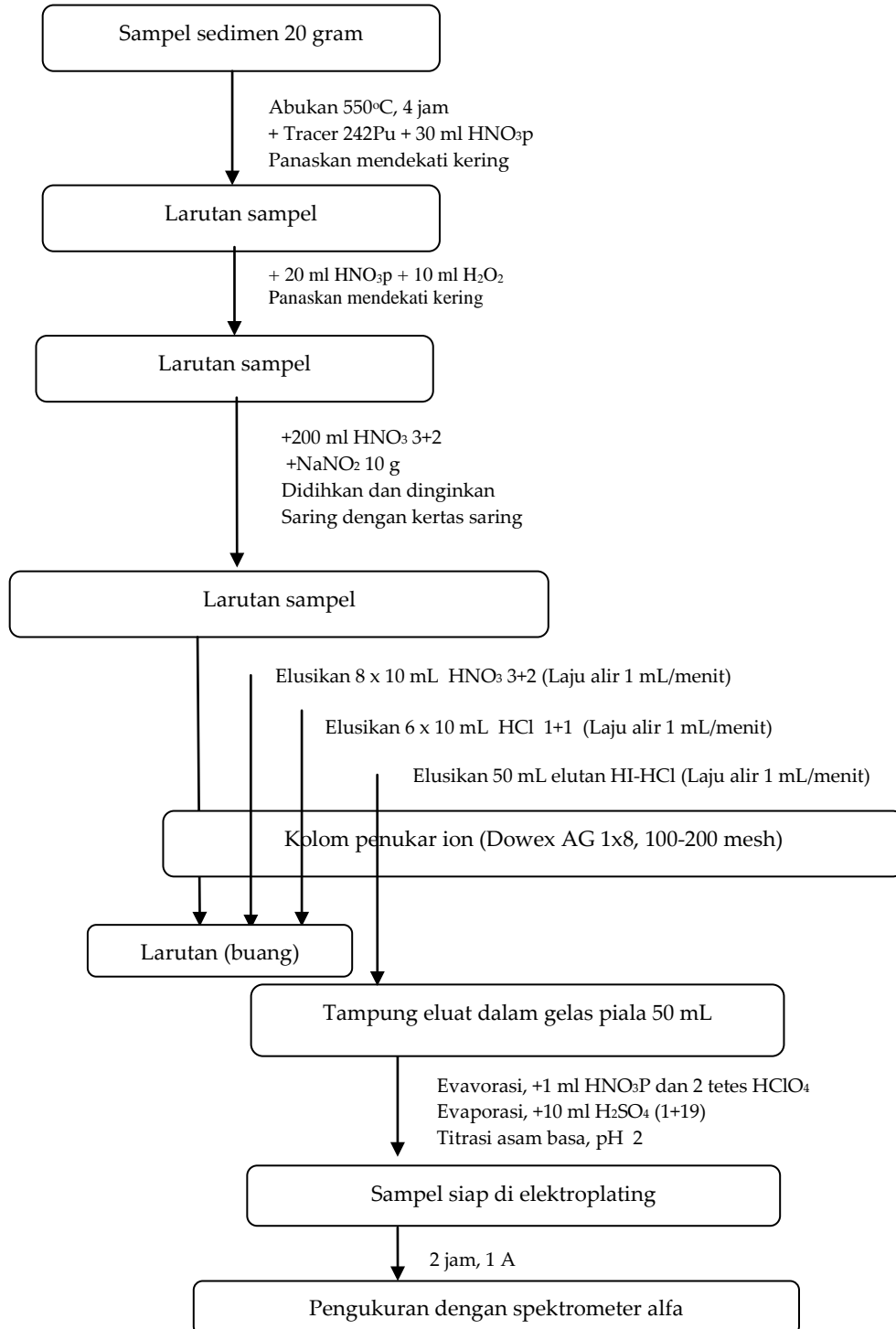
300 ml larutan sampel kemudian dipurifikasi dari radionuklida lainnya dengan menggunakan kolom penukar ion (Dowex 1-x8, 100-200 mesh). Elusi plutonium dilakukan dengan elutan HCl-HI. Setelah pemanasan dan penambahan  $\text{H}_2\text{O}_2$ , plutonium dielektrodeposisi dalam media asam sulfat pada pH 2 pada plat *stainless steel* dengan arus 1 A selama 2 jam. Plutonium yang sudah terdeposisi kemudian diukur dengan menggunakan spektrometer alfa<sup>[10]</sup>. Peralatan spektrometer alfa yang digunakan Alpha Analyst model 7200-02 keluaran Canberra yang dilengkapi software Apex-Alpha<sup>TM</sup>. Mempunyai 4 chamber detektor semikonduktor PIPS (*Passivated Implanted Planar Silicon*) untuk pengukuran 4 sampel bersamaan. Diagram alir prosedur penentuan plutonium pada sedimen dapat dilihat pada Gambar 1 di bawah ini.

### Analisis Data

Data ditampilkan secara deskriptif dan dianalisis menggunakan SPSS versi 16 untuk mencari korelasi antara variabel. Korelasi antara kedua variabel dilakukan dengan SPSS Versi 16, menggunakan uji non parametrik Spearman's Rho<sup>[11]</sup>. Sebelum melakukan uji korelasi perlu ditetapkan terlebih dahulu nilai  $H_0$  dan  $H_a$ . Nilai  $H_0$  adalah tidak terdapat perbedaan persentase

lanau dengan aktivitas plutonium. Dengan melihat angka probabilitas, dimana probabilitas > 0,05 maka  $H_0$  diterima artinya tidak terdapat persentase lanau dengan aktivitas plutonium. Jika

probabilitas < 0,05 maka artinya  $H_0$  ditolak, artinya adalah terdapat perbedaan persentase lanau dengan aktivitas plutonium.

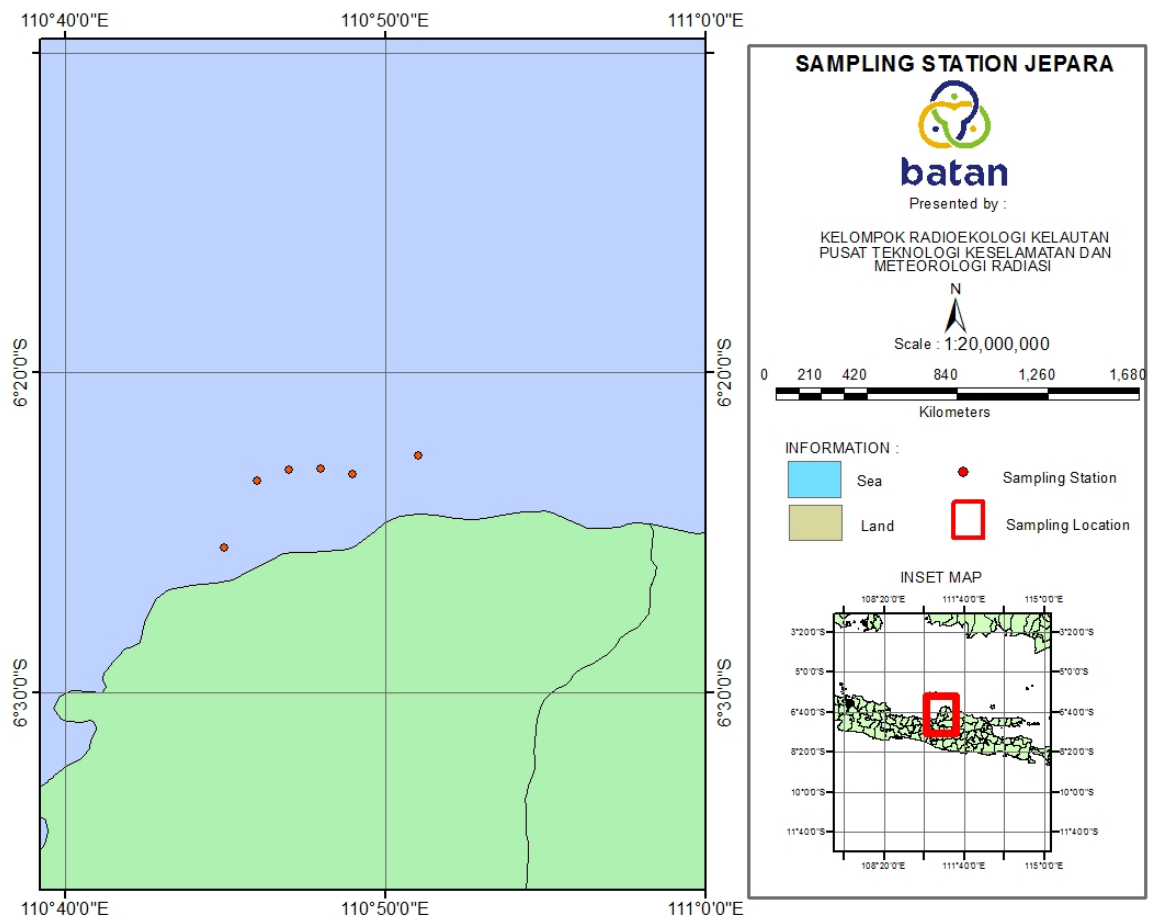


Gambar 1. Alur preparasi sampel sedimen



## HASIL DAN PEMBAHASAN

Titik titik pengambilan sampel dilakukan di perairan laut semenanjung Muria Jepara yang merupakan calon tapak PLTN. Data titik pengambilan sampel dapat dilihat pada Gambar 2 berikut ini.



Gambar 2. Lokasi pengambilan sampel sedimen di Semenanjung Muria<sup>[7]</sup>

Mengacu kepada penelitian yang dilakukan oleh Livingston et al.<sup>[12]</sup> di sedimen Samudera Pasifik, ditemukan bahwa hanya sedikit dari fraksi plutonium yang berada pada permukaan laut, dan sebagian besar akan berpindah ke sedimen karena pengaruh dari berbagai proses di air permukaan. Proses sedimentasi tersebut akan terbagi ke dalam dua cara, yaitu sedimentasi normal dan sedimentasi cepat. Sedimentasi normal terjadi ketika plutonium menempel pada partikel halus dan kemudian terserap perlahan melalui proses penjerapan turun ke dasar laut. Sedangkan pada proses sedimentasi cepat diwakili oleh koefisien kecepatan sedimentasi dimana plutonium terjebak pada plankton atau partikel besar lainnya

dan terendapkan secara cepat dan tidak akan balik ke larutan lagi<sup>[11]</sup>.

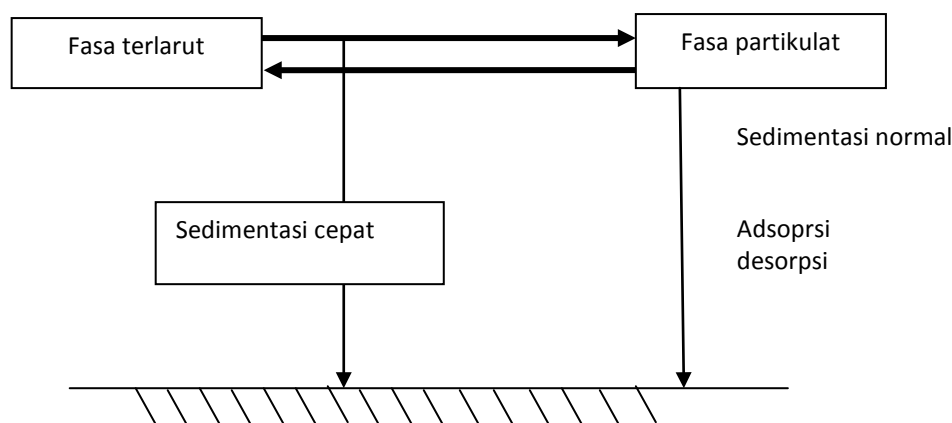
Dapat dikatakan bahwa, proses terkumpulnya plutonium pada sedimen akan bergantung kepada jenis sedimen yang ada pada perairan tersebut. Seperti halnya pada perairan laut semenanjung Muria Jepara dengan komposisi sedimen yang dimiliki lebih banyak mengandung lanau dan lempung, yang merupakan partikel halus yang berukuran di bawah 62,5  $\mu\text{m}$ , maka proses pengumpulan sedimen akan mengikuti proses sedimentasi normal. Data hasil analisis komposisi sedimen dapat dilihat pada Tabel 1 berikut ini.

**Tabel 1.** Komposisi material pembentuk sedimen di Semanjung Muria

Stasiun	Pasir Halus (%)	Lanau (%)	Lempung (%)
LO1	2,89	79,89	17,22
LO2	2,57	80,06	17,38
LO3	4,94	75,92	19,14
LO4	4,29	77,48	18,23
LO5	2,73	78,75	18,52
LO6	3,01	78,86	18,13

Plutonium di dalam air dapat digambarkan dalam 3 model penjerapan, yang pernah diteliti menggunakan *tracer* oleh Nakano dan Povinec (2003) dan dianggap bisa mewakili karakteristik

plutonium di lautan terbuka<sup>[11]</sup>. Skema penjerapan plutonium dapat dilihat pada Gambar 3 berikut ini.



**Gambar 3.** Penjerapan plutonium pada sistem perairan<sup>[11]</sup>

Plutonium yang terjerap pada partikulat lempung dan lanau akan perlahan mengalami sedimentasi normal dan turun ke dasar perairan membentuk sedimen laut. Karena sedimen perairan Semanjung Muria yang mayoritas berbentuk lanau, dimana menurut hasil penelitian bahwa nilai koefisien distribusi plutonium pada sedimen jenis ini termasuk tinggi, maka plutonium yang terjerap di sedimen tersebut juga akan mengalami distribusi yang jauh lebih luas mengikuti mekanisme perairan dibandingkan dengan plutonium yang terjerap pada sedimen jenis lain<sup>[5]</sup>.

Keberadaan lempung dan lanau di sedimen perairan laut diasumsikan berdasarkan *run off* dari daerah teresterial Jepara. Partikulat *run off* membawa tanah lempung dan lanau tersebut yang mengikat plutonium di dalamnya. Hal ini membuktikan bahwa plutonium yang terdeteksi di perairan laut Semanjung Muria berasal dari *fall out* uji coba senjata nuklir beberapa tahun yang lalu dan bukan terbawa arus dari Lautan Pasifik. Hal ini disebabkan karena, plutonium yang bersifat konservatif dan cenderung mengendap ke dasar perairan. Hasil pengukuran aktivitas <sup>239,240</sup>Pu pada sedimen Semanjung Muria dapat dilihat pada Tabel 2 berikut ini.

**Tabel 2.** Aktivitas <sup>239,240</sup>Pu di sedimen di Semanjung Muria

Stasiun	Aktivitas (Bq/kg)
LO1	1,035 X 10 <sup>-2</sup>
LO2	1,053 X 10 <sup>-2</sup>
LO3	4,460 X 10 <sup>-3</sup>
LO4	3,402 X 10 <sup>-3</sup>
LO5	1,049 X 10 <sup>-2</sup>
LO6	2,288 X 10 <sup>-2</sup>

Primer, 2013

Mengacu pada hasil penelitian Mahara dan Kudo (2000), maka plutonium yang terjerap pada jenis sedimen atau lanau, mempunyai koefisien distribusi lebih tinggi, dengan artian bahwa plutonium yang terjerap pada sedimen lebih mudah balik kembali ke dalam fasa air, dan terdistribusi merata di daerah sekitar karena mekanisme perairan<sup>[5]</sup>. Hal ini dibuktikan dengan hampir seragamnya nilai aktivitas plutonium pada hampir di semua sampel, dan tidak ada korelasi antara persentase lanau atau lempung dengan aktivitas plutonium di sedimen.

Korelasi antara kedua variabel dilakukan dengan SPSS Versi 16, menggunakan uji non parametrik Spearman's Rho<sup>[11]</sup>. Hasil uji korelasi menemukan nilai probabilitas lebih besar dari 0,05 (sebesar 0.609), maka Ho diterima artinya tidak terdapat hubungan yang signifikan antara variabel persentase lanau atau lempung dengan variabel aktivitas plutonium di dalam sedimen. Hasil uji korelasi antara persentase lanau dengan aktivitas plutonium dapat dilihat pada Gambar 4 berikut ini.

**Nonparametric Correlations**

**Correlations**

		lanau	plutonium
Spearman's rho	lanau	Correlation Coefficient	1.000
		Sig. (2-tailed)	.609
		N	.200
plutonium	lanau	Correlation Coefficient	.609
		Sig. (2-tailed)	1.000
		N	.200
		N	6
		N	6

Gambar 4. Hasil uji korelasi antara persentase lanau dengan aktivitas plutonium

## KESIMPULAN

Persentase terbesar jenis sedimen di perairan laut Semenanjung Muria adalah jenis *clay* atau lanau sekitar 75,92 – 80,06 persen dengan sebaran aktifitas plutonium berkisar antara  $3,402 \times 10^{-3}$  sampai dengan  $1,053 \times 10^{-2}$  Bq/kg. Melihat komposisi sedimen yang dimiliki lebih banyak mengandung lanau, yang merupakan partikel halus yang berukuran di bawah  $62,5 \mu\text{m}$ , maka proses pengumpulan sedimen akan mengikuti proses sedimentasi normal yang terjadi melalui penjerapan pada fasa partikulat dan turun ke dasar perairan. Tidak bervariasinya aktivitas plutonium yang terukur disetiap titik pengambilan sampel menyimpulkan bahwa plutonium yang terdapat di sedimen perairan laut Semenanjung Muria berasal dari *fall out* uji senjata nuklir beberapa tahun yang lampau.

## DAFTAR PUSTAKA

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA). TECDOC-1429. Worldwide marine radioactivity studies (WOMARS) Radionuclide levels in oceans and seas. Austria (2005).
- [2] POVINEC, P.P., AARKROG, A., BUESSELER, K.O., DELFANTI, R., HIROSE, K., HOON-HONG, G., ITOA, T., LIVINGSTON, H.D., NIES, H., NOSHKIN, V.E., SHIMA, S. TOGAWA, O. <sup>90</sup>Sr, <sup>137</sup>Cs and <sup>239,240</sup>Pu concentration surface water time series in the Pacific and Indian Oceans - WOMARS results. Journal of Environmental Radioactivity 81. 63-87, (2005)
- [3] ATSDR, 2010. Toxicological profile for plutonium. US Department of Health and Human Services.
- [4] CHOPIN, G.R & WONG, P.J. 1998. The chemistry of actinide behavior in marine system. Aquatic Geochemistry 4: 77-101.

- [5] MAHARA, Y. & KUDO, A. Plutonium mobility and its fate in soil and sediment environments *in* Plutonium in Environment, Editor: A. Kudo. Elsevier science Ltd. 348-362, (2000).
- [6] SUSENO, H. Korelasi konsentrasi  $^{137}\text{Cs}$  terhadap mineral lempung dalam sedimen perairan Semenanjung Muria Jepara. *Jurnal Teknologi Pengelolaan Limbah (Journal of Waste Management Technology)*, 16 (2). 31-36, (2013).
- [7] BADAN TENAGA NUKLIR NASIONAL (BATAN). Instruksi Kerja Pengambilan dan Preparasi Contoh Sedimen. Pusat Teknologi Limbah Radioaktif – BATAN (2011).
- [8] ELEFThERIOU, A AND A. MCINTYRE (EDITOR). *Methods For The Study of Marine Benthos*. 3rd ed. Blackwell Scientific Publications, Oxford (2005).
- [9] NAKANO, M. *Manual of standart procedures for analysis of marine samples*. Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories, JAEA. 10-16, (2007).
- [10] LIVINGSTON, H.D., POVINEC, P.P., ITO, T., TOGAWA, O. The behavior of plutonium in the Pacific Ocean. In: *Plutonium in the environmental*, Elsevier Science, Ltd. 267-292, (2001).
- [11] NAKANO, M & POVINEC, P.P. Modelling the distribution of plutonium in the Pacific Ocean. *Journal of Environmental Radioactivity* 69. 85-106, (2003).
- [12] AGUSYANA, Y. *Olah Data skripsi dan penelitian dengan SPSS 19*. Jakarta. Elek Media Computindo (2001).

## ANALISIS TRITIUM DALAM AIR LAUT MENGGUNAKAN LSC TRICARB 2910TR MELALUI PROSES ELEKTROLISIS

Nurokhim

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN  
Jl. Lebakbulus Raya No. 49 JKSKL Jakarta 12070  
Email: nurokhim@batan.go.id

### ABSTRAK

ANALISIS TRITIUM DALAM AIR LAUT MENGGUNAKAN LSC TRICARB 2910TR MELALUI PROSES ELEKTROLISIS. Base line data tritium dalam air laut diperlukan untuk keperluan monitoring lingkungan dari dampak pengoperasian instalasi nuklir, khususnya pembangkit listrik tenaga nuklir. Konsentrasi yang sangat rendah tritium dalam air laut merupakan tantangan berat dalam analisis di laboratorium dengan peralatan yang sangat terbatas. Untuk dapat mengukur tritium dalam air laut dengan LSC TRICARB 2910TR maka perlu untuk melakukan pengayaan tritium. Dalam penelitian ini dilakukan pengayaan melalui elektrolisis. Proses elektrolisis dilakukan dengan membuat 18 sel elektrolit dari elenmeyer 100 ml yang dirangkai kombinasi seri dan paralel menyesuaikan kemampuan suplai variabel arus dan tegangan DC, maksimum 30V 30A dari HY3030E. Elektrolisis dilakukan secara bertahap sedemikian hingga 1500 ml distilat air laut dalam 18 sel terelektrolisis tinggal menjadi 50 ml, elektrolit tersisisa kemudian dipreparasi untuk dapat dilakukan pencacahan di LSC 2910TR. Hasilnya cukup baik, dimana proses elektrolisis dalam penelitian ini dapat menurunkan aktivitas minimum tritium yang dapat dideteksi (MDA) dari 1,8773 Bq/L (15,76 TU) menjadi 0,1116 Bq/L (0,94 TU). Analisis 3 sampel air laut yang berasal dari Teluk Jakarta (TJ), Bangka Barat (BB) dan Selat Sunda (SS) diperoleh masing-masing konsentrasi tritiumnya sebesar  $0,19098 \pm 0,01085$ ,  $0,20313 \pm 0,01097$  dan  $0,12011 \pm 0,01074$  Bq/L.

Kata kunci: tritium, air laut, LSC, elektrolisis.

### ABSTRACT

*ANALYSIS OF TRITIUM IN SEAWATER USING TRICARB 2910TR LSC THROUGH THE ELECTROLYTIC PROCESS. Base line data of tritium in sea water is necessary for the purposes of environmental monitoring from the impact of the operation of nuclear installations, especially nuclear power plants. The Very low concentrations of tritium in sea water is a serious challenge in the analysis in the laboratory with very limited equipment. To be able to measure tritium in sea water with TRICARB 2910TR LSC it is necessary to perform tritium enrichment. In this research, the enrichment process is done through electrolysis. Electrolytic process is performed by making 18 electrolytic cell made from 100 ml elenmeyer glass were assembled in series and parallel adjusted to the variable current and DC voltage power supply, capability on 30V 30A maximum from HY3030E. The Electrolytic done gradually so that the 1500 ml of sea water distillate in 18 cell living into a 50 ml, the remain electrolyte then prepared for counting that can be done in 2910TR LSC. The result is quite good, where the electrolytic process in this study can decrease the Minimum Detectable Assay (MDA) from 1.8773 Bq/L (15.76 TU) to 0.1116 Bq / L (0.94 TU). Analysing of 3 seawater samples from the Jakarta Bay (TJ), West Bangka (BB) and the Sunda Strait (SS) shown that the each tritium concentrations is  $0.19098 \pm 0.01085$ ,  $0.20313 \pm 0.01097$  and  $0.12011 \pm 0.01074$  Bq/L.*

Keywords: tritium, sea water, LSC, electrolysis.

### PENDAHULUAN

Tritium ( $^3\text{H}$  atau T) merupakan radioisotop pemancar beta energi rendah, dengan energi maksimum 18,6 keV dan umur paro 12,32 tahun [1]. Secara alami tritium terjadi karena interaksi radiasi sinar kosmis dengan gas di atmosfer. Namun demikian, radioaktivitas tritium mengalami peningkatan selama masa uji coba senjata nuklir antara tahun 1945 dan 1963 yang mengindikasikan bahwa tritium merupakan

radionuklida antropogenik yang dapat dibuat. Tritium dapat terbentuk di dalam bahan struktur reaktor nuklir akibat aktivasi neutron terhadap Lithium ( $^6\text{Li}$  atau  $^7\text{Li}$ ) [2] atau reaksi inti tangkapan neutron cepat oleh boron ( $^{10}\text{B}$ ) [3,4]. Tritium juga terbentuk sebagai produk samping akibat pembelahan uranium maupun plutonium [5,6,7], karena itu tritium dapat terdilis dari fasilitas-fasilitas nuklir seperti pembangkit listrik tenaga nuklir (PLTN), fasilitas reprosesing dan limbah radioaktif. Sifat kimia dan fisika tritium



mirip dengan hidrogen ( $^1\text{H}$ ), pada temperatur dan tekanan udara normal tritium berbentuk gas ( $\text{T}_2$  atau  $^3\text{H}_2$ ), dan dapat menggantikan posisi atom hidrogen dalam air membentuk *tritiated water*  $\text{T}_2\text{O}$ . Konsentrasi aktivitas tritium dalam air dinyatakan dalam satuan Bq/L atau dalam Tritium Units (TU) dimana 1 TU sama dengan satu atom tritium per  $10^{18}$  atom hidrogen yaitu  $0,11919 \pm 0,00021$  Bq/L [8]. Tritium tercampur dan ikut menguap dalam air, sehingga dapat menyebar ke lingkungan dengan cepat, sampai ke manusia, hewan, maupun tumbuhan dengan mudah.

*Baseline-data* tritium dalam air laut diperlukan untuk monitoring lingkungan dari dampak pengoperasian instalasi nuklir, khususnya pembangkit listrik tenaga nuklir. Pembangkit listrik tenaga nuklir telah banyak dibangun dan dioperasikan, sebagian besar PLTN berada di pantai dengan menggunakan air laut sebagai pendingin. Di pantai sekitar samudra Pasifik, Jepang, Korea, China, Taiwan dan Amerika telah membangun dan mengoperasikan PLTN sejak beberapa dekade yang lalu, sementara di pantai samudra Hindia negara India dan Pakistan merupakan dua negara nuklir yang tidak hanya memiliki PLTN tetapi juga pernah melakukan uji coba senjata nuklir. Uji coba nuklir juga dilakukan oleh Amerika di Bikini Atoll (Pasifik) dan Inggris di kepulauan Montebello pantai timur Australia (Hindia). Indonesia sebagai negara kepulauan yang berada di antara kedua samudra tersebut sangat perlu untuk membangun kemampuan dalam mengukur dan memonitor dampak operasi PLTN.

Konsentrasi tritium yang sangat rendah dalam air laut merupakan tantangan berat dalam analisis di laboratorium dengan peralatan yang terbatas. Di laut pasifik, konsentrasi tritium berkisar antara 13 mBq/L di kutub selatan dan sampai 330 mBq/L di perairan Jepang. Di equator sebesar 122 mBq/L di pantai timur Australia dan 109 mBq/L di pantai timur Philipina. Di samudra Hindia berkisar antara 150 mBq/L di sekitar teluk Bengala dan teluk Arab dan sekitar 170 mBq/L di Pantai barat Australia [9,10]. Demikian juga pasca kecelakaan PLTN Fukushima akibat tsunami tahun 2011, konsentrasi tritium di air permukaan bagian

Barat Laut Pasifik, 40 km dari Fukushima Jepang menunjukkan 0,05 – 0,15 Bq/L [11].

*Liquid Scintillation Counting* (LSC) TRICARB 2910TR merupakan alat cacah radiasi yang dapat digunakan untuk menentukan aktivitas radionuklida pemancar beta seperti tritium dalam sampel cair [12]. Pengukuran konsentrasi tritium dalam air laut menggunakan LSC dapat dilakukan dengan preparasi sederhana, langsung mencampur air sampel dengan sintilator cocktail yang sesuai atau preparasi dengan destilasi untuk menghilangkan pengotor dalam sampel. Akan tetapi untuk konsentrasi tritium yang sangat rendah, preparasi khusus diperlukan untuk memperkaya kandungan tritium dalam sampel. Penelitian ini merupakan awal kegiatan yang bertujuan untuk menentukan konsentrasi tritium dalam air laut berdasarkan peralatan yang tersedia di laboratorium Radioekologi Kelautan Serpong. Studi awal terhadap performa LSC 2910TR menunjukkan bahwa konsentrasi tritium minimum yang dapat diukur adalah 2,05 Bq/L dengan limit deteksi 0,26 cpm [13], karena itu konsentrasi tritium dalam air laut yang umumnya  $< 0,33$  Bq/L perlu diperkaya agar mencapai batas minimum deteksi. Proses pengayaan dilakukan dengan membuat dan mengoperasikan perangkat sel elektrolisis di laboratorium.

## TATA KERJA

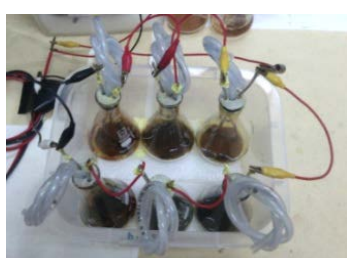
### Alat dan Bahan:

Sampel air laut yang telah tersedia di laboratorium dipreparasi awal dengan menambahkan bahan kimia NaOH dan  $\text{KMnO}_4$ . Pemurnian air laut dari pengotor menggunakan distilator GRAHAM CONDENSOR, tabung gelas dengan pipa spiral didalamnya, dilengkapi dengan pipa plastik untuk aliran air pendingin, dan pemanas SUPER NUOVA dari *Thermo Scientific*, dirangkai seperti Gambar 1.



Gambar 1. Rangkaian alat Distilator

Sebanyak 18 sel elektrolisis dibuat dan dirangkai secara seri dan paralel untuk proses elektrolisis, memperkaya tritium dalam sampel. Tiap sel terdiri dari satu gelas erlenmeyer 100 ml, dua buah elektroda *stainless steel*, karet penyumbat dan pipa plastik penghambat penguapan. Sebanyak 6 sel ditempatkan dalam satu *box* plastik disusun dalam dua seri masing-masing terdiri 3 sel seperti Gambar 2(a). Es kering (*dry ice*) sebagai pendingin ditempatkan di antara dua rangkaian seri seperti gambar 2(b). Tiga buah *box* berisi 18 sel elektrolit dielektrolisis dengan suplai tegangan arus searah HY3030E seperti gambar 2(c).



(a) 6 sel elektrolit dalam *box*



(b) pendingin Es kering



(c) proses elektrolisis

Gambar 2. Rangkaian sel elektrolit dengan suplai tegangan DC HY3030E

*Cocktail* standar Ultima Gold™ produksi Parkin Elmer digunakan sebagai bahan *scintillation*, dicampur dengan sampel yang akan dianalisis di dalam *vial* (botol kecil) gelas 20 ml.

Botol-botol gelas *vial* standar, blangko dan sampel disiapkan dan disusun dalam rak sampel, selanjutnya dicacah menggunakan pencacah LSC TRICARB 2910TR (Gambar 3).



Gambar 3. *Vial* standar dan sampel dalam rak, serta pencacah LSC TRICARB 2910TR.

### Prosedur kerja

Kedalam 1800 ml air laut dalam 2 x 1 liter gelas beaker ditambahkan 6 g NaOH dan 0,6 g  $\text{KMnO}_4$ , dicampur sampai homogen agar zat-zat pengotor organik dan anorganik terikat dan mengendap. Larutan kemudian didistilasi hingga mendapatkan 1500 ml distilat. Dalam 1500 ml distilat ditambahkan 5 g NaOH kemudian diaduk dan didistribusikan dalam 18 sel elektrolit. Kedelapanbelas sel kemudian dipasang dan di

rangkai dalam 3 *box* plastik sebagaimana Gambar 3.

Proses elektrolisis dilakukan dengan mengalirkan 0,25 – 0,5 A arus listrik pada tiap sel, dan terus menjaga agar arus total dalam rangkaian yang ditampilkan pada *display* HY3030E sebesar 5 - 9 A, dengan cara mengatur/mengontrol variabel tegangan. Temperatur dijaga agar tetap di bawah temperatur ruangan dengan menempatkan peralatan dalam ruang ber AC dan menempatkan es kering diantara sel elektrolit. Proses dijaga

untuk beroperasi kontinyu selama lima hari jam kerja dan dimatikan pada hari libur. Ketika volume elektrolit tiap sel berkurang menjadi sekitar 20 ml, rangkaian di bongkar kemudian seluruh isi sel digabung dan didistribusikan kembali dalam 6 sel, selanjutnya elektrolisis dilanjutkan terhadap enam sel (1 *box*). Pembongkaran kembali dilakukan saat elektrolit dalam 6 sel masing-masing tersisa sekitar 20 ml, seluruh isi sel digabung dan didistribusi dalam 3 sel yang selanjutnya dielektrolisis secara seri, sehingga akhirnya diperoleh elektrolit akhir sebanyak 50 ml dari ketiga sel.

Hasil akhir elektrolisis berupa 50 ml elektrolit kemudian didistilasi, menghasilkan 20-30 ml distilat, 5-10 ml fraksi awal dan akhir distilat dibuang, sehingga menyisakan sekitar 15 ml distilat kaya dengan tritium yang siap untuk preparasi pencacahan.

$$MDA \text{ (Bq/L)} = \frac{2.71+4.65 \sqrt{Cpm_{bk} \cdot t_{bk}}}{\epsilon \cdot V \cdot 60 \cdot t_{bk}} \quad (1)$$

$$L_D \text{ (cpm)} = \frac{2.71+4.65 \sqrt{Cpm_b \cdot t_{bk}}}{t_{bk}} \quad (2)$$

$$L_C \text{ (cpm)} = 1.64 \sqrt{\frac{2Cpm_{bk}}{t_{bk}}} \quad (3)$$

dengan  $Cpm_{bk}$  adalah laju cacah blangko (cpm),  $t_{bk}$  lama pencacahan (menit),  $\epsilon$  efisiensi, dan  $V$  volume blangko dalam *vial* (liter). Efisiensi ditentukan berdasarkan nilai *transformed Index of the External Standard* (tSIE) tiap pencacahan pada kurva kalibrasi Efisiensi vs tSIE yang dapat dibuat dari data-data yang telah tersedia dalam perangkat lunak QuantaSmart™. [16]

$$CR_S = Cpm_S - Cpm_{bk} \quad (4)$$

Dimana  $Cpm_S$  adalah laju cacah sampel (cpm) dan  $CR_S$  laju cacah sampel terkoreksi *background*. Apabila nilai  $CR_S$  berada dibawah  $L_D$  maka konsentrasi tritium akan lebih rendah dari MDA, dan validitas hasil akan mulai meragukan, namun angka ini masih dapat

Sebanyak 5 ml distilat akhir dicampur dengan 15 ml *cocktail* Ultima Gold™ dalam *vial* gelas, dikocok kurang lebih 10 menit agar homogen kemudian didiamkan sekitar 8 jam dalam ruang gelap. *Vial* sampel kemudian diletakkan dalam rak sampel (*tray*) bersama *vial* blangko berisi campuran 5 ml distilat air mineral dan 15 ml Ultima Gold™ yang telah dibuat sebelumnya untuk menentukan *background* pencacahan. Selanjutnya sampel dan blangko dicacah dalam LSC 2910TR, masing-masing dicacah 3x selama 1000 menit.

Analisis hasil pengukuran dimulai dengan menentukan nilai *Minimum Detectable Activity* (MDA), batas pendeteksian ( $L_D$ ), dan level kritis pengukuran ( $L_C$ ) menggunakan cacah blangko dengan formulasi CURIE [13,14,15]:

Kriteria penerimaan, apakah sampel dinyatakan aktif mengandung tritium atau dinyatakan tidak terdeteksi karena dibawah batas kemampuan peralatan ditentukan dari laju cacah sampel dikoreksi dengan laju cacah blangko dihitung dengan :

diterima jika masih berada diatas nilai batas kritis  $L_C$  dengan kesalahan pengukuran 5%.

Konsentrasi atau aktivitas tritium dalam sampel yang telah diperkaya dapat dihitung dengan persamaan berikut [17]:

$$A \text{ (Bq/L)} = \frac{Cpm_S - Cpm_{bk}}{60 \cdot \epsilon \cdot V \cdot R_d} e^{\lambda t} \quad (5)$$

Dimana  $Cpm_S$  adalah laju cacah yang dianalisis,  $R_d$  *Yield* proses distilasi, dan  $e^{\lambda t}$  faktor koreksi peluruhan tritium.

Konsentrasi tritium dalam air laut dihitung dengan persamaan [18,19]:

$$A \text{ (Bq/L)} = \frac{(C_{pm_s} - C_{pm_{bk}}) e^{\lambda t}}{60 \cdot \epsilon \cdot V \cdot R_d} \frac{1}{(V_{sbe}/V_{sf})^f} \quad (6)$$

dimana  $V_{sbe}$  dan  $V_{sf}$  adalah volume air laut sebelum dan sesudah proses pengayaan/elektrolisis, sedangkan  $f$  adalah faktor pengayaan.

Dengan melalui proses pengayaan ini maka MDA pengukuran menjadi lebih rendah dan dapat dihitung dengan:

$$\text{MDA (Bq/L)} = \frac{2.71 + 4.65 \sqrt{C_{pm_{bk}} \cdot t_{bk}}}{\epsilon \cdot V \cdot 60 \cdot t_{bk}} \frac{1}{(V_{sbe}/V_{sf})^f} \quad (7)$$

Ketidakpastian (*uncertainty*) karena pengukuran (pencacahan) dengan tingkat kepercayaan 95% dihitung dengan persamaan :

$$\sigma \text{ (Bq/L)} = \frac{2}{60 \cdot \epsilon \cdot V \cdot R_d} \cdot \sqrt{\frac{C_{pms}}{t_s} + \frac{C_{pm_{bk}}}{t_{bk}}} \quad (8)$$

## HASIL DAN PEMBAHASAN

Tabel 1 memperlihatkan data hasil pencacahan blangko dan sampel air laut dari Teluk Jakarta (TJ), Bangka Barat (BB) dan sampel Baruna Jaya yang di ambil dari Selat Sunda (SS). Sampel-sampel ini digunakan karena sudah tersedia di laboratorium. Air laut dari teluk Jakarta tersedia rutin karena banyak digunakan untuk penelitian bioakumulasi radioekologi

kelautan, air laut dari Bangka Barat merupakan air sampling tahun 2013, sedangkan sampel SS merupakan air laut dari ekspedisi Kapal Riset Baruna Jaya tahun 2010. Sampel air laut dari berbagai lokasi sudah banyak tersedia di laboratorium, namun karena keterbatasan kemampuan peralatan dan bahan untuk analisis baru tiga sampel tersebut dapat dianalisis selama tahun 2013.

Tabel 1. Data cacah pengukuran blanko dan sampel

Sampel	Pencacahan 3x 1000 menit (cpm)			Cacah rata-rata (cpm)		
	y1	y2	y3	$\bar{y}$	$\pm$	$2\sigma$
Blangko	2,7389	2,8139	2,8196	2,7908	$\pm$	0,0610
TJ	3,1507	3,1819	3,1642	3,1656	$\pm$	0,0650
BB	3,1701	3,2021	3,1906	3,1876	$\pm$	0,0652
SS	2,9737	3,0050	3,0021	2,9936	$\pm$	0,0632

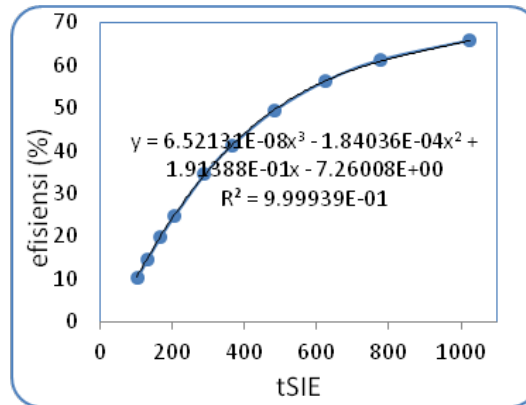
Dari data tabel diatas dan menggunakan persamaan (1), (2) dan (3) maka MDA,  $L_D$  dan  $L_C$  LSC-2910TR dalam pengukuran ini adalah

sebesar 1,8773 Bq/L, 0,2484 cpm dan 0,1225 cpm. Selisih cacah sampel terhadap blangko  $CR_{TJ}$ ,  $CR_{BB}$  dan  $CR_{SS}$  adalah 0,375, 0,397 dan

0,203.  $CR_{TJ}$  dan  $CR_{BB} > L_D$  sehingga sampel-sampel yang telah diperkaya tersebut mempunyai Aktivitas  $> MDA$ . Sedangkan  $CR_{SS} < L_D$  karena itu akan mempunyai aktivitas dibawah nilai MDA, namun karena masih lebih besar dari nilai kritis  $L_C$  maka nilai aktivitas hasil pengukuran masih dapat diterima.

Konsentrasi atau aktivitas tritium dalam sampel yang telah diperkaya dihitung dengan persamaan (5) sedangkan konsentrasi tritium dalam air laut menggunakan persamaan (6). Volume ketiga sampel dalam vial adalah  $5 \times 10^{-3}$  liter, tSIE rata-rata dari tiga kali pengukuran untuk masing-masing sampel adalah 396,98, 402,55 dan 399,75. Dengan menggunakan grafik standar seperti yang ditampilkan pada Gambar 4 diperoleh efisiensi pengukuran sebesar 43,8, 44,2 dan 44 % untuk sampel TJ, BB dan SS. Koreksi peluruhan ( $e^{\lambda t}$ ) dihitung dengan jarak waktu sampling dan pengukuran selama 3 dan 6 bulan untuk sampel TJ dan BB sedangkan sampel SS selama 3 tahun, dengan waktu paro tritium 12,32 tahun maka koreksi peluruhan sampel TJ, BB dan SS berturut-turut adalah 1,014, 1,028 dan 1,184. Karena belum dilakukan penelitian

tersendiri, *Yield* proses destilasi (Rd) atau *recovery* tritium dianggap 90 % mengacu penelitian FORKOPIC dkk.[20]. Demikian juga faktor pengayaan (f) dianggap sebesar 83% mengacu pada hasil penelitian WOLFANGO PLASTINO dkk.[21]. Tabel 2 memperlihatkan nilai-nilai parameter yang digunakan dalam perhitungan ini.



Gambar 4. Kurva standar efisiensi tritium.

Tabel 2. Nilai parameter perhitungan konsentrasi tritium

Sampel	CRs	tSIE	$\epsilon$	$e^{\lambda t}$	V (liter)
TJ	0,375	396,98	0,438	1,014	0,005
BB	0,397	402,55	0,442	1,028	0,005
SS	0,203	399,75	0,440	1,184	0,005

Tabel 3 memperlihatkan aktivitas tritium dalam sampel diperkaya dan konsentrasi tritium dalam air laut. Secara keseluruhan hasil tersebut cukup baik dan metode/prosedur ini dapat digunakan untuk pengukuran tritium dalam air laut. Untuk wilayah laut Indonesia yang jauh dari fasilitas nuklir hasil pengukuran tersebut masih sebanding dengan pengukuran yang telah banyak dilakukan para peneliti lain. WATANABE dan kawan-kawan

mempresentasikan bahwa konsentrasi tritium di permukaan laut Jepang pada kedalaman 0 - 200 m sebesar 3.6 TU [22] atau sekitar 430 mBq/L, sedangkan Shigeki SHIMA dan kawan-kawan dalam penelitiannya di laut sekitar fasilitas reprosesing bahan bakar bekas yang baru dibangun di Rokkasho mendapatkan tritium bervariasi antara 130 – 160 mBq/L atau setara dengan 1 – 1,34 TU [23].

Tabel 3. Aktivitas tritium dalam sampel diperkaya dan dalam air laut

Sampel	Tritium dalam sampel diperkaya (Bq/L)	Tritium dalam air laut (Bq/L)
TJ	2,89229 ± 0,18254	0,19098 ± 0,01085
BB	3,07625 ± 0,18445	0,20313 ± 0,01097
SS	1,81905 ± 0,18071	0,12011 ± 0,01074



Dengan menggunakan reduksi volume 30 kali dan faktor pengayaan 0,83 maka dengan persamaan (7) MDA pengukuran turun dari 1,8773 Bq/L (15,7633 TU) menjadi 0,1116 Bq/L (0,9368 TU). Angka ini menunjukkan bahwa metode dengan pengayaan ini dapat diterapkan untuk analisis tritium dalam air laut. Namun demikian lama proses elektrolisis menjadi hambatan dalam pelaksanaan analisis ini. Secara teoritis untuk melakukan elektrolisis 1450 ml destilat air laut akan di perlukan suplai arus sebesar 4645 Ah (PALOMO dkk.). Karena itu dengan perkiraan arus listrik total sebesar 9A maka elektrolisis akan selesai dalam waktu 516 jam atau 21 hari, kurang lebih 1 bulan jam kerja. Selama proses berlangsung daya hantar elektrolit-elektrolit dalam sel terus berubah, arus dan tegangan perlu dikontrol dan disesuaikan secara manual. Demikian juga dengan pendingin *dry ice* perlu dikontrol dan diganti secara rutin. Proses yang tidak sepenuhnya kontinyu, pembongkaran sel serta elektroda yang aus teroksidasi juga membuat proses berjalan lambat. Karena itu masih banyak yang perlu diperbaiki dan diteliti agar metode pengukuran ini dapat digunakan lebih efektif untuk analisis sampel yang jumlahnya cukup banyak.

## KESIMPULAN

Dengan melalui proses elektrolisis untuk proses pengayaan, LSC TRICARB 2910TR dapat digunakan untuk menentukan konsentrasi tritium yang sangat rendah di dalam air laut. Pengurangan volume 30 kali dengan faktor pengayaan 83% menurunkan MDA pengukuran dari 1,8773 Bq/L (15,7633 TU) menjadi 0,1116 Bq/L (0,9368 TU).

Hasil pengukuran menunjukkan bahwa konsentrasi tritium dalam sampel air laut TJ, BB dan SS adalah  $0,19098 \pm 0,01085$ ,  $0,20313 \pm 0,01097$  dan  $0,12011 \pm 0,01074$ . Sebanding dengan hasil-hasil pengukuran beberapa peneliti lain.

Perlu diteliti lebih lanjut untuk optimasi proses pengayaan/elektrolisis agar metode pengukuran ini dapat diterapkan secara lebih efektif.

## DAFTAR PUSTAKA

- [1]. UNTERWEGER, M.P., LUCAS, L.L. Calibration of the National Institute of Standards and Technology treated-water standard, *App. Radiat. Isot* 52, (2000).
- [2]. ZERRIFFI, HISHAM, Tritium: The environmental, health, budgetary, and strategic effects of the Department of Energy's decision to produce tritium". *Institute for Energy and Environmental Research*, (2010).
- [3]. JONES, GREG, Tritium Issues in Commercial Pressurized Water Reactors, *Fusion Science and Technology* 54 (2): 329–332, (2008).
- [4]. SUBLETTE, CAREY (17 May 2006). Nuclear Weapons FAQ Section 12.0 Useful Tables. *Nuclear Weapons Archive*, (2010).
- [5]. ANL, Tritium (Hydrogen-3) – Human Health Fact sheet, *Argonne National Laboratory*, August (2005).
- [6]. SEROT, O.; WAGEMANS, C.; HEYSE, J. (2005). New Results on Helium and Tritium Gas Production from Ternary Fission, *International conference on nuclear data for science and technology*, *AIP Conference Proceedings* 769: 857–860, (2005).
- [7]. PUJOL, L.L., SANCHEZ-CABEZA, J.A. Optimization of liquid scintillation counting conditions for rapid tritium determination in aqueous sample, *J. Radionucl. Nucl. Chem.* 242(2), (1999).
- [8]. GÖNING, M., ROZANSKY, K. Uncertainty assessment of environmental tritium measurements in water, *Practitioner's report Accreditation Quality Assurance* 8, (2003).
- [9]. IAEA. Worldwide marine radioactivity studies (WOMARS), Radionuclide levels in oceans and seas. *IAEA Tecdoc-1429*, (2005).
- [10]. POVINEC P.P. et. all., Tritium, Radiocarbon,  $^{90}\text{Sr}$  and  $^{129}\text{I}$  in the Pacific and Indian Ocean, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research*. Elsevier, (2010).
- [11]. POVINEC P.P. et.al., Cesium, iodine and tritium in NW Pacific waters – a comparison of the Fukushima impact with global fallout, *Biogeoscience*, Vol 10, (2013).

- [12]. PACKARD, *LSC Handbook of Environmental Liquid Scintillation Spectrometry*, Packard Instrument Company, (1995).
- [13]. NUROKHIM, Unjuk kerja LSC TRICARB 2910TR pada pengukuran radioaktivitas tritium dalam sampel air laut, *Jurnal Teknologi Pengelolaan Limbah*, Volume 16, (2013).
- [14]. CURIE LLA., Limits for qualitative detection and quantitative determination, Application to radiochemistry. *Anal. Chem.* 40, 586–593, (1968).
- [15]. VILLA, M. and MANJON,G., Low-level measurement of tritium in water, *Applied Radiation and Isotopes* 61, (2004).
- [16]. THOMSON J., Use and Preparation of Quench Curves in Liquid Scintillation Counting, *Packard BioScience*, (2001).
- [17]. PALOMO,M. et.al., Tritium activity levels in environmental water samples from different origins, *Applied Radiation and Isotopes* 65, (2007).
- [18]. NIKOLOV,J. et.al., Different methods for tritium determination in surface water by LSC, *Applied Radiation and Isotopes* 71, (2013).
- [19]. MADRUGA et.al., Determination of tritium in Waters by Liquid Scintillation Counting, *Advances in Liquid Scintillation Spectrometry*, (2008).
- [20]. FORKOPIC,S. et.al., Tritium Determination in Danube River Water in Serbia by Liquid Scintillation Counter, *World Academy of Science, Engineering and Technology* 52, (2011).
- [21]. PLASTINO,W. et.al., Tritium water electrolytic enrichment and liquid scintillation counting, *Radiation Measurement* 42, (2007).
- [22]. WATANABE, Y.W., WATANABE, S., TSUNOGAI, S., Tritium in the Japan Sea and the renewal time of the Japan Sea deep water, *Marine Chemistry Volume 34, Issues 1-2*, (1991).
- [23]. SHIMA, S. et.al., Distribution of anthropogenic radionuclides in the water column of Rokkasho, Japan, *Radioactivity in the Environment, Volume 8*, (2006).

## TANYA JAWAB

Penanya: Gunandjar

Instansi : BATAN

### Pertanyaan:

Tritium dalam reaktor nuklir terbentuk karena reaksi aktivasi litium (Li) oleh neutron, dimana Li biasanya ditambahkan sebagai LiOH untuk mengatur PH air pendingin reaktor. Bagaimana tritium dapat terbentuk dari pembelahan (fisi) sehingga tritium ada di dalam reaktor nuklir dan sampai ke fasilitas reprosesing bahan bakar bekas?

### Jawaban:

Produksi tritium dalam reaktor nuklir memang menggunakan metode aktivasi litium oleh neutron sebagaimana yang pernah dilakukan oleh Departemen Energi Amerika (DOE), yaitu melakukan irradiasi batang-batang kendali yang dimuati lithium (menggantikan boron, cadmium atau hafnium) di PLTN WATTS BAR yang berlokasi di Tennessee Valley. Namun demikian banyak referensi menyebutkan bahwa tritium juga dapat terbentuk dari aktivasi boron dengan neutron energi tinggi dengan reaksi:  $^{10}_{5}\text{B} + n \rightarrow ^{4}_{2}\text{He} + ^{3}_{1}\text{T}$ . Boron banyak digunakan untuk mengatur pemerataan fluks neutron dalam teras reaktor, dicampurkan dalam pendingin atau batang-batang kendali. Tritium juga dapat terbentuk dari *ternary fission*, pembelahan U-235, Pu-239 maupun U-233 dengan menghasilkan tiga pecahan inti. Pembelahan *ternary* sekitar 2 – 4 kejadian tiap 1000 pembelahan dimana inti ke-3 dari pecahan umumnya adalah inti yang sangat ringan, dengan sebagian besar (90%) berupa inti helium, kemudian tritium sekitar 7%. Oleh karena itu tritium dapat terbentuk di dalam bahan bakar dengan produksi sekitar satu atom tritium tiap 10.000 pembelahan. Sebagian besar tritium dari pembelahan *ternary* ini tertahan dalam kelongsong bahan bakar, tersimpan dalam bahan bakar bekas dan dapat sampai di fasilitas reprosesing.

## EVALUASI PENERIMAAN DOSIS PERSONIL UNTUK MENENTUKAN PEMBATAS DOSIS DI INSTALASI PENGOLAHAN LIMBAH RADIOAKTIF TAHUN 2014

L,Kwin Pudjiastuti, Utara, M. Cecep CH  
Pusat Teknologi Limbah Radioaktif - BATAN  
Kawasan PUSPIPTEK Serpong 15310

### ABSTRAK

EVALUASI PENERIMAAN DOSIS PERSONIL UNTUK MENENTUKAN PEMBATAS DOSIS DI INSTALASI PENGOLAHAN LIMBAH RADIOAKTIF TAHUN 2014. Sesuai dengan Peraturan Pemerintah Nomor 33 Tahun 2007 dan Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 4 tahun 2013, bahwa setiap Instalasi nuklir harus menentukan pembatas dosis, maka perlu dilakukan evaluasi penerimaan dosis personil selama empat periode pemantauan, untuk dapat menentukan pembatas dosis yang akan ditetapkan. Pembatas dosis ditentukan dengan memperhatikan penerimaan dosis personil selama satu tahun dan asumsi penerimaan dosis pada kegiatan yang akan dilakukan satu tahun mendatang. Dari hasil evaluasi penerimaan dosis selama satu tahun tertinggi hanya 0,91 mSv dengan pembatas dosis sebesar 5 mSv sehingga tidak melebihi dari pembatas dosis. Hasil perkiraan penerimaan dosis pada kegiatan yang akan dilaksanakan diperkirakan penerimaan dosis tertinggi sebesar 7,68 mSv/tahun dari kegiatan preparasi pengolahan limbah radioaktif, sehingga PTLR mengambil pembatas dosis sebesar 10 mSv/tahun.

Kata kunci : evaluasi dosis, pembatas dosis, Instalasi Pengolahan Limbah Radioaktif

### ABSTRACT

*EVALUATION OF PERSONNEL DOSE RECEIPT FOR DETERMINING DOSE CONSTRAIN AT RADIOACTIVE WASTE INSTALATION IN THE YEAR OF 2014. In accordance with Government Regulation No. 33 in the year of 2007 and Chairman of BAPETEN Regulation No. 4 in the year of 2013, that every nuclear installation shall determine the dose constrain, it is necessary to evaluate the receipt of personnel dose during the four periods of monitoring, in order to determine the dose constrain that will be set. The dose constrain determined by taking into account receipts personnel dose for one year and assuming receipt of personal dose on the activities to be carried out next year. From the results of the evaluation of the highest personal dose receipt for one year only 0.91 mSv with the dose constrain of 5 mSv, so it does not exceed the dose constrain. The results of the dose receipt estimates on activities that will be implemented at the highest personal dose receipt is 7.68 mSv /year arising from preparation of radioactive waste treatment, so PTLR take the dose constrain is 10 mSv / year.*

Key word : Evaluation dose, dose constrain, Radioactive Waste Instalation

### PENDAHULUAN

Pusat Teknologi Limbah Radioaktif (PTLR) sebagai Badan Pelaksana dalam pengelolaan limbah radioaktif di seluruh Indonesia sebagaimana yang tertuang dalam Undang-undang nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran [1], PTLR memiliki dua izin operasi fasilitas yaitu untuk operasi Instalasi Pengolahan Limbah Radioaktif (IPLR) dan untuk operasi Kanal Hubung Instalasi Penyimpanan Bahan Bakar Nuklir Bekas (KH-IPSB3). Kedua instalasi ini berbeda penggunaannya. IPLR berfungsi sebagai instalasi yang mengolah limbah radioaktif baik padat maupun cair dan sumber bekas dengan fasilitas unit evaporator, kompaktor, sementasi dan *Interm Storage* (IS) untuk menyimpan sementara limbah hasil olahan, sedangkan KH-IPSB3 berfungsi sebagai penyimpanan sementara bahan bakar nuklir bekas dari operasi Reaktor Serba Guna GA Siwabessy (RSG-GAS). KH-IPSB3 terdiri dari

fasilitas kolam penyimpanan, kanal hubung antara RSG-GAS, Instalasi Produksi Isotop (IPR) dan Instalasi Radiometalurgi (IRM) dengan kolam penyimpanan bahan bakar nuklir bekas, dan fasilitas purifikasi [2]. Dengan semakin bertambahnya waktu, semakin bertambah juga limbah-limbah radioaktif yang dikelola oleh PTLR, sehingga potensi penerimaan dosis radiasi pekerja juga akan meningkat, oleh karena itu diperlukan program proteksi radiasi untuk membatasi penerimaan dosis pekerja agar tidak melebihi Nilai Batas Dosis (NBD) yang ditetapkan.

Untuk keperluan optimisasi yang merupakan bagian dari prinsip proteksi radiasi, maka setiap pemegang ijin diwajibkan menentukan nilai pembatas dosis (*dose constrain*). Pembatas dosis untuk pekerja radiasi harus lebih kecil dari NBD, dan ditetapkan oleh pemegang ijin dengan persetujuan BAPETEN yang dituangkan dalam Program Proteksi Radiasi, sedangkan pembatas dosis untuk

masyarakat ditetapkan oleh badan pengawas atau BAPETEN. Pembatas dosis ditetapkan untuk tahun berjalan, dilakukan evaluasi serta ditinjau ulang setiap tahun sesuai perkembangan keadaan instalasi.[3]

Pembatas dosis merupakan bagian dari prinsip proteksi radiasi atau persyaratan proteksi radiasi. Tujuan dari penetapan pembatas dosis agar tercapai tujuan ALARA (*As Low As Achievable Reasonable*) dengan menekan penerimaan dosis radiasi sekecil mungkin, selain itu tujuan dari penerapan pembatas dosis adalah untuk membatasi nilai maksimum dari dosis perorangan yang dapat diterima dalam proses optimisasi proteksi pekerja tersebut dari satu sumber, sekumpulan sumber dalam instalasi, kegiatan pemanfaatan tenaga nuklir, tugas atau beberapa kegiatan operasi. Pembatas dosis dapat dinyatakan sebagai dosis tunggal atau dosis akumulasi dalam periode tertentu. Penerapan konsep pembatas dosis ditujukan untuk tiga situasi paparan, yaitu: pembatas dosis paparan pekerja; pembatas dosis paparan anggota masyarakat; dan pembatas dosis paparan medik [4].

Penerimaan dosis radiasi dapat diukur dengan menggunakan alat ukur dosis atau dosimeter. Ada berbagai jenis dosimeter yang digunakan sebagai alat ukur penerimaan dosis radiasi. Penggunaan dosimeter tergantung pada jenis radiasi yang sedang ditanganinya, karena masing-masing alat ukur memiliki kepekaan yang berbeda-beda. Dosimeter perorangan yang digunakan oleh pekerja radiasi di IPLR dan KH-IPSB3 adalah Dosimeter Thermoluminisence (TLD) dengan type BG-71 untuk mengukur penerimaan radiasi gamma dan beta dengan periode pemantauan selama tiga bulan. Dosis radiasi yang terakumulasi dalam TLD dibaca dan dievaluasi dengan menggunakan alat *TLD Reader* Model 6600 merek Harshaw, sehingga diperoleh dosis Hp(10) yaitu dosis ekuivalen seluruh tubuh dengan kedalaman 10 mm dari permukaan kulit. Pemantauan dosis radiasi interna dilakukan secara in-vivo menggunakan alat *Whole Body Counter* (WBC) [5].

Berdasarkan Peraturan Pemerintah nomor 33 tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif, yang dijabarkan dengan peraturan kepala BAPETEN nomor 4 tahun 2013 tentang Proteksi dan Keselamatan Radiasi dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir. Besaran NBD untuk pekerja ditetapkan dengan ketentuan sebagai berikut : dosis efektif rata-rata sebesar 20 mSv per tahun dalam periode 5 tahun, sehingga dosis yang terakumulasi dalam lima tahun tidak melebihi 100 mSv. Dosis efektif sebesar 50 mSv dalam satu tahun tertentu [6].

Pada tahun 2013, PTLR BATAN telah menetapkan pembatas dosis sebesar 5 mSv per tahun, penetapan ini berdasarkan kajian penerimaan dosis pekerja di IPLR maupun di KH-IPSB3 selama lima tahun belakang, namun belum memperhatikan perkiraan penerimaan dosis pada kegiatan yang akan datang, oleh karena itu dalam makalah ini akan disampaikan evaluasi penerimaan dosis pekerja radiasi di IPLR untuk peninjauan kembali pembatas dosis yang pernah ditetapkan. Evaluasi berdasarkan hasil penerimaan dosis perorangan selama 4 periode ke belakang pada masing-masing bidang dan unit yang ada di PTLR BATAN, dan perkiraan penerimaan dosis pekerja dari kegiatan yang akan dilaksanakan, sehingga dapat ditetapkan pembatas dosis untuk pekerja radiasi di PTLR BATAN untuk tahun 2014 sampai dengan 2015.

Kegiatan pengelolaan limbah yang dilaksanakan pada periode pertengahan tahun 2013 sampai dengan pertengahan tahun 2014 meliputi proses preparasi, evaporasi limbah radioaktif cair, proses kompaksi limbah padat material terkontaminasi dan proses sementasi limbah semi cair yang berupa konsentrat dan resin bekas yang berasal dari PRSG-BATAN. Kegiatan – kegiatan ini dilaksanakan selama empat minggu setiap triwulan dengan waktu rata-rata 3 jam per hari, sehingga selama empat periode sekitar 240 jam kerja berhubungan langsung dengan limbah radioaktif.

Pada tahun 2015, diperkirakan penerimaan dosis personil akan meningkat sehubungan dengan rencana penerimaan limbah aktivitas sedang dengan laju dosis reaktif tinggi yang berasal dari PRSG BATAN, PT Industri Nuklida (PT. INUKI), penerimaan limbah dengan laju dosis tinggi dari Pusat Sainst dan Teknologi Nuklir Terapan (PSTNT BATAN) yang berupa material pembongkaran reaktor yaitu reflektor, meskipun masih dalam pengkajian analisis keselamatannya maka perlu pula dipersiapkan potensi bahayanya. Limbah-limbah ini akan memberikan kontribusi penerimaan dosis pada pekerja terutama pada proses *loading* dan *unloading*, serta pemantauan. Apabila tranpotasi juga diserahkan ke PTLR, maka selama tranpotasi juga akan memberikan kontribusi penerimaan dosis pada pekerja yang menanganinya. Untuk limbah-limbah radioaktif ini informasi tentang besaran laju dosis belum dapat dipastikan, sehingga untuk perkiraan penerimaan dosis dari kegiatan ini belum dapat diperhitungkan.

## TEORI

Bekerja dengan medan radiasi, tidak dapat dipungkiri lagi akan terkena paparan

radiasi yang mengakibatkan penerimaan dosis radiasi. Interaksi antara radiasi dengan tubuh akan memberikan efek stokastik maupun efek non – stokastik atau deterministik. Radiasi pengion untuk batasan tertentu jika mengenai tubuh manusia dapat membahayakan. Kedua efek radiasi diterangkan sebagai berikut :

1. Efek Deterministik atau Non–Stokastik : adalah akibat radiasi dimana tingkat keparahannya akibat dari radiasi tergantung pada dosis radiasi yang diterima dan oleh karena itu diperlukan suatu nilai ambang, dimana di bawah nilai ini tidak terlihat adanya akibat yang merugikan. Secara singkat pengertian dari efek Non – Stokastik ialah :
  - a. Mempunyai dosis ambang radiasi
  - b. Umumnya timbul tidak begitu lama setelah kena radiasi
  - c. Ada penyembuhan spontan, tergantung kepada tingkat keparahan
  - d. Besarnya dosis radiasi mempengaruhi tingkat keparahan
2. Efek Stokastik adalah akibat dimana kemungkinan terjadinya efek tersebut merupakan fungsi dari dosis radiasi yang diterima oleh seseorang dan tanpa suatu nilai ambang, sehingga bagaimanapun kecilnya dosis radiasi yang diterima oleh seseorang, resiko terhadap radiasi selalu ada. Secara singkat pengertian dari efek Stokastik ialah :
  - a. Tidak ada dosis ambang radiasi.
  - b. Timbulnya setelah melalui masa tenang yang lama.

- c. Tidak ada penyembuhan spontan.
- d. Tingkat keparahan tidak dipengaruhi oleh dosis radiasi.
- e. Peluang atau kemungkinan terjadinya tergantung pada besarnya dosis radiasi.

Efek stokastik dapat berupa efek genetik maupun somatik. Radiasi pengion yang mengenai sel tubuh manusia dapat berakibat, rusaknya sel tubuh, namun dimungkinkan adanya penyembuhan spontan, sel tubuh mati, kerusakan jaringan, sel tubuh berubah sifat, mutasi atau bersifat ganas (efek genetik). Efek genetik adalah akibat dari penerimaan paparan radiasi yang diterima pada keturunannya, sedangkan efek somatik adalah efek yang terjadi pada orang yang terpapar radiasi. [7]

Untuk mencegah timbulnya efek radiasi yang diterima pekerja, maka kegiatan yang berkaitan dengan radiasi, dosis yang diterima harus dibatasi. Komisi proteksi radiasi internasional atau *International Commission on Radiological Protection (ICRP)* dan Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) telah merekomendasikan batasan-batasan penerimaan dosis baik untuk seluruh tubuh maupun untuk organ-organ kritis lainnya dalam tubuh baik untuk pekerja radiasi, pekerja magang dan masyarakat. Pada rekomendasi ICRP nomor 60 tahun 1990 [8], Peraturan Pemerintah No. 33 Tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif [3] dan Peraturan Kepala BAPETEN nomor 4 Tahun 2013 [6], telah ditetapkan Nilai Batas Dosis (NBD) untuk pekerja, magang dan masyarakat sebagai berikut :

Tabel 1. Nilai Batas Dosis [3,6,8]

Pekerja Radiasi	Magang 16 - 18 Tahun*	Masyarakat
Dosis Efektif seluruh tubuh 20 mSv rata-rata lima tahun	Dosis Efektif seluruh tubuh 6 mSv dalam 1 tahun	Dosis Efektif seluruh tubuh 1 mSv dalam 1 tahun
Dosis efektif seluruh tubuh 50 mSv dalam 1 tahun tertentu	Dosis Ekuivalen untuk lensa mata 50 mSv dalam 1 tahun	Dosis Ekuivalen untuk lensa mata 15 mSv dalam 1 tahun
Dosis Ekuivalen untuk lensa mata 150 mSv dalam 1 tahun	Dosis Ekuivalen untuk kulit, tangan & kaki 150 mSv dalam 1 tahun	Dosis Ekuivalen untuk kulit 50 mSv dalam 1 tahun
Dosis Ekuivalen untuk kulit, tangan & kaki 500 mSv dalam 1 tahun		

\* Mahasiswa magang dengan usia > 18 tahun, maka NBD diberlakukan sama dengan pekerja radiasi.

## TATA KERJA

### Bahan :

Sebagai bahan dalam evaluasi ini adalah data penerimaan dosis pekerja radiasi triwulan III dan

IV tahun 2013 dan triwulan I dan II tahun 2014 dari laporan pembacaan TLD. [9,10,11,12]



**Cara kerja :**

- Data dosis pekerja radiasi dipisahkan tiap bidang yang ada di PTLR BATAN yaitu Bidang Teknologi Pengolahan dan Penyimpanan Lestari (BTPPL), Bidang Pengolahan Limbah (BPL), Bidang Pengembangan Fasilitas Limbah (BPFL), Bidang Keselamatan Kerja dan Operasi (BK2O) serta Unit Keamanan Nuklir (UPN).
- Menghitung dosis kumulatif selama satu tahun (empat periode) dan dibuat grafik sehingga dapat diketahui jumlah pekerja yang menerima dosis tertentu.
- Data Bidang Pengolahan Limbah dipisahkan antara pekerja yang menangani proses preparasi, proses evaporasi, proses kompaksi dan proses sementasi.
- Dilakukan perkiraan/ asumsi penerimaan dosis pekerja untuk masing-masing kegiatan yang akan dilaksanakan selama satu tahun berdasarkan paparan limbah yang akan diolah dan waktu kerja.
- Ditentukan pembatas dosis yang akan ditetapkan dengan asumsi perkiraan dosis yang akan diterima pada kegiatan yang akan dilaksanakan selama satu tahun dan lebih kecil dari Nilai Batas Dosis yang ditetapkan.

**HASIL DAN PEMBAHASAN**

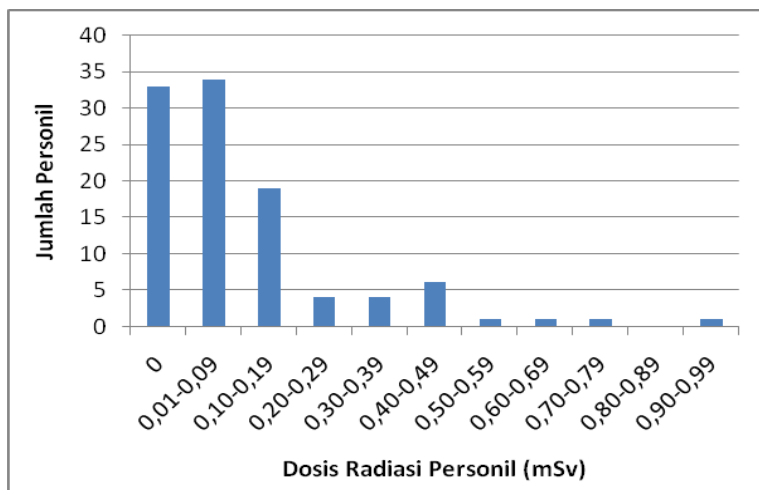
Hasil rekapitulasi data penerimaan dosis radiasi pekerja PTLR BATAN per bidang selama satu tahun (periode Juli 2013 – Juni 2014), ditampilkan pada Tabel 2 sebagai berikut :

Tabel 2. Dosis kumulatif pekerja radiasi periode Juli 2013- Juni 2014

No	Bidang	Jumlah Pekerja	Dosis kumulatif (mSv)		
			Minimum	Maksimum	rerata
1	BTPPL	32	0	0,18	0,03
2	BPL	33	0	0,91	0,26
3	BPFL	14	0	0,27	0,07
4	BK2O	9	0,03	0,27	0,13
5	UPN	16	0	0,21	0,04

Dari Tabel 2 di atas pekerja yang menerima dosis radiasi tertinggi di BPL yaitu sebesar 0,91 mSv selama satu tahun, sedangkan pekerja yang menerima dosis terkecil pada BTPPL. Bidang Pengolahan Limbah dan Bidang Keselamatan Kerja dan Operasi rata-rata penerimaan dosis relatif lebih tinggi dari pada BTPPL dan BPFL, karena dua bidang ini yang secara langsung melakukan kegiatan proses

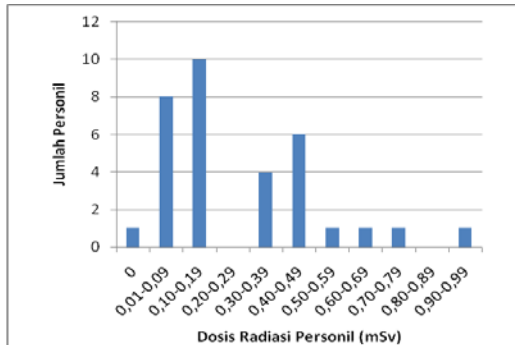
pengolahan limbah, sedangkan BTPPL kegiatan utama melakukan penelitian dan pengembangan dan UPN lebih cenderung pada pengawasan keamanan selama proses jadi tidak berhubungan langsung dengan sumber radiasi. Hasil evaluasi distribusi penerimaan dosis pekerja radiasi di PTLR BATAN ditampilkan pada Gambar 1 sebagai berikut :



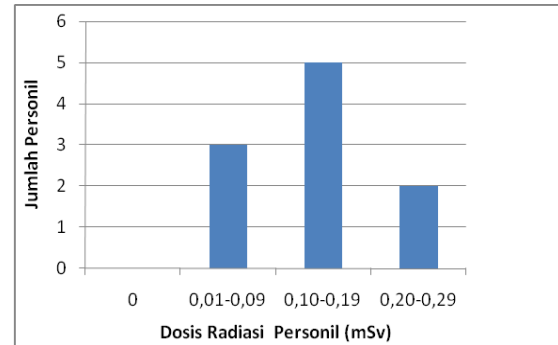
Gambar 1. Distribusi penerimaan dosis seluruh pekerja radiasi di IPLR.

Dari total 104 pekerja radiasi, sejumlah 33 pekerja tidak menerima dosis radiasi atau 0 selama satu tahun. Pekerja yang menerima dosis antara 0,01 – 0,09 mSv sejumlah 34 pekerja, dan 19 pekerja menerima dosis radiasi antara 0,10 – 0,19 mSv. Pekerja yang menerima dosis antara 0,50 s/d 0,99 rata-rata hanya satu orang.

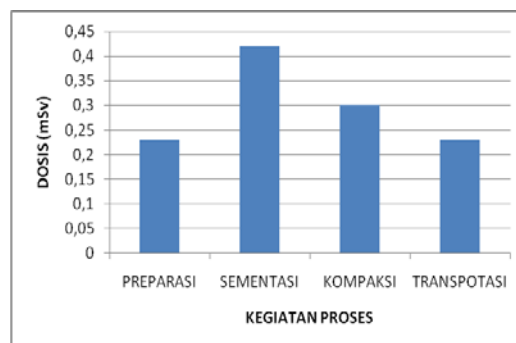
Jika dilihat pada BPL dan BK2O yang melakukan kegiatan langsung berhubungan dengan sumber radioaktif, maka dosis kumulatif selama empat periode atau satu tahun ditampilkan pada Gambar 2a dan gambar 2b, sedangkan Gambar 3. penerimaan dosis pekerja per kelompok kegiatan.



Gambar 2a. Dosis Personil BPL



Gambar 2b. Dosis Personil BK2O



Gambar 3. Dosis Personil per kelompok Kegiatan

Gambar 2a dan Gambar 2b, dosis kumulatif pekerja BPL, rata-rata 0,26 mSv/tahun dan satu orang menerima dosis tertinggi sebesar 0,91 mSv. Sejumlah 29 pekerja atau 88% pekerja di BPL menerima dosis < 0,50 mSv, dan hanya ada 4 pekerja yang menerima dosis antara 0,50 s/d 0,99 mSv. Gambar 2b menampilkan dosis kumulatif sembilan pekerja BK2O rata-rata sebesar 0,13 mSv/tahun dengan dosis tertinggi sebesar 0,27 mSv. Semua Pekerja BK2O menerima dosis radiasi karena setiap kegiatan dengan radiasi harus selalu di dampingi dengan petugas proteksi radiasi atau petugas keselamatan. Pada Gambar 3, Jika dilihat per kelompok kegiatan, maka pekerja pada kegiatan sementasi menerima dosis rata-rata tertinggi dibandingkan dengan kegiatan kompaksi. Dari hasil evaluasi penerimaan dosis kumulatif ke dua bidang tersebut diatas terlihat bahwa dua bidang ini yang berhubungan langsung dengan sumber radiasi relatif masih sangat kecil jika

dibandingkan dengan pembatas dosis 5 mSv/tahun apalagi dibandingkan dengan NBD 20 mSv/tahun.

Sebagai bahan evaluasi peninjauan kembali penetapan pembatas dosis tahun 2013 yaitu sebesar 5 mSv/tahun, maka perlu diasumsi perkiraan penerimaan dosis pekerja pada kegiatan pengelolaan limbah radioaktif yang akan datang dengan diperkirakan kegiatan proses pengolahan limbah radioaktif sebagai berikut :

1. Proses Preparasi

Proses preparasi dilakukan sebelum proses pengolahan limbah radioaktif berlangsung, biasanya untuk limbah padat meliputi pemilahan/penyortiran limbah dan pewardahan pada drum 100 liter yang memenuhi syarat untuk proses kompaksi. Preparasi juga dilakukan untuk limbah padat sebelum dilakukan pembakaran

(insenerasi). Proses preparasi setiap satu kali periode proses diasumsikan pekerja bekerja efektif selama 3 jam perhari, 4 hari per minggu dan satu bulan proses untuk setiap triwulan, maka selama satu tahun pekerja preparasi akan bekerja selama 192 jam. Jika limbah radioaktif yang akan diolah memiliki paparan atau laju dosis rata-rata sebesar 40  $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ , maka perkiraan penerimaan dosis pekerja pada jarak yang sama sebesar 7,68 mSv dalam satu tahun.

2. Proses Evaporasi

Proses evaporasi dilakukan untuk mengolah limbah cair dengan aktivitas rendah. Pekerja tidak berhubungan langsung dengan limbah karena proses dilakukan pada sistem evaporator sedangkan petugas berada di ruang kontrol. Diasumsikan operator evaporasi melakukan pengecekan limbah selama 0,5 jam/hari dan proses evaporasi selama 24 jam x 5 hari atau 60 jam selama periode proses dengan laju dosis rata-rata sebesar 0,50  $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ , dengan asumsi tersebut diatas, maka perkiraan penerimaan dosis pekerja di evaporasi sebesar 0,12 mSv selama satu tahun.

3. Proses Kompaksi

Proses kompaksi dilakukan untuk limbah radioaktif padat material terkontaminasi, setelah dilakukan preparasi maka drum dengan volume 100 liter dikompaksi kedalam drum 200 liter satu persatu. Operator berhubungan langsung dengan limbah diasumsikan 1 jam tiap drum 100 liter dan 200 liter. Satu kali periode proses 12 drum 200 liter atau setara dengan 60 drum limbah volume 100 liter, sehingga

waktu yang diperlukan 240 jam selama satu tahun. Laju dosis rata-rata limbah radioaktif dalam drum sebesar 30  $\mu\text{Sv}/\text{jam}$  dengan waktu bekerja selama 240 jam pertahun, maka perkiraan penerimaan dosis pekerja selama satu tahun sebesar 7,20 mSv

4. Proses Sementasi

Proses sementasi dilakukan untuk limbah semi cair atau resin bekas, proses ini dilakukan didalam *hotshell*. jika diasumsikan pekerja mengambil sampel hasil sementasi dan melakukan *unloading* dari *hotshell* serta *labeling shell* beton hasil olahan selama 0,5 jam setiap *shell* beton dan setiap periode proses menghasilkan 8 *shell* beton, maka waktu yang diperlukan berhubungan dengan limbah radioaktif langsung selama satu tahun sebesar 16 jam. Jika laju dosis limbah resin yang diolah rata-rata sebesar 50  $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ , maka perkiraan penerimaan dosis petugas sementasi sebesar 0,8 mSv selama satu tahun.

5. Proses *loading* dan *unloading* limbah

Proses disini penerimaan dosis lebih signifikan pada rencana penerimaan limbah dengan laju dosis tinggi yang berasal dari PRSG BATAN, PT. INUKI dan dari PSTNT BATAN yang direncanakan akan dilakukan pada tahun 2015. sampai saat ini informasi tentang paparan radiasi limbah-limbah tersebut belum ada kepastian.

Dari penjelasan diatas jika di ringkas besaran-besaran tersebut ditampilkan dalam Tabel 3 sebagai berikut.

Tabel 3. Perkiraan waktu kerja dan penerimaan dosis personil tahun 2015.

No	Kegiatan	Total waktu kerja dengan sumber langsung (jam)	Laju dosis rata-rata Limbah yang diolah ( $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ )*	Perkiraan dosis yang diterima (mSv)
1	Preparasi	192	40	7,68
2	Evaporasi	120	0,50	0,12
3	Kompaksi	272	30	7,20
4	Sementasi	16	50	0,80

\*dari data limbah yang akan diolah

Proses preparasi dan proses kompaksi berpotensi terhadap penerimaan dosis pekerja yang relatif lebih tinggi, karena diperkirakan semakin banyak limbah yang akan dikirim ke PTLR BATAN baik dari Pusat-pusat di BATAN

maupun dari industri. Limbah radioaktif dari PT. INUKI serta PSTNT BATAN dan PRSG BATAN belum dapat diperkirakan penerimaan dosisnya.

## KESIMPULAN

Dari hasil evaluasi dan perkiraan potensi penerimaan dosis radisai pekerja akan mengalami peningkatan dibandingkan dengan tahun lalu, dan kemungkinan adanya limbah dengan aktivitas yang tinggi namun pada makalah ini belum diperhitungkan karena belum dapat memperkirakan besarnya laju dosis. Pada tahun ini PTLR BATAN akan menaikkan pembatas dosis dari 5 mSv per tahun menjadi sebesar 10 mSv/tahun atau sedikit lebih besar perkiraan dosis yang akan diterima pada proses yang akan datang, namun masih dibawah NBD yang diijinkan dan mengantisipasi kemungkinan adanya limbah dengan aktivitas tinggi dari PT.INUKI, PRSG BATAN dan PSTNT BATAN.

## DAFTAR PUSTAKA

- [1]. UU 10 tahun 1997 tentang Ketenaganukliran, (Lembaran Negara Republik Indonesia Tahun 1997 Nomor 23, Tambahan Lembaran Negara Nomor 3676)
- [2]. Laporan Analisis Keselamatan Kanal Hubung –Instalasi Penyimpanan Sementara Bnahan Bakar Nuklir Bekas (KH-IPSB3) revisi 5 Tahun 2011
- [3]. Peraturan Pemerintah Republik Indonesia Nomor. 33 Tahun 2007 tentang Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif.
- [4]. TOGAP P MARPAUNG, “Kajian Mengenai Penerapan Konsep Pembatas Dosis Merupakan Amanat Pasal 35 dan 36 PP No 33 TAHUN 2007”, Proseding Seminar Nasional Pengelolaan Lumbah X, Pusat Teknologi Limbah Radioaktif, ISSN 1410-6086, 2012.
- [5]. Bidang Keselamatan Dan Lingkugnan : “Program Proteksi Radiasi IPLR Tahun 2013”
- [6]. Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 04 Tahun 2013, Tentang Proteksi dan Keselamatan Radiasi Dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir.
- [7]. PUSDIKLAT BATAN, “Efek Radiasi” bahan ajar Pelatihan Proteksi Radiasi.
- [8]. ICRP, “1990 Recommendations Of The InTernational Commission on Radiological Protections” ICPR Publication 60, Pergamon Press.
- [9]. Laporan Hasil Evaluasi TLD pekerja radiasi PTLR Triwulan III tahun 2013.
- [10]. Laporan Hasil Evaluasi TLD pekerja radiasi PTLR Triwulan IV tahun 2013
- [11]. Laporan Hasil Evaluasi TLD pekerja radiasi PTLR Triwulan I tahun 2014
- [12]. Laporan Hasil Evaluasi TLD pekerja radiasi PTLR Triwulan II tahun 2014

## PERANCANGAN KARTU AKSES KONTROL SEBAGAI PEMANTAU TINGKAT KONTAMINASI PERSONIL DI INSTALASI PENGOLAHAN LIMBAH RADIOAKTIF (IPLR)

Adi Wijayanto, Suhartono

Pusat Teknologi Limbah Radioaktif – BATAN  
Kawasan PUSPIPTEK Serpong 15310

### ABSTRAK

PERANCANGAN KARTU AKSES KONTROL SEBAGAI PEMANTAU TINGKAT KONTAMINASI PERSONIL DI INSTALASI PENGOLAHAN LIMBAH RADIOAKTIF (IPLR). Telah dirancang desain kartu akses kontrol dengan barcode untuk sistem pemantau tingkat kontaminasi personil khusus tangan dan kaki dan mempermudah Petugas Proteksi radiasi dalam memantau personil sebelum meninggalkan IPLR. Kartu akses kontrol yang dirancang ini terintegrasi dengan alat Hand and Foot Monitor (HFM), sehingga data tingkat kontaminasi personil akan teridentifikasi lengkap dengan data personilnya. Validasi akses kartu akses kontrol menggunakan barcode reader yang membaca kode batang. HFM akan menampilkan nama pegawai serta memberikan informasi tingkat kontaminasi personil tangan dan kaki pegawai yang akan meninggalkan IPLR. Kartu ini sangat bermanfaat, karena semua pegawai yang akan keluar ruangan akan terdeteksi dan data tersimpan di komputer HFM.

**Katakunci :** Kontaminasi Personil, Barcode, Hand and Foot Monitor, Kartu Akses Kontrol

### ABSTRACT

DESIGN OF ACCESS CONTROL CARD FOR CONTROLLING CONTAMINATION LEVEL IN RADIOACTIVE WASTE FACILITIES. ID Card for hand and foot monitor has been designed with a barcode card access control system for monitoring the level of contamination of specific personnel and facilitate in controlling Radiation Protection Officer personnel before leaving Radioactive Waste Facilities. Access control card which is integrated with a tool designed Hand and Foot Monitor (HFM), so that the data rate of contamination identified personnel will complete personnel data. Validation of the access card access control that uses sensors that read the barcode reader barcode. HFM will display the names of employees as well as provide information on levels of contamination of the hands and foot personnel employees who will leave IPLR. These cards are very useful, because all the employees who will be out of the room will be detected and the data stored in the computer HFM.

**Keywords:** Personnel Contamination, Barcode, Hand and Foot Monitor, Card Access Control

### PENDAHULUAN

Sesuai dengan Undang-Undang No 10 tahun 1997, tentang Ketenaganukliran pasal 23, mengamanatkan bahwa Instalasi Pengolahan Limbah Radioaktif (IPLR) merupakan satu-satunya fasilitas yang dimiliki oleh badan pelaksana yang mengelola limbah radioaktif di Indonesia, sehingga sumber daya dan pengelolannya perlu diperhatikan dan ditingkatkan untuk menjamin keselamatan masyarakat dan lingkungan.[1]

Fasilitas yang ada di IPLR terdiri dari unit evaporasi, unit kompaksi, unit sementasi, unit insenerasi dan tempat penyimpanan sementara limbah hasil olahan dan sumber bekas. Saat ini IPLR memiliki dua gedung penyimpanan limbah yaitu *Interm Storage* (IS) 1 dan 2. Limbah radioaktif yang diolah di IPLR berasal dari beberapa instalasi penelitian yang ada di BATAN dan dari instansi luar seperti industri

dan rumah sakit yang mempergunakan bahan radioaktif sebagai salah satu kegiatannya. Dengan semakin banyaknya pengguna bahan/sumber radioaktif, maka banyak juga limbah radioaktif yang dihasilkan, sehingga memberikan kontribusi pada peningkatan paparan radiasi pada saat proses pengolahan dan penyimpanan sementara di *Interm Storage*.

Pada dasarnya limbah yang diolah di IPLR adalah limbah dengan aktivitas rendah dan sedang, namun tidak tertutup kemungkinan limbah radioaktif dengan aktivitas tinggi seperti sumber radiasi bekas yang berasal dari industri sehingga akan memberikan paparan radiasi dan berpotensi meningkatnya penerimaan dosis radiasi pada pekerja.

Potensi bahaya kontaminasi dimungkinkan dapat terjadi pada proses kompaksi, immobilisasi, *laundry* maupun *dismantling/kondisioning* limbah radioaktif,



sehingga pemantauan harus menjadi prioritas untuk menekan serendah mungkin penerimaan dosis radiasi baik dosis radiasi eksternal maupun internal. Potensi bahaya radiasi eksternal yang relatif tinggi diterima pada saat proses *dismantling/kondisioning* limbah sumber radiasi bekas seperti  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  maupun  $^{60}\text{Co}$ , sedangkan pada proses *laundry*, evaporasi maupun kompaksi potensi bahaya radiasi relatif rendah. [2]

Keselamatan harus menjadi prioritas utama pada seluruh tahap kegiatan, dan menjadi pertimbangan utama baik secara organisasi maupun perorangan. Pengolahan limbah radioaktif mempunyai potensi bahaya radiasi maupun non radiasi bagi manusia maupun lingkungan hidup sehingga perlu dilakukan pengelolaan yang benar agar tidak membahayakan baik bagi pekerja maupun masyarakat dan lingkungan. Program pengendalian daerah kerja merupakan upaya untuk mewujudkan keselamatan dalam pengelolaan limbah radioaktif yang dilaksanakan secara periodik dan terus menerus. Pengendalian daerah kerja juga sebagai upaya untuk memenuhi peraturan yang telah dikeluarkan dalam melindungi keselamatan dan kesehatan pekerja dari potensi bahaya radiasi dan non radiasi yang tertuang dalam Peraturan Pemerintah No. 33 Tahun 2007 tentang “Keselamatan Radiasi Pengion dan Keamanan Sumber Radioaktif” dan Keputusan Kepala BAPETEN No. 01/Ka-BAPETEN/V-99 tentang “Ketentuan Keselamatan Kerja Terhadap Radiasi” [3,4]

Untuk memantau tingkat kontaminasi personil memerlukan alat pemantau kontaminasi tangan dan kaki (*Hand and Foot Monitor*), namun belum terdeteksi siapa yang melakukan pengukuran. Dengan dasar itulah, dalam makalah ini dibahas tentang perancangan desain kartu akses kontrol sebagai pemantau tingkat kontaminasi personil dapat diterapkan di Instalasi Pengolahan Limbah Radioaktif (IPLR).

## BAHAN DAN TATA KERJA

Bahan yang diperlukan dalam kegiatan ini meliputi :

- Kertas bahan *ID Card* sebagai media pencetakan kartu ID dengan *Barcode*.
- Tinta berwarna digunakan mencetak agar *ID Card* lebih menarik.

Peralatan yang diperlukan dalam kegiatan ini meliputi :

- *Flashdisk* sebagai penyimpan data desain *ID Card*
- *Printer*

- Laminating untuk melekatkan *ID Card* PVC dan kertas hasil cetak.
- Alat Pemotong *ID Card* agar potongan sesuai dengan ukuran standard *badge*.
- Komputer

Sebelum melakukan perancangan dilakukan studi literatur untuk mempelajari jenis-jenis *barcode*, kemudian mendesain *ID Card*. Proses validasi menggunakan *barcode reader* untuk memindai data *barcode*, kemudian data dapat diterima oleh komputer.

## HASIL DAN PEMBAHASAN

Pengukuran tingkat kontaminasi personil terutama tangan dan kaki wajib dilakukan saat akan meninggalkan ruangan IPLR. Alat yang digunakan adalah *Hand and Foot Monitor Sirius 2AB*. Tingkat kontaminasi yang diukur yaitu alfa dan beta gama. Pengukuran dilakukan dengan waktu 5 detik. Jika selama pengukuran terjadi kontaminasi baik di tangan maupun di kaki akan ada alarm indikasi kontaminasi, sehingga memudahkan PPR untuk memantau pekerja ataupun pengunjung yang terkontaminasi maupun tidak. Berikut gambar *Hand and Foot Monitor Sirius 2AB* yang berada di IPLR



Gambar 1. *Hand and Foot Monitor Sirius 2AB*

Dalam pelaksanaannya masih ada kendala, yaitu personil yang melakukan pengukuran tidak terekam di dalam basis data komputer HFM, sehingga dilakukan pencatatan secara manual didalam *logbook* penggunaan HFM. Untuk mengatasi hal tersebut dilakukan perancangan dan pembuatan desain kartu akses

kontrol dengan *barcode* untuk sistem pemantau tingkat kontaminasi personil khusus tangan dan kaki sehingga mempermudah Petugas Proteksi Radiasi (PPR) dalam memantau personil sebelum meninggalkan IPLR. Kartu akses kontrol yang dirancang ini terintegrasi dengan alat *Hand and Foot Monitor (HFM)*, sehingga data tingkat kontaminasi personil akan teridentifikasi lengkap dengan data personilnya.

Desain kartu akses kontrol HFM dibuat dengan program aplikasi *coreldraw*. Selain foto dan nama pekerja, kartu akses kontrol HFM dilengkapi *barcode* dengan *code-39* sebagai *primary key* (kunci utama). Data *barcode* tersebut akan menampilkan data nama pekerja jika di pindai menggunakan *barcode reader* atau *barcode scanner*. Gambar *barcode scanner* seperti yang ditunjukkan pada Gambar 2:



Gambar 2. Barcode Scanner

Desain kartu akses kontrol HFM yang sudah dibuat dicetak pada kertas khusus *ID Card* (pvc) dengan menggunakan printer berwarna, kemudian *dimirror* agar nantinya tinta hasil cetakannya di belakang sehingga terlindung.

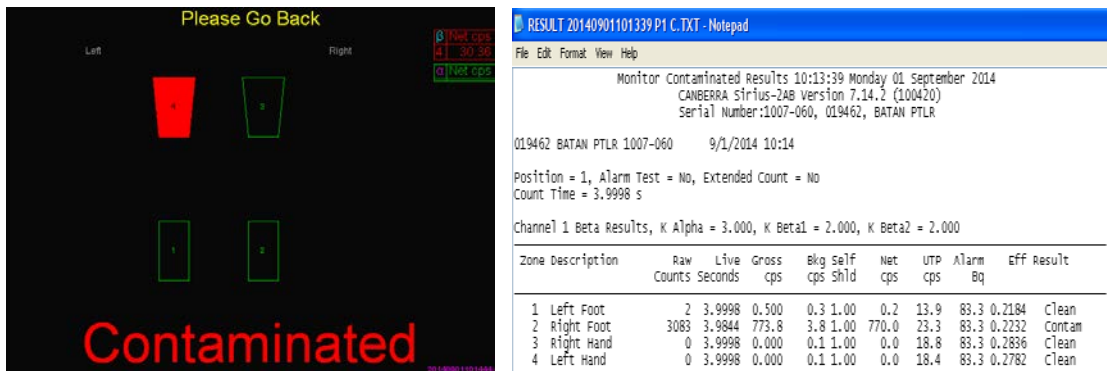
Setelah dicetak pada kertas *ID Card*, kemudian dilaminating agar hasil cetakan menempel pada pvc. Contoh kartu akses personil sebagai berikut:



Gambar 3. Kartu Akses Personil HFM

Tampilan HFM dan Hasil Pengukuran sebelum menggunakan ID Card tidak tercantum nama pekerja yang melakukan pengukuran. Berikut

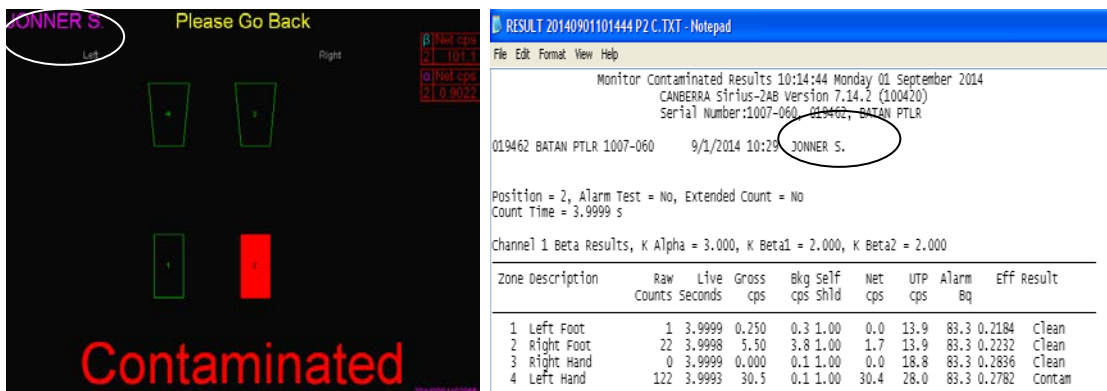
adalah contoh hasil pengukuran tingkat kontaminasi personil tidak menggunakan Kartu Akses Personil HFM.



Gambar 4. Tampilan HFM dan Hasil Pengukuran sebelum menggunakan ID Card

Hasil pengukuran terjadi kontaminasi pada kaki kanan, sehingga perlu didekontaminasi oleh PPR, namun nama personil yang terkontaminasi tidak terecord. Sedangkan tampilan HFM dan hasil pengukuran setelah

menggunakan ID Card tercantum nama pekerja yang melakukan pengukuran. Berikut adalah contoh hasil pengukuran tingkat kontaminasi personil dengan menggunakan Kartu Akses Personil HFM.



Gambar 5. Tampilan HFM dan Hasil Pengukuran sebelum menggunakan ID Card

## KESIMPULAN

1. Desain kartu akses kontrol dengan barcode untuk sistem pemantau tingkat kontaminasi personil khusus tangan dan kaki dan mempermudah Petugas Proteksi radiasi dalam memantau personil sebelum meninggalkan IPLR.
2. Dengan kartu akses kontrol yang dibuat data personil yang melakukan pengukuran tingkat kontaminasi tangan dan kaki baik terkontaminasi maupun tidak akan terekam di dalam computer HFM.
3. Pengembangan dari program sistem pemantau radiasi terpusat pada Instalasi Pengolahan Limbah Radioaktif diharapkan dapat memantau laju dosis dan tingkat kontaminasi daerah kerja maupun personil terintegrasi secara online.

## DAFTAR PUSTAKA

- [1]. ANONIM, Undang-Undang Negara Republik Indonesia Nomor 10 Tahun 1997 Tentang Ketenaganukliran.
- [2]. ANONIM, Peraturan Pemerintah No 33 tahun 2007 tentang Keselamatan dan Kesehatan terhadap Pemanfaatan Radiasi Pengion
- [3]. ANONIM, Peraturan Pemerintah No 27 tahun 2002 tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif.
- [4]. CEMBER, HERMAN, *Introduction to Health Physics*, United States of America : Pergamon Press, 1983.

- [5]. PUTRA, AGFIANTO EKO, Teknik Antar Muka Komputer Konsep dan Aplikasi, Yogyakarta: Graha Ilmu, 2002.
- [6]. TOCCI, RONALD J, *Digital Systems Principles and Application. United States of America: Prentise/Hall International, Inc*, 1980.
- [7]. [www.barcodesinc.com/free-barcode-font/](http://www.barcodesinc.com/free-barcode-font/) diakses Agustus 2014
- [8]. [www.batan.go.id/ptlr](http://www.batan.go.id/ptlr), diakses Agustus 2014
- [9]. [www.batan.go.id/pusdiklat/elearning/Pengukuran\\_Radiasi](http://www.batan.go.id/pusdiklat/elearning/Pengukuran_Radiasi), diakses Agustus 2014

## EVALUASI DOSIS EKSTERNA PERSONIL YANG DITERIMA PEKERJA RADIASI DI PTBIN-BATAN PERIODE TAHUN 2007-2012

**Auring Rachminisari, W. Prasud**  
Pusat Teknologi Bahan Industri Nuklir - BATAN  
Kawasan PUSPIPTEK Serpong 15310

### ABSTRAK

EVALUASI DOSIS EKSTERNA PERSONIL YANG DITERIMA PEKERJA RADIASI DI PTBIN-BATAN PERIODE TAHUN 2007-2012. Telah dilakukan evaluasi paparan radiasi terhadap dosis eksternal yang diterima pekerja radiasi di PTBIN. Tujuan evaluasi ini untuk mengetahui dosis eksternal personil pekerja radiasi di PTBIN-BATAN selama periode 2007-2012. Metode dilakukan dengan mengukur paparan radiasi di daerah kerja pada Fasilitas Hamburan Neutron, laboratorium AAN, laboratorium XRD. Pengukuran paparan radiasi dilakukan secara periodik menggunakan survai meter radiogem 2000. Untuk pemantauan pekerja radiasi dipakai TLD tipe BGN-7776 merk HARSHAW dan dibaca per-triwulan oleh Pusat Teknologi Limbah Radioaktif (PTLR). Hasil pembacaan dosis radiasi per-triwulan diambil rata-rata untuk memperoleh data rata-rata per-tahun. Hasil pembacaan dosis eksternal akibat paparan radiasi rata-rata dari tahun 2007 – 2012 tertinggi terjadi di BKAN sebesar 0.2203 mSv/tahun, terendah terjadi di BKI sebesar 0.024 mSv/tahun sedangkan dari pembacaan TLD dosis eksternal personel tertinggi pekerja radiasi adalah sebesar 2.77 mSv/tahun. Dari data tersebut terlihat bahwa dosis eksternal semua pekerja radiasi di PTBIN dari Tahun 2007-2012 masih berada dibawah dosis maksimum yang diizinkan IAEA

Kata kunci: Pekerja radiasi, Paparan radiasi, dosis radiasi

### ABSTRACT

*EVALUATION DOSE EKSTERNA PERSON OF RADIATION WORKERS RECEIVED IN BATAN PTBIN-YEAR 2007-2012 PERIOD* The evaluation is aimed to study the external acceptance dose received by radiasi in PTBIN within 2007 – 2012 period. The method used in this study by measuring the radiation exposure on the work area at Neutron Scattering Facilities, AAN laboratory and XRD laboratory. Measurement of radiation exposure is done periodically using radiagem 2000 as survey meter. TLD type BGN-7776 with HARSHAW brand is used to monitor the radiation worker and read per-quarter by Radiactive Waste Technology Center (PTLR). The average of external radiation dose reading per-quarter is taken to obtain the average data per-year. The highest readings of average external dose due to radiation exposure between 2007-2012 occurred in BKAN with 0.2203 mSv/year, the lowest occurred in BKI with 0.024 mSv/year, while the TLD reading show that the highest external radiation dose on radiation worker is 2.77 mSv/year. From these data it appears that the external dose of all radiation workers in pbin within year 2007-2012 still remains below the maximum allowed by IAEA

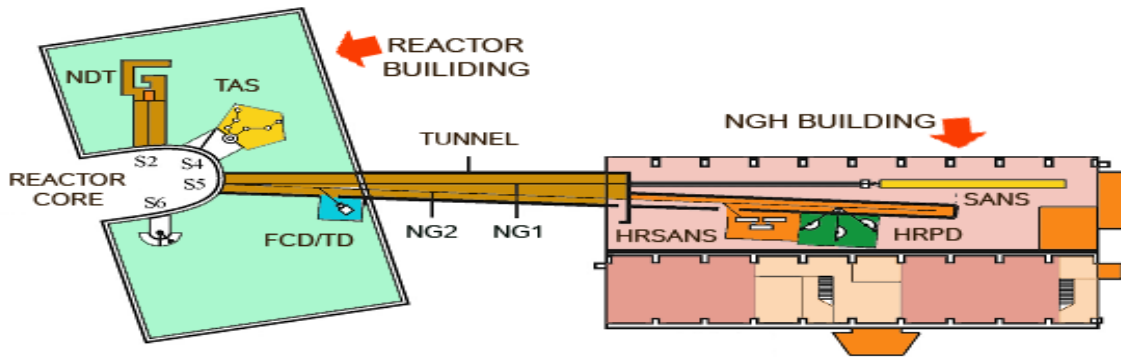
Keywords: Radiation Workers, radiation exposure, eksternal dose

### PENDAHULUAN

Pusat Teknologi Bahan Industri Nuklir (PTBIN-BATAN), berdasarkan Peraturan Kepala BATAN No.123/KA/VIII/2007, mempunyai tugas melaksanakan penelitian dan pengembangan di bidang bahan industri nuklir. Kegiatan pemanfaatan radiasi di PTBIN dilakukan dengan memanfaatkan berkas neutron dari RSG-Siwabessy di *Experimental Hall Reactor (XHR)*, *Neutron Guide Hall (NGH)*, serta pemanfaatan peralatan Diffraksi Sinar-X (XRD). Fasilitas yang ada di NGH terdiri dari tiga unit peralatan utama yaitu Spektrometer Hamburan Neutron Sudut Kecil (SANS/SN2), Spektrometer Hamburan Neutron Sudut

Kecil Resolusi Tinggi (HRSANS/SN3) dan Difraktometer Neutron Serbuk Resolusi Tinggi (HRPD/DN3), sedangkan fasilitas peralatan hamburan neutron yang ada di XHR terdiri dari empat unit peralatan hamburan neutron yaitu Spektrometer Tiga Sumbu (TAS/SN1), Difraktometer Empat Lingkaran (FCD/TD), Difraktometer Serbuk (PD/DN1), 1 unit peralatan Radiografi Neutron (RN) serta fasilitas Aktivasi Analisis Neutron (AAN). Neutron dari RSG-GAS melalui dua buah tabung pemandu neutron (NGT-1 dan NGT-2) di dalam tunnel, menuju ke Gedung 40. Diagram tata letak XHR dan NGH ditunjukkan pada Gambar 1.





Gambar 1. Fasilitas Hamburan Neutron di NGH dan XHR yang dihubungkan oleh 2 unit neutron guide Tube ( NGT), yaitu NGT-1 dan NGT-2

Fasilitas peralatan difraksi sinar-X terdiri dari dua unit peralatan yaitu XRD yang berada di Bidang Bahan Industri Nuklir (BBIN) di Gedung 71 dan di Bidang Karakterisasi Analisis Nuklir (BKAN) di Gedung 42.

Pengawasan keselamatan radiasi di daerah kerja fasilitas hamburan neutron dilakukan dengan pengukuran paparan radiasi menyesuaikan dengan jadwal operasi RSG-GAS. Hal ini harus dilakukan untuk menjamin tingkat paparan pada daerah kerja berada dalam batas ambang dan keselamatan pekerja radiasi. Berdasarkan UU No. 10 tahun 1997 tentang ketenaganukliran<sup>[1]</sup> dan Peraturan Pemerintah Nomor 63 Tahun 2000 tentang keselamatan dan kesehatan terhadap pemanfaatan radiasi pengion<sup>[2]</sup>, maka setiap kegiatan yang berhubungan dengan nuklir harus dilaksanakan dengan memperhatikan ketentuan keselamatan pekerja radiasi, peralatan serta lingkungan sekitarnya. Pengukuran paparan radiasi ini sebagai alat pantau dan tindakan pembatasan dosis yang diterima pekerja radiasi. Tujuan evaluasi ini untuk mengetahui besaran paparan radiasi dan sumbangannya terhadap dosis eksternal pekerja radiasi. Berdasarkan Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 4 tahun 2013, tentang proteksi dan keselamatan radiasi dalam pemanfaatan tenaga nuklir surat kep, NBD pekerja radiasi yang memperoleh penyinaran seluruh tubuh ditetapkan 20 mSv per tahun.

Dalam hal penyinaran seluruh tubuh, NBD untuk anggota masyarakat umum ialah 2 mSv (200 mrem) dalam setahun, sedangkan untuk pekerja radiasi yang bekerja dengan sumber radiasi tidak melebihi dari 20 mSv/tahun<sup>[3]</sup>. Untuk memantau dosis radiasi yang diterima, pekerja radiasi dilengkapi monitor

dosis personel menggunakan *Thermoluminescence Detector* (TLD). Hasil pengukuran ini selalu dievaluasi dengan tujuan agar dosis eksternal pekerja radiasi tidak melebihi NBD yang ditetapkan. Bagi pekerja radiasi yang menerima dosis eksternal melebihi NBD, dimungkinkan menerima dampak radiologi dari radiasi yang telah diterimanya. Pemantauan dosis eksternal pekerja radiasi dilakukan dengan menggunakan TLD. Ketentuan umum proteksi radiasi terhadap pekerja radiasi dengan cara pembatasan penyinaran, pemantauan dan pencatatan dosis radiasi, serta pengawasan kesehatan pekerja radiasi.

Tujuan dari evaluasi ini untuk mengetahui gambaran dosis eksternal yang diterima pekerja radiasi di setiap bidang di PTBIN selama periode 2007-2012. Pekerja Radiasi di PTBIN terdapat pada Bidang Spektrometri Neutron (BSN), Bidang Karakterisasi dan Analisis Neutron, Bidang Bahan Industri Nuklir (BBIN), Bidang Keselamatan dan Instrumentasi (BKI).

## TATA KERJA

Pengukuran paparan radiasi pada XHR, NGH, AAN dan laboratorium Difraksi Sinar-X (XRD) dilakukan menggunakan peta daerah kerja radiasi yang telah dibuat. Peta daerah kerja ini dibuat berdasarkan tingkat aktifitas yang sering dilalui oleh pekerja radiasi dan pengguna peralatan (*user*). Penomoran pada titik pengukuran akan mempermudah dilakukannya evaluasi hasil pengukuran, sehingga akan memudahkan pengawasan. Titik pengukuran daerah kerja didasarkan pada posisi *direct beam* (berkas dari slit ke cuplikan) dan posisi (tempat kerja) operator, serta daerah lain yang dipetakan untuk dilakukan pengukuran.

Kegiatan pengukuran diawali dengan langkah-langkah sebagai berikut :

a. Menyiapkan alat kerja yang terdiri dari peralatan survey meter radiogem 2000, TLD, formulir data.

b. Melakukan pengukuran di titik-titik yang ditentukan sesuai hasil mapping daerah kerja.

Dari hasil pemantauan rutin, telah ditetapkan daerah pengukuran seperti ditampilkan pada Tabel 1.

Tabel 1. Titik pengukuran paparan radiasi pada daerah kerja menggunakan survey meter

Kode Fasilitas	Jumlah Peralatan	Jumlah titik	Lokasi
NGH	3 Unit	12	Gd 40
XHR	4 Unit	43	Gd. 30
XRD 1	1 Unit	10	Gd. 71
XRD 2	1 Unit	10	Gd.42
AAN1	1 Unit	-	Gd. 30
AAN2	1 unit	7	Gd. 42
TPN1	1 Unit	12	Tunnel Gd. 30-Gd.40
TPN2	1 Unit	12	

Berdasarkan risiko bahaya radiasi, fasilitas hamburan neutron di Gedung 40 dibagi dalam 3 daerah kerja atau zona yaitu: Zona I, Zona II dan Zona III. Zona I yaitu lokasi tabung pemandu neutron di dalam *tunnel* penghubung Gedung 30 dan Gedung 40 daerah ini bukan merupakan daerah kerja, karena hanya digunakan untuk pengecekan

*shielding* dan pengecekan fisik saat reaktor *shutdown*, seperti ditunjukkan pada Gambar 2. Zona II merupakan daerah tempat operator bekerja, daerah ini yang dibuat mapping seperti pada Tabel 1. Daerah Zona III merupakan daerah kerja radiasi dan ruang staf, daerah ini bebas dari paparan radiasi.



Tabung Pemandu Neutron.

Gambar 2. NGT-1 dan NGT-2 pada tunnel penghubung gedung 30 dan gedung 40

Peralatan yang digunakan untuk mencatat paparan radiasi personel adalah dosimeter perorangan (*personal dose meter*) yang digunakan untuk mencatat dosis radiasi yang

diterima pekerja selama memakai alat ukur ini. Salah satu jenis dosimeter ini adalah TLD (Thermoluminescence) badge, dimana proses pembacaannya dengan memanaskan sel

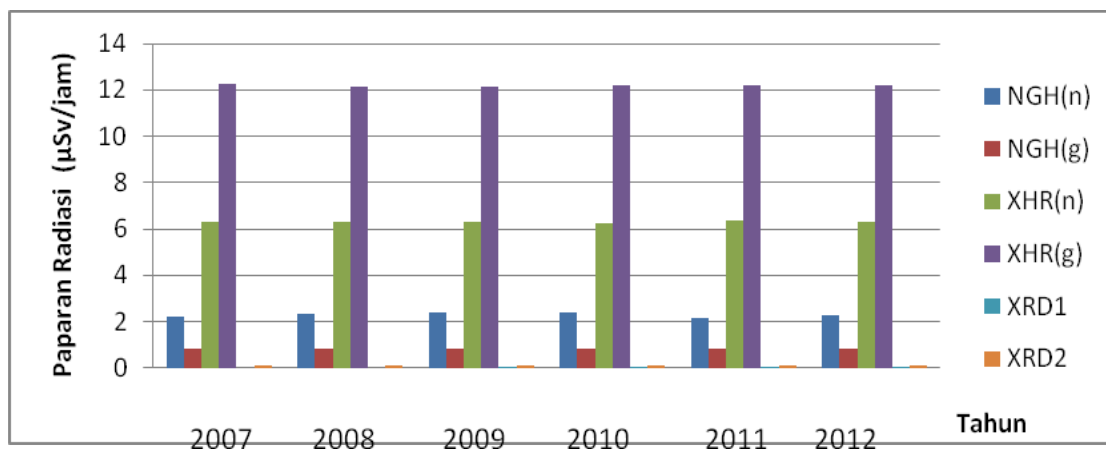
luminesensi. TLD terdiri atas 2 bagian yaitu sel atau kristal luminesensi dan *holdernya*. Pengukuran paparan radiasi dilakukan dengan menggunakan survey meter merk radiagem 2000 dengan faktor kalibrasi 1,03 dan pengukuran dosis radiasi personel menggunakan TLD tipe BGN-7776 merk HARSHAW

Pengukuran paparan radiasi ditabulasi untuk setiap tahunnya, kemudian data paparan radiasi tersebut mulai dari tahun 2007 sampai tahun 2012 dan dibuatkan rata-rata tahunan. Data paparan setiap tahun dihitung penerima dosis eksterna tertinggi dan terendah serta rata-rata tahunan. Disamping Pengukuran paparan radiasi, dilakukan juga pemantauan dan pencatatan dosis radiasi eksterna menggunakan TLD. Dosis radiasi eksterna tersebut merupakan dosis yang diterima pekerja radiasi. Pegawai maupun tamu diwajibkan menggunakan TLD atau *pocket dosimeter* saat berada pada Zone II. Pembacaan dosis eksterna dilakukan setiap

triwulan oleh Pusat Teknologi Limbah Radioaktif (PTLR), hasil ini dicatat dan dievaluasi. Data dosis yang diterima dalam setahun dicatat dan dibagikan kepada pekerja dalam amplop tertutup. Untuk paparan yang melebihi dosis akan dilakukan kajian terhadap daerah kerjanya serta dilakukan pengukuran ulang sehingga diperoleh penyebab terjadinya paparan berlebih.

### HASIL DAN PEMBAHASAN

Berdasarkan batasan keselamatan tersebut di atas, petugas /operator peralatan yang mengoperasikan fasilitas hamburan neutron pada Gedung 40 selama satu tahun dalam waktu kerja 8 jam/hari, 5 hari/minggu, diyakini tidak akan menerima dosis melampaui Nilai Batas Dosis (NBD) yang diijinkan. Evaluasi paparan radiasi tahun 2007 sampai tahun 2012 dapat dilihat pada Gambar 3.



Gambar 3. Paparan radiasi rata-rata periode 2007 s/d 2012

Tabel 2. Paparan radiasi rata rata tahun 2007 sampai dengan 2012

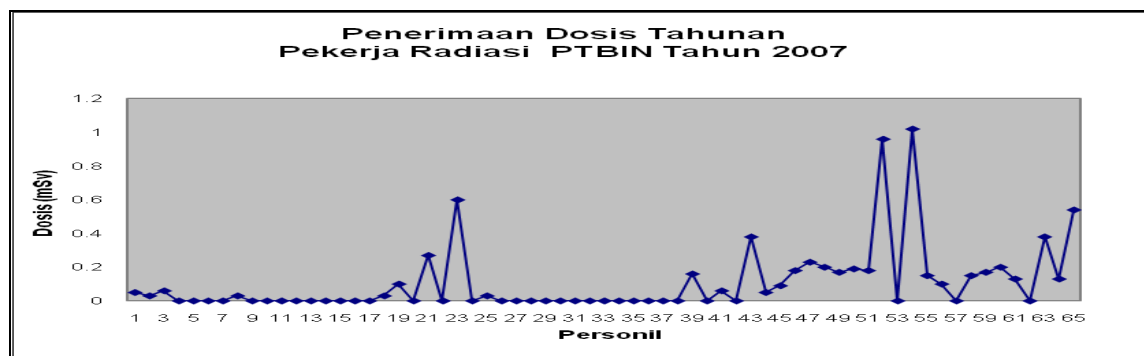
No	Tahun	Paparan radiasi(n) NGH (µSv/jam)	Paparan radiasi(γ) NGH (µSv/jam)	Paparan radiasi (n) XHR (µSv/jam)	Paparan radiasi (γ) XHR (µSv/jam)	Paparan radiasi XRD1 (µSv/jam)	Paparan radiasi XRD 2 (µSv/jam)
1.	2007	2.24	0.8193	6.295	12.2483	0	0.103
2.	2008	2.36	0.8179	6.3254	12.1179	0	0.104
3.	2009	2.3756	0.8182	6.3173	12.1482	0.0824	0.105
4.	2010	2.3942	0.8204	6.2287	12.1775	0.0844	0.1051
5.	2011	2.1729	0.8154	6.3654	12.1725	0.0833	0.1048
6.	2012	2.2769	0.8197	6.3287	12.1852	0.0828	0.1049
	Rata-rata	2.3033	0.8184	6.3101	12.1749	0.0832	0.1045

Dari Gambar 3 dan Tabel 2 terlihat bahwa paparan radiasi rata rata tertinggi di PTBIN terdapat pada laboratorium XHR sebesar 12.1749  $\mu\text{Sv}/\text{jam}$  untuk radiasi ( $\gamma$ ) dan 6.3101  $\mu\text{Sv}/\text{jam}$  untuk radiasi (n). Hal ini disebabkan energy radiasi yang sampai di laboratorium di XHR masih bermacam-macam ( $\gamma$ ,  $\beta$ ,  $\alpha$ , neutron thermal, neutron cepat) dan eneginya masih tinggi sehingga paparan radiasi yang dihasilkan masih lebih tinggi dibandingkan di laboratorium yang berada di NGH. Laboratorium yang berada di NGH hanya menggunakan energy neutron thermal saja. Energy radiasi yang bermacam macan yang berasal dari reactor dengan melalui beberapa tahapan sehingga hanya enegi neutron thermalnya saja yang digunakan, sehingga paparan radiasi di laboratorium di NGH lebih kecil dibandingkan dengan di XHR. Paparan radiasi rata rata terendah terdapat pada laboratorium XRD 1 (gedung 71) sebesar 0.0832  $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ . Hal ini disebabkan sumber radiasi yang digunakan pada XRD sangat rendah (KeV), sehingga paparan radiasinya juaga sangat rendah. Hasil pembacaan TLD ditampilkan berupa data dosis eksternal seluruh tubuh (DEST) Hp-10 dengan nilai dosis terendah, rata-rata dan

tertinggi. Dosis radiasi eksterna yang diterima oleh pekerja radiasi di PTBIN pada tahun 2007 s/d 2012 dapat dilihat pada Gambar 4,5,6,7,8,9 dibawah ini.

Hasil pembacaan TLD dari PTLR-BATAN pada 76 pekerja radiasi di PTBIN pada Tahun 2007 sampai Tahun 2012 diperoleh Nilai Dosis Ekuivalen Seluruh Tubuh (DEST/HP-10) yang tertinggi adalah 2.77 mSv/tahun terjadi pada tahun 2011 dan terendah adalah 0 mSv/tahun. Hasil paparan daerah kerja dan paparan dosis eksterna yang diterima pekerja radiasi Tahun 2007-2012 masih relative sama dengan pengukuran Tahun 2000-2006<sup>[4]</sup>.

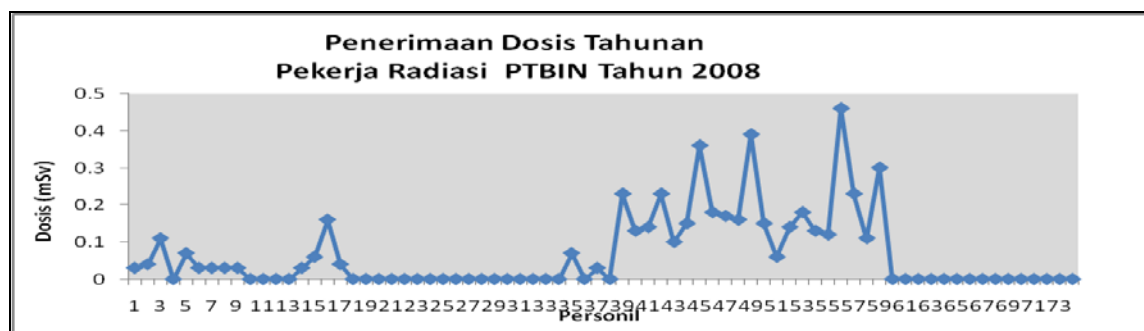
Dari data tersebut terlihat bahwa nilai dosis personel di setiap pekerja di PTBIN masih aman karena jauh berada dibawah batas maksimal yang diizinkan oleh BAPETEN<sup>[3]</sup> yaitu 20 mSv/tahun, walaupun ada kecenderungan peningkatan dalam setiap tahunnya. Dosis radiasi eksterna yang diterima oleh pekerja radiasi di PTBIN pada tahun 2007 s/d 2012 dapat dilihat pada Gambar dibawah ini.



Gambar 4. Grafik penerimaan dosis tahunan pekerja radiasi PTBIN tahun 2007

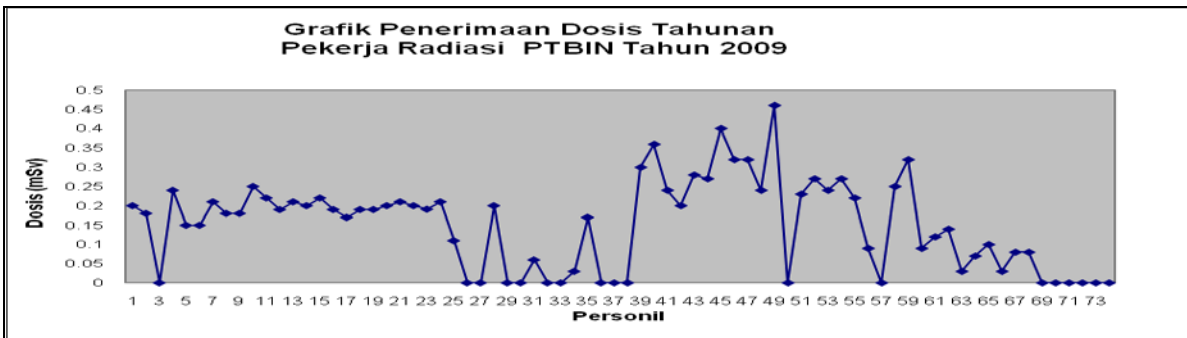
Pada Gambar 4. terlihat jumlah pekerja radiasi di PTBIN sebanyak 65 orang. Rata-rata dosis radiasi eksterna pada tahun 2007 sebesar 0.0955

mSv/tahun. Dosis radiasi eksterna tertinggi sebesar 1.02 mSv/tahun.



Gambar 5. Grafik penerimaan dosis tahunan pekerja radiasi PTBIN tahun 2008

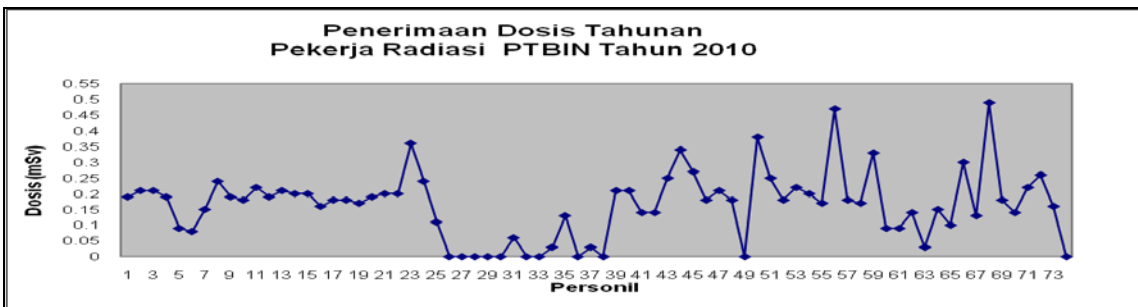
Pada Gambar 5. terlihat jumlah pekerja radiasi di PTBIN sebanyak 74 orang. Rata-rata dosis radiasi eksternal pada tahun 2008 sebesar 0.0781 mSv/tahun. Dosis radiasi eksternal tertinggi sebesar 0.46 mSv/tahun.



Gambar 6. Grafik penerimaan dosis tahunan pekerja radiasi PTBIN tahun 2009

Pada Gambar 6. terlihat jumlah pekerja radiasi di PTBIN sebanyak 74 orang. Rata-rata dosis radiasi eksternal pada tahun 2009 sebesar 0.1645

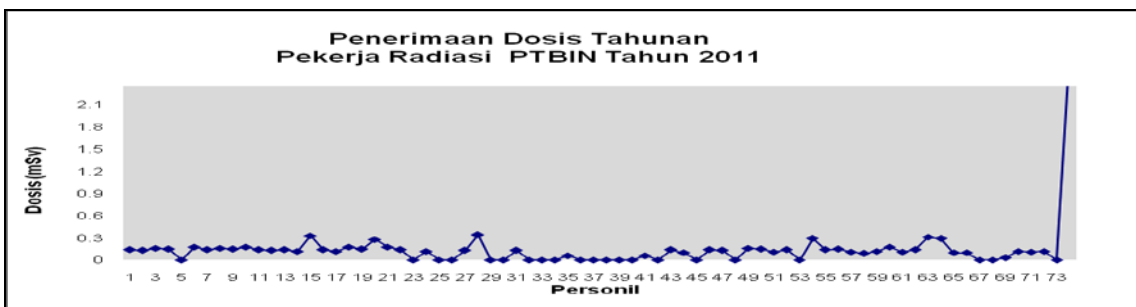
mSv/tahun. Dosis radiasi eksternal tertinggi sebesar 0.23 mSv/tahun.



Gambar 7. Grafik penerimaan dosis tahunan pekerja radiasi PTBIN tahun 2010

Pada Gambar 7. terlihat jumlah pekerja radiasi di PTBIN sebanyak 74 orang. Rata-rata dosis radiasi eksternal pada tahun 2010 sebesar 0.1645

mSv/tahun. Dosis radiasi eksternal tertinggi sebesar 0.49 mSv/tahun.

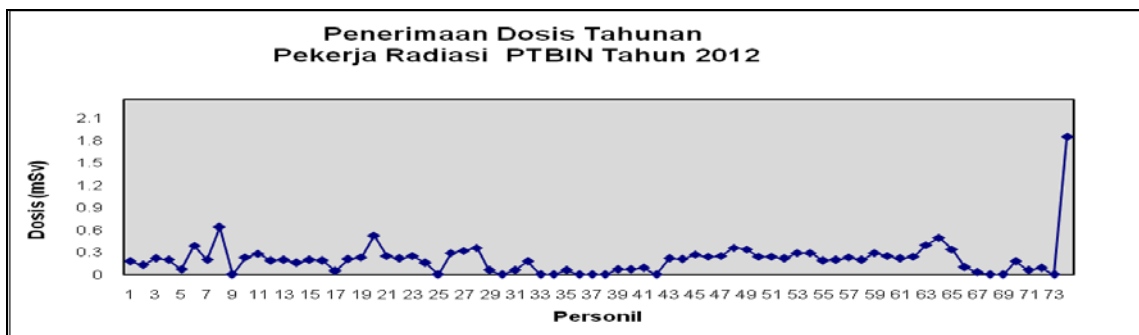


Gambar 8. Grafik penerimaan dosis tahunan pekerja radiasi PTBIN tahun 2011

Pada Gambar 8. terlihat jumlah pekerja radiasi di PTBIN sebanyak 74 orang. Rata-rata dosis radiasi eksternal pada tahun 2011 sebesar 0.1862

mSv/tahun. Dosis radiasi eksternal tertinggi sebesar 2.77 mSv/tahun.





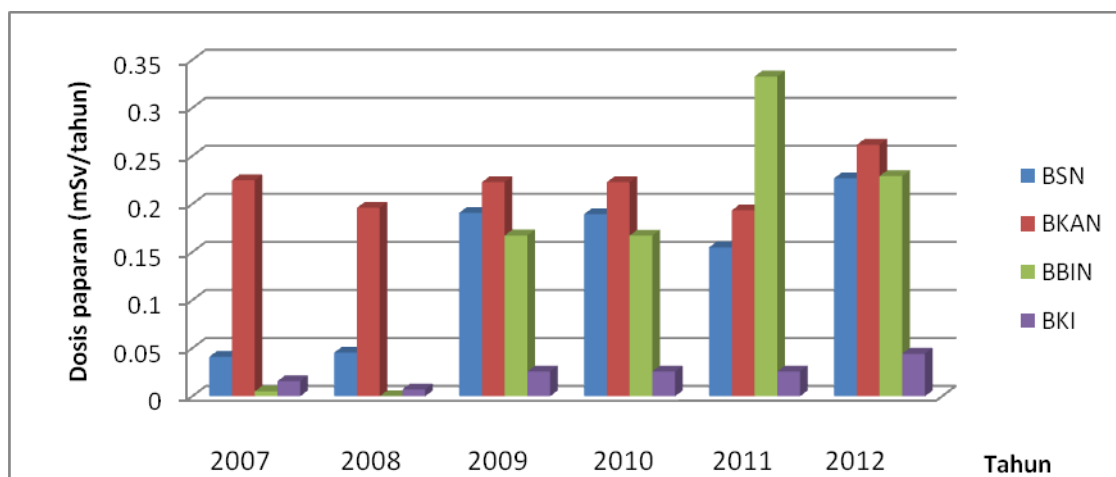
Gambar 9. Grafik penerimaan dosis tahunan pekerja radiasi PTBIN tahun 2012

Pada Gambar 9, terlihat jumlah pekerja radiasi di PTBIN sebanyak 74 orang. Rata-rata dosis radiasi eksternal pada tahun 2012 sebesar 0.2055 mSv/tahun. Dosis radiasi eksternal tertinggi sebesar 1.85 mSv/tahun. Hasil pembacaan TLD dari PTLR-BATAN pada 76 pekerja radiasi di PTBIN pada Tahun 2007 sampai Tahun 2012 diperoleh Nilai Dosis Ekuivalen Seluruh Tubuh (DEST/HP-10) yang tertinggi adalah 2.77 mSv/tahun terjadi pada tahun 2011 dan terendah adalah 0 mSv/tahun. Hasil paparan daerah kerja dan paparan dosis eksternal yang diterima pekerja radiasi

Tahun 2007-2012 masih relative sama dengan pengukuran Tahun 2000-2006<sup>[4]</sup>. Dari data tersebut terlihat bahwa nilai dosis personel di setiap pekerja di PTBIN masih aman karena jauh berada dibawah batas maksimal yang diizinkan BAPETEN<sup>[3]</sup> yaitu 20 mSv/tahun, walaupun ada kecenderungan peningkatan dalam setiap tahunnya. Nilai dosis rata-rata personel setiap bidang di PTBIN-BATAN periode 2007 s/d 2012 dapat dilihat pada tabel 3 dan Gambar 10 dibawah ini

Tabel 3. Nilai dosis rata-rata personel setiap bidang di PTBIN periode 2007 s/d 2012

TAHUN	Dosis rata-rata BSN (mSv)/tahun	Dosis BKAN (mSv)/tahun	Dosis BBIN (mSv)/tahun	Dosis BKI (mSv)/tahun
2007	0.0411	0.2248	0.005	0.0157
2008	0.0454	0.1961	0	0.0071
2009	0.1909	0.2228	0.1673	0.0257
2010	0.1896	0.2228	0.1672	0.0257
2011	0.155	0.1935	0.3327	0.0207
2012	0.2268	0.2617	0.2291	0.0443
<b>Rata-rata</b>	0.1415	0.2203	0.1502	0.0240



Gambar 10. Grafik Nilai rata rata dosis personel setiap bidang di PTBIN periode 2007 sampai dengan 2012

Dari Tabel 3 dan Gambar 10 diatas terlihat bahwa ada kecenderungan peningkatan dosis personel pekerja radiasi dalam setiap tahunnya, hal ini disebabkan adanya peningkatan kegiatan penelitian yang berhubungan dengan radiasi setiap tahunnya yang dilakukan di PTBIN. Nilai ini masih sangat jauh dibawah batas standart yang ditentukan oleh IAEA yaitu sebesar 20 mSv/tahun. Nilai dosis personel rata-rata pekerja radiasi tahun 2007 sampai dengan 2012 sebesar 0.134 mSv/tahun. Nilai dosis personel rata-rata pekerja radiasi tahun 2007 sampai dengan 2012 tertinggi yaitu pada BKAN sebesar 0.2203 mSv/tahun . Hal ini disebabkan adanya pekerja radiasi di BKAN yang menggunakan fasilitas AAN1 yang berada di XHR Gedung 30, dimana paparan radiasi di laboratorium XHR merupakan paparan radiasi tertinggi di laboratorium yang ada di PTBIN yaitu sebesar 12.1749  $\mu$ Sv/jam dan AAN2 di Gedung 42. Nilai dosis personel rata-rata pekerja radiasi dibidang BBIN untuk tahun 2007 dan 2008 tidak ada (0 mSv). Hal ini karena pada tahun 2007 dan 2008 laboratorium di BBIN sedang dalam taraf renovasi sehingga tidak ada kegiatan di laboratorium tersebut. Nilai dosis personel rata-rata pekerja radiasi tahun 2007 sampai dengan 2012 terendah yaitu pada BKI. Hal ini disebabkan BKI tidak mempunyai fasilitas laboratorium yang menggunakan paparan radiasi, sehingga pekerjaanya tidak lama berada di daerah radiasi, dengan demikian dosis yang diterimanya sangat kecil.

#### KESIMPULAN :

Nilai dosis personel rata-rata pekerja radiasi di PTBIN dari tahun 2007 sampai dengan 2012 mempunyai kecenderungan meningkat setiap tahunnya, hal ini disebabkan oleh semakin banyaknya kegiatan penelitian yang dilakukan di PTBIN, akan tetapi masih jauh dibawah batas dosis maksimal yang diizinkan oleh IAEA yaitu sebesar 20 mSv/tahun. Nilai dosis personel rata-rata pekerja radiasi dari tahun 2007 sampai dengan 2012 adalah sebesar 0.134 mSv/tahun. Nilai dosis personel rata-rata pekerja radiasi dari tahun 2007 sampai dengan 2012 tertinggi adalah BKAN yaitu sebesar 0.2203 mSv/tahun, sedangkan yang terendah adalah BKI yaitu sebesar 0.0240 mSv/tahun. Hal ini menunjukkan bahwa seluruh fasilitas radiasi yang digunakan untuk penelitian di PTBIN-BATAN dalam kondisi aman untuk beroperasi.

#### DAFTAR PUSTAKA

- [1]. UNDANG-UNDANG NO.10 TAHUN 1997, "Tentang Ketenaga Nukliran", Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN), 1997.
- [2]. PERATURAN PEMERINTAH NO.63 TAHUN 2000, "Tentang keselamatan dan kesehatan terhadap pemanfaatan radiasi pengion", 2000
- [3]. PERATURAN KEPALA BADAN PENGAWAS TEKNOLOGI NUKLIR NO.4 TAHUN 2013, "Tentang Proteksi dan Keselamatan Radiasi dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir." 2013
- [4]. W.PRASUAD, GUNAWAN, RIDWAN, "Kajian Keselamatan Radiasi Pada Pusat Teknologi Bahan Industri Nuklir - BATAN", disampaikan pada seminar Pelaksanaan Budaya Keselamatan Nuklir BAPETEN 2 Agustus 2006.

## PERAN SAFETY CLIMATE DALAM FOSTERING BUDAYA KESELAMATAN

W. Prasud

Pusat Sains dan Teknologi Bahan Maju – BATAN  
Kawasan PUSPIPTEK Serpong 15310  
prasud@batan.go.id

### ABSTRAK

PERAN SAFETY CLIMATE DALAM FOSTERING BUDAYA KESELAMATAN. Para ahli psikologi organisasi dan budaya keselamatan mendapatkan bahwa akan lebih mudah untuk mengukur artefak, tata nilai maupun asumsi mendasar budaya keselamatan dilakukan melalui pengukuran safety climate. Untuk mendapatkan faktor dominan safety climate, maka dilakukan kajian pustaka untuk mendapatkan elemen utama pada lingkup safety climate. Dari hasil kajian pada makalah ini diperoleh 5 (lima) elemen dominan safety climate yang dihipotesis menjadi faktor penguat dalam fostering budaya keselamatan. Agar dapat diimplementasikan, maka setiap elemen dibuatkan kuesionernya, sehingga memudahkan dalam pengukuran. Untuk melaksanakan fostering budaya keselamatan melalui safety climate, maka elemen yang kuat hasil kuesioner dijadikan bagian KPI (Key Performance Indicator) budaya keselamatan organisasi, selanjutnya dijadikan sebagai program prioritas dalam budaya keselamatan organisasi. Pada makalah ini diperoleh pemodelan penguatan budaya keselamatan melalui safety climate serta kuesioner safety climate yang dapat digunakan dan dikembangkan oleh organisasi sebagai alat untuk fostering budaya keselamatan.

Kata Kunci : Budaya Keselamatan, Faktor Safety Climate, Model Safety Climate

### ABSTRACT

ROLE OF SAFETY CLIMATE IN A SAFETY CULTURE FOSTERING. Psychologists and organizational safety culture that will get easier to measure artefacts, values and basic assumptions made by measuring the safety culture of safety climate. To obtain the dominant factors of safety climate, the literature review conducted to get a major element in the sphere of safety climate. From the results of the study in this paper was obtained 5 (five) the dominant element of safety climate were hypothesized to be a factor in fostering safety culture amplifier. In order to be implemented, then each element of the questionnaires made, to facilitate the measurement. To implement fostering a safety culture through safety climate, it is a strong element of the questionnaire used as part of KPI (Key Performance Indicator) organizational safety culture, then it was made as a priority program in the organization's safety culture. In this paper modeling diperoleh strengthening safety culture through safety climate and safety climate questionnaire that can be used and developed by the organization as a tool for fostering a culture of safety.

Key words : Safety Culture, Safety Climate factors, Safety Climate Model

### PENDAHULUAN

Sejak IAEA (International Atomic Energy Agency), mempublikasikan budaya keselamatan pada kasus kecelakaan reaktor nuklir chernobyl[1,2,3], banyak ahli memanfaatkannya untuk mencari akar permasalahan dalam meningkatkan kinerja keselamatan pada industri berisiko tinggi. Kasus kecelakaan terbesar pada 10 (sepuluh) industri berisiko tinggi periode tahun 1986-2006 diperoleh 80% terjadi disebabkan lemahnya budaya keselamatan[4]. Sifat budaya keselamatan yang abstrak namun mampu menjadi solusi yang permanen terhadap kinerja keselamatan inilah yang membuat banyak para

ahli mencoba membuat budaya keselamatan agar mudah diamati, diukur dan dilakukan peningkatan berkelanjutan. Banyak usaha yang telah dilakukan para ahli untuk membuat budaya keselamatan dari sifat intangible menjadi tangible. Diantaranya melalui pendekatan individu dan organisasi.

Pendekatan organisasi umumnya dilakukan dengan melaksanakan sistem manajemen, sedangkan pendekatan individu dilakukan melalui penguatan sikap dan perilaku individu, teori ini lebih dikenal sebagai behavior base safety (BBS). Pendekatan implementasi organisasi yang ditunjukkan dengan penerapan sistem manajemen, misalnya manajemen

keselamatan, sistem manajemen mutu, manajemen risiko (*risk management*) dan manajemen *gap analysis*. Para ahli psikologi organisasi dan budaya keselamatan bersepakat bahwa budaya keselamatan akan lebih mudah diamati secara artefak dan nilai-nilai maupun peran organisasi melalui *safety climate* (Zohar)[5]. Zohar juga memandang perlunya mengukur budaya keselamatan dalam waktu yang cepat pada suatu kelompok kecil yang bekerja pada lingkup yang spesifik (tertentu) dalam organisasi. Dengan mendapatkan snapshot ini, maka secara holistik dapat dipandang sebagai ukuran budaya keselamatan organisasi dalam waktu tertentu. Meskipun sampai saat ini belum ada kesepakatan tentang definisi maupun lingkup *safety climate*[6] hal ini disebabkan sifat budaya kerja yang beragam serta adanya interseksi dengan penerapan BBS maupun metode pengukurannya. *Safety climate* menggabungkan lingkup sistem manajemen keselamatan, sifat dan perilaku individu pada kelompok dan peran organisasi pada kelompok kecil. Pada penelitian terdahulu telah dilakukan kajian penerapan budaya keselamatan melalui hasil audit sistem manajemen keselamatan, pada kajian ini diperoleh suatu langkah yang cepat dalam mengukur budaya keselamatan secara snapshot dan dapat dibuat langkah-langkah penguatan budaya keselamatan secara cepat[7,8]. Namun langkah ini belum mencerminkan budaya keselamatan secara menyeluruh, karena masih didominasi pada tingkatan artefak saja maupun nilai-nilai, belum memasukkan faktor individu, waktu dan lingkungan kerja secara khusus. Untuk itu perlu dilengkapi dengan pendekatan *safety climate* untuk melengkapi snapshot tersebut.

Tujuan dari tinjauan ini adalah mengkaji berbagai laporan dan studi yang telah dilakukan untuk mendapatkan elemen dominan, lingkup dan cara pengukuran *safety climate*. Melalui alur peran model *safety climate* diajukan ini diharapkan memudahkan dalam melakukan fostering budaya keselamatan melalui *safety climate*. Dengan peran *safety climate* ini diharapkan dapat digunakan sebagai alat untuk mempermudah satuan kerja di BATAN dalam mengimplementasikan budaya keselamatan sesuai Perka No.200/KA/X/2012[9].

## METODOLOGI

Kajian ini dilakukan dengan cara studi pustaka menggunakan dokumen IAEA dan bahan kajian terkait *safety climate* yang berinduk pada HSE (*health safety and environment*) dan HSO (*health safety organizations*) untuk mendapatkan faktor dominan pada elemen *safety climate*. Selanjutnya dilakukan analisis faktor dominan elemen *safety climate*. Faktor dominan yang diperoleh digunakan sebagai elemen utama *safety climate* dan menjadi dasar pembuatan kuesioner. Untuk mendapatkan pola *safety climate* pada kelompok tertentu dalam organisasi (misalnya, Bidang, dan Subbidang), perlu dilakukan pengukuran melalui pengisian kuesioner. Hasil kuesioner ini digunakan sebagai bagian dari model alur penguatan budaya keselamatan melalui *safety climate*.

## TINJAUAN TEORI

Istilah budaya keselamatan pertama kali digunakan dalam INSAG (*International Nuclear Safety Advisory Group*), tentang Ringkasan Laporan Rapat Tinjauan Pasca Kecelakaan di Chernobyl[1]. Pasca kecelakaan nuklir ini para pakar keselamatan tingkat dunia memandang bahwa budaya keselamatan merupakan suatu komplemen penting dari banyak teori keselamatan yang sudah lama digunakan kalangan industri berisiko tinggi. Budaya keselamatan dianggap dapat menjawab secara holistik tentang kecelakaan, sehingga banyak ahli bersepakat bahwa penyebabnya adalah faktor tindakan yang tidak aman dan kondisi yang tidak aman sangat dipengaruhi oleh iklim keselamatan (*safety climate*) di tempat kerja. *Safety climate* dipandang sebagai alat interface budaya keselamatan dan sistem manajemen keselamatan sehingga sifat intangible budaya keselamatan dapat terlihat sebagai tangible melalui sikap dan perilaku individu serta kinerja keselamatan organisasi [10,11,12].

Mengingat sifat budaya yang sangat abstrak (intangible) dan sangat tergantung pada budaya lokal dan nasional maupun yang lebih luas lagi, maka implementasi budaya keselamatan menjadi persoalan sendiri dalam penerapannya. Pada makalah terdahulu telah dibuat suatu pendekatan implementasi budaya keselamatan melalui penerapan sistem

manajemen keselamatan[7]. Dengan cara ini budaya keselamatan lebih terlihat sebagai bagian dari sistem manajemen keselamatan. Pendekatan ini masih belum menyentuh esensi budaya keselamatan yang memiliki 3 (tiga) komponen utama, yaitu individu, teknologi dan organisasi, IAEA menyebutnya sebagai konsep ITO[3]. Dengan memasukkan unsur organisasi dan lingkungan pada safety climate, maka budaya keselamatan sangat mudah untuk diimplementasikan pada organisasi.

Pada dokumen Safety Fundamental IAEA, SF-1 disebutkan bahwa[13] :

3.14. *“An important factor in a management system is the recognition of the entire range of interactions of individuals at all levels with technology and with organizations. To prevent human and organizational failures, human factors have to be taken into account and good performance and good practices have to be supported;*

3.1.3. *“A safety culture that governs the attitudes and behaviour in relation to safety of all organizations and individuals concerned must be integrated in the management system.*

Pada teori keselamatan sudah diakui bahwa penyebab kecelakaan terbesar adalah faktor manusia, lebih dari 80% disebabkan oleh perilaku tidak aman (*unsafe action*) dan kondisi tidak aman (*unsafe condition*). Faktor individu inilah yang menjadi dasar teori *behavior base safety (BBS)*[14]. Pasca kecelakaan Chernobyl, para ahli keselamatan mencoba membuat eksplorasi budaya keselamatan lebih tangible, selain melalui sistem manajemen juga melakukan pendekatan melalui pengukuran karakteristik dan atribut, sikap dan perilaku selamat (BBS) maupun sistem manajemen, yang merupakan implementasi dari ITO, yang berlaku pada suatu kondisi tempat kerja dan waktu tertentu. Dasar pemikiran inilah maka *safety climate* menjadi bagian penting dalam budaya keselamatan, karena berperan sebagai komplementer dalam penerapannya di organisasi.

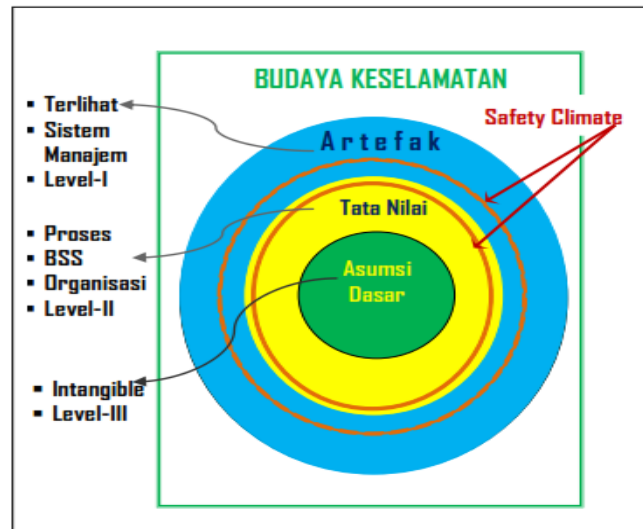
### **Hubungan Budaya Keselamatan dengan Safety Climate**

Konsep iklim keselamatan (*safety climate*) pertama kali disampaikan oleh Zohar[[5] dan telah dibahas selama lebih dari 30

tahun[14]. Namun, sampai saat ini belum ada kesepakatan pada definisi tunggal *safety climate*. Pada umumnya *safety climate* diukur dengan kuesioner, yang memberikan beberapa implikasi dari keadaan keselamatan pada saat tertentu. Menurut Kofi Adutwum[15], *safety climate* digunakan untuk menggambarkan persepsi karyawan tentang bagaimana keselamatan dibahas di suatu tempat kerja, Cooper dan Phillips[16] mengelompokkan lingkup *safety climate* dalam empat bidang yaitu, desain dasar alat pengukuran *safety climate*, pengembangan teoritis dan pengujian model, hubungan iklim keamanan dan K3 serta eksplorasi hubungan antara iklim keselamatan dan iklim organisasi.

Lingkup budaya keselamatan meliputi persepsi artefak, nilai-nilai dan asumsi mendasar lebih bersifat global dan intangible dibandingkan dengan *safety climate* yang bersifat instant. Shadur dkk juga berpendapat bahwa budaya keselamatan bersifat melekat kepada kelompok dalam suatu organisasi, dan lebih sulit diukur dari pada *safety climate*, yang merupakan indikator permukaan dari kultur yang lebih tangible dan mudah dimengerti[17]. Guldenmund, menyatakan bahwa *safety climate* mengarah kepada sikap (persepsi) individu dalam organisasi terhadap keselamatan dalam suatu organisasi, sedangkan budaya keselamatan menekankan kepada keyakinan dan kepastian terhadap sikap dan perilaku berdasarkan nilai-nilai dalam kelompok sosial[18]. Budaya keselamatan (*safety culture*) memiliki persepsi dasar pada asumsi, nilai-nilai, norma dan keyakinan pekerja, sehingga dianggap lebih bersifat global dibandingkan *safety climate*. Para ahli keselamatan menggunakan *safety climate* untuk memahami budaya organisasi pada waktu tertentu, melalui sikap dan perilaku dalam penerapan manajemen keselamatan dan lingkungan kerjanya (Cheyne et al.,1998)[19]. *Safety climate* juga dipandang sebagai indikator budaya keselamatan melalui sikap dan perilaku anggota organisasi dalam waktu tertentu (Flin et al.,2000)[20]. Guldenmund[18] mengusulkan bahwa budaya keselamatan terdiri dari tiga tingkat, seperti ditunjukkan pada Gambar 1.





Gambar 1. Model Safety climate dalam budaya keselamatan [18].

Lapisan inti terdiri dari 'asumsi dasar', tetapi asumsi ini tidak spesifik untuk keselamatan, tetapi lebih umum. Lapisan berikutnya diberi nama 'nilai-nilai yang dianut' yang dalam prakteknya mengacu pada sikap anggota organisasi. Sikap-sikap yang spesifik untuk keselamatan, dipandang sebagai antitesis faktor organisasi umum. Ada empat kelompok besar dari sikap, yaitu sikap terhadap perangkat keras (misalnya: desain pabrik), sistem manajemen (misalnya: sistem keselamatan), faktor individu (misalnya: manajemen senior) dan perilaku (misalnya: mengambil resiko). Lapisan luar terdiri dari artefak level 1 pada tingkatan budaya keselamatan. Kondisi ini akan meliputi penggunaan alat pelindung diri oleh individu, perilaku serta peninjauan tempat kerja oleh pimpinan organisasi seperti pada Gambar 1.

### Pengukuran Safety Climate

Masalah utama dalam pengukuran *safety climate* adalah menentukan elemen pokok yang diyakini seluruh anggota organisasi dan sudah ditetapkan bersama sebagai fungsi waktu. Dengan demikian metodologi yang akan diterapkan dalam mengukur akan tepat sasaran. Menurut Guldenmund[18] dan Cooper(2000)[16,21], pengukuran *safety climate* yang biasa digunakan adalah menggunakan kuesioner untuk kaji diri. Dengan berkembangnya metode kuesioner, maka hasil kuesioner dapat dianalisis terhadap faktor faktor

pendukung *safety climate* secara internal maupun eksternal. Metode lain yang dapat dilakukan adalah melakukan observasi terhadap individu, misalnya dengan melakukan pengamatan pada daerah kerja tertentu secara periodik[31].

Sejumlah instrumen untuk tujuan mengukur iklim keselamatan digunakan oleh Brown et al, 2000[22]; Carder & Ragan, 2003[23]; Clarke, 1999[24]; Cox & Cox, 1991[25]; Mearns et al, 2000 [26]. Hayes et al., 1998[27], Ony Fishwick et al, (2004)[28], Niskanen, 1994[29]. Instrumen *safety climate* adalah sejumlah respon individu (kuesioner atau pengamatan lapangan) untuk mengukur sikap mengenai aspek keselamatan organisasi[30].

### Perubahan Safety Climate

Contoh yang paling mencolok adalah dampak pada iklim keselamatan terlihat menguat setelah terjadi kecelakaan serius di tempat kerja. Sebagian besar waktu, peristiwa semacam itu memicu penguatan iklim keselamatan pada sub organisasi yang akan berdampak pada organisasi secara keseluruhan. Namun, perubahan ini sering tidak berlangsung dalam jangka panjang, karena perubahan iklim sub organisasi yang tidak mengalami kecelakaan lebih mudah berubah, kembali pada kondisi sebelum terjadinya kecelakaan.

Terjadinya kecelakaan ditempat kerja umumnya terjadi karena rendahnya kepedulian terhadap keselamatan, seperti mengabaikan prosedur keselamatan. Perilaku seperti ini ditandai dengan beberapa asumsi penting seperti tidak adanya keinginan sub organisasi menjadi role model dalam penerapan keselamatan di organisasi.

Faktor penting yang diperlukan organisasi untuk memperkuat perubahan safety climate dalam mempengaruhi budaya keselamatan adalah peran pemimpin (staff senior). Kepemimpinan di kelompok ini harus segera mengidentifikasi dan mempraktekkan perilaku kepemimpinan yang dapat mempengaruhi perubahan asumsi anggota kelompok tentang nilai-nilai yang mendasari dan tujuan organisasi. Misalnya memberikan pemahaman dan penanaman penggunaan prosedur keselamatan, mengajak berdiskusi tentang upaya peningkatan keselamatan, mencegah terjadinya miss operation. Memberikan penanaman untuk menjadi yang terbaik di bidang, bagian atau kelompok dalam organisasi sebagai refleksi dari ukuran kinerja.

## HASIL DAN PEMBAHASAN

Dari studi literatur rentang tahun 1980 sampai 2010, sebanyak 21 bahan pustaka telah dikaji dan menghasilkan 12 elemen yang berperan dominan dalam safety climate. Pengelompokan (*clustering*) menjadi 12 elemen didasarkan pada defenisi dan lingkup dominan yang digunakan dalam literatur yang dikaji. Dari 12 elemen tersebut diperoleh 5 elemen yang dominan seperti pada Tabel-1, yaitu: pandangan individu terhadap keselamatan (persepsi individu); sikap dan perilaku keselamatan individu; *leaderhip* dan komitmen manajemen; lingkungan tempat kerja dan Fungsi waktu.

Meskipun pada Tabel 1 elemen prosedur cukup dominan, namun tidak dimasukkan sebagai elemen utama *safety climate*, hal ini disebabkan prosedur merupakan

bagian sistem manajemen yang berada lapisan terluar atau Level-I dari budaya keselamatan. Dari 5 (lima) elemen ini peran *safety climate* dalam budaya keselamatan ditunjukkan dengan fungsi waktu yang dilaksanakan oleh individu pada lingkup lingkungan kerja spesifik (misalnya, bidang, subbidang, kelompok, baik teknis maupun administrasi) dalam organisasi. Pembagian ini disebut sebagai kondisi parsial budaya keselamatan dalam sub organisasi. Dengan demikian penguatan secara parsial ini diharapkan menjadi persaingan positif antar lingkungan kerja yang akan berujung pada penguatan budaya keselamatan organisasi.

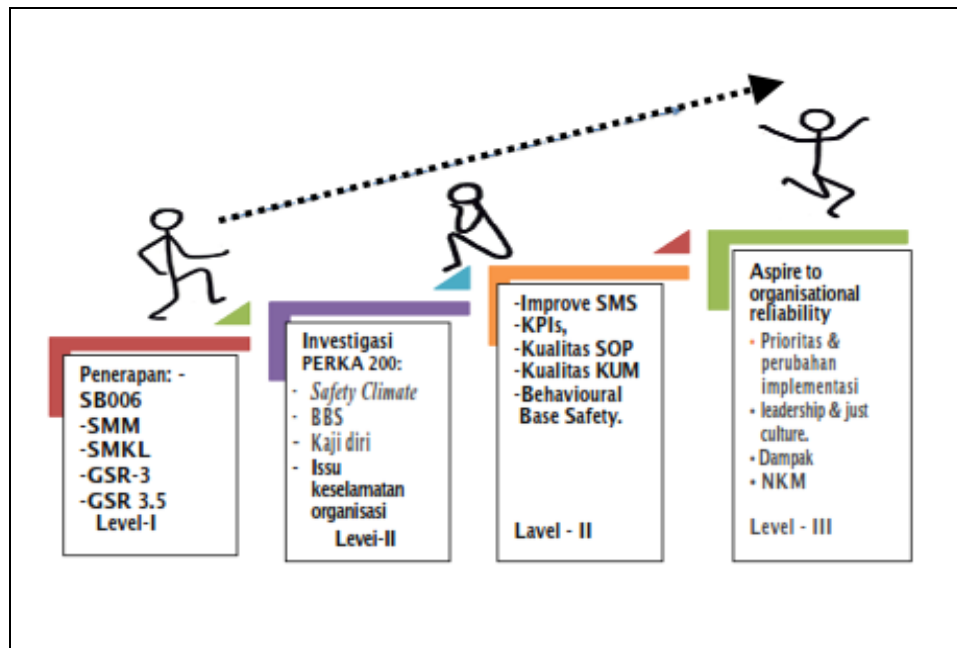
Dengan mengadaptasi Gambar 2, akan diusulkan suatu model tahapan maturity (kemampuan) budaya keselamatan atau tahapan peningkatan berkelanjutan. Istilah maturity budaya keselamatan diumumkan oleh kalangan HSE, sedangkan untuk versi IAEA dikenal sebagai Level-I, Level-II dan Level-III. Pada dasarnya keduanya memiliki faktor yang sama, hanya pada kelompok HSE membagi Level-II menjadi tahapan investigasi dan *improve*. Hasil ini memperkuat bahwa *safety climate* berada pada irisan Level-I dan Level-II budaya keselamatan (IAEA) atau berada pada tahapan investigasi dan *improve* pada budaya keselamatan versi HSE. Pada tahapan *improve* terlihat merupakan penguatan dari fase investigasi yang diperoleh dari hasil pengukuran *safety climate*. Pada Level penerapan (Level-I) pada Gambar 2, budaya keselamatan dijalankan sebagai produk mekanis, artinya keselamatan dijalankan berdasarkan kepatuhan terhadap prosedur sistem manajemen yang dijalankan, misalnya sistem manajemen mutu, manajemen keselamatan maupun sistem manajemen yang sudah terintegrasi.

Tabel 1. Kesesuaian elemen dominan *safety climate*

No	Pustaka yang digunakan	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
1.	CHEYNE, COX, OLIVER & THOMAS (1998)[19]								X		X		X
2.	HAYES, B. E., PERANDER, J., SMECKO, T., & TRASK, J. (1998)[27]	X				X			X				
3.	FLIN, MEARNES, GORDON, & FLEMING (1998)[10]	X			X				X				
4.	FLIN, MEARNES, O'CONNOR, & BRYDEN (2000)[20]				X				X		X	X	
5.	GRIFFIN & NEAL (2000)[11]					X			X		X	X	
6.	HOFMANN & STEZER (1996)[34]					X	X		X	X			
7.	MEARNES, WHITAKER, FLIN, GORDON, O'CONNOR (2001)[26]	X	X	X					X			X	X
8.	MINERALS COUNCIL OF AUSTRALIA[35]	X	X					X		X			
9.	YULE, FLIN, & MURDY (2001)[36]	X	X					X	X				
10.	ZOHAR (1980)[5]	X	X					X	X				X
11.	ZOHAR (2000)[12]		X	X					X			X	X
12.	SHARON CLARKE(1999)[24].	X	X			X	X		X	X		X	X
13.	FOGARTY AND SHAW (2004)[38].		X			X	X					X	
14.	SMITH-CROWE, BURKE, & LANDIS (2003)[37].	X		X		X				X	X	X	X
15.	MICHAEL EDWARD HALL(2006)[30].	X	X					X	X			X	X
16.	DOV ZOHAR(2010)[14].	X	X			X						X	
17.	CARDER, B., & RAGAN, P (2003)[23].	X	X				X		X			X	X
18.	XAVIER QUAYZIN, MBA. DIPL.-ING(2012)[4].		X			X		X					
19.	SHADUR, M. A., KIENZLE, R., & RODWELL, J. J. (1999)[17].	X	X			X			X		X	X	X
20.	CHARLES FRANCIS PECQUET(2013)[33]	X				X						X	X
Jumlah kesesuaian		<b>13</b>	<b>12</b>	<b>3</b>	<b>2</b>	<b>10</b>	<b>3</b>	<b>4</b>	<b>13</b>	<b>4</b>	<b>5</b>	<b>8</b>	<b>10</b>

dengan ;

1. Pandangan Individu terhadap manajemen/organisasi;
2. Sikap dan perilaku keselamatan individu;
3. Keselamatan di tempat kerja;
4. Sebagai lapisan terluar budkes;
5. Kebijakan, Komitmen manajemen;
6. Organisasi;
7. Sikap dan perilaku keselamatan;
8. Lingkungan kerja/organisasi;
9. Operasional manajemen;
10. Nilai nilai keselman;
11. Prosedur;
12. Berdasarkan waktu tertentu.

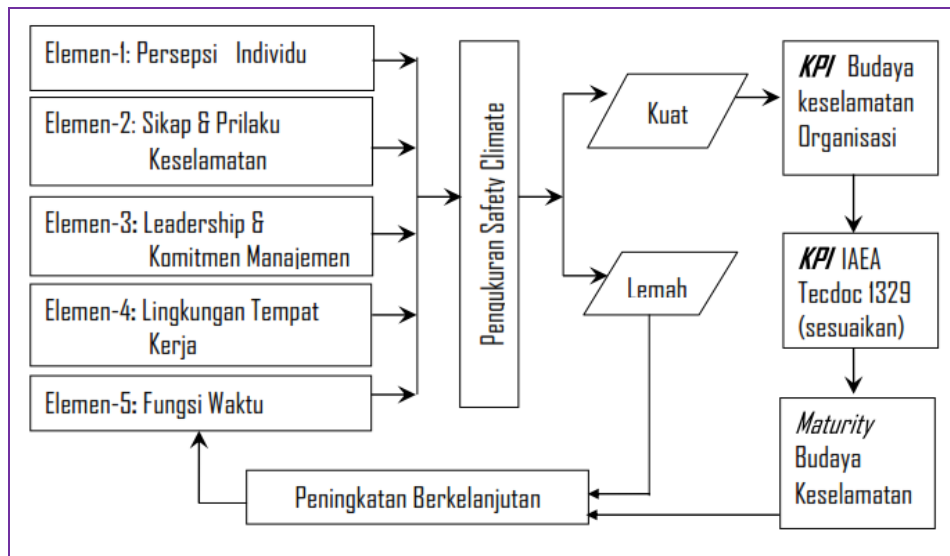


Gambar 2. Tahapan maturiti budaya keselamatan

Pada Gambar 2 juga terlihat peran penting *safety climate* dalam penguatan budaya keselamatan sangat jelas pada Level-II (fase investigasi dan improve). Fase investigasi dapat dilakukan dengan pengukuran *safety climate* pada lingkungan/tempat kerja spesifik dalam sub organisasi. Pada fase *improve*, merupakan peran utama *safety climate* yang menjadi langkah untuk tindakan peningkatan hasil dari pengukuran melalui survei pada kelompok kecil dalam organisasi. Hasil survey ini harus ditindaklanjuti seperti yang diusulkan pada Gambar 3 untuk mencapai Level-III. Pada Gambar 3 diusulkan sebagai “Model BSC-3”, sebagai alur yang harus dilakukan dalam *fostering* budaya keselamatan melalui pendekatan *safety climate*. Dengan melakukan pengukuran maka akan didapatkan peta kekuatan

*safety climate* setiap kelompok kerja tertentu. Elemen yang kuat pada setiap kelompok kerja disarankan digunakan sebagai KPI (*key performance indicator*). Kumpulan KPI ini dijadikan KPI organisasi setelah disesuaikan dengan KPI sesuai 5 (lima) karakteristik budaya keselamatan. Dengan mengikuti “Model BSC-3” ini, maka secara cepat diketahui snapshot budaya keselamatan melalui data kekuatan dan kelemahan *safety climate* sub.

Pada alur Gambar 3 peran *safety climate* dilakukan melalui penentuan 5 (lima) elemen dalam *safety climate* yang diperoleh dari hasil kajian terhadap literatur. Pada alur penguatan yang diusulkan ini pertama tama dilakukan survei terhadap 5 (lima) elemen melalui pengisian kuesioner (untuk taha lanjutan dapat dilakukan observasi lapangan dan *peer group*).



Gambar 3. “Model BSC-3”, alur fostering budaya keselamatan melalui *safety climate*.

Kuesioner *safety climate* yang diusulkan pada makalah ini dikembangkan dari 3 elemen (elemen 1,2 dan 4 pada Tabel 1) dari Michael Edward Hall[31], sedangkan elemen-3 diadaptasi dari Perka BATAN No. 200/KA/X/2012[9] , sedangkan elemen ke lima (elemen waktu) tidak dimasukkan dalam kuesioner, karena sebagai initial spot (titik awal) pengukuran *safety climate* dan sebagai pembanding untuk waktu yang akan datang.

Hasil pengukuran elemen *safety climate* yang lemah dikaji untuk dilakukan penguatan dengan cara memasukkan sebagai program keselamatan untuk tahun berikutnya. Sedangkan elemen *safety climate* yang sudah kuat disarankan dibuat sebagai KPI (key performance indikator) organisasi[32]. Kestabilan elemen yang kuat ini harus dipelihara dan dijadikan *best*

*practice* yang harus di promosikan oleh manajemen ke bidang dan subbidang didalam organisasi sebagai praktek budaya keselamatan yang baik. Praktek praktek budaya keselamatan yang baik dari *safety climate* ini dengan fungsi waktu diharapkan akan tumbuh sebagai bagian dari manajemen pengetahuan nuklir (*nuclear knowledge management*, NKM), serta merupakan tahapan menuju tingkatan budaya keselamatan yang lebih baik (*safety culture maturity* atau Level-III budaya keselamatan).

Berdasar 4 (empat) elemen ini di buat menjadi kuesioner yang ditampilkan pada Tabel 2, dalam implementasinya dapat diuji validasinya melalui pengisian oleh masing masing sub organisasi dengan cara memberikan jawaban “ya”, “ tidak” dan “tidak tahu”, serta dilanjutkan dengan penilaian berdasarkan skala Liekert.

Tabel 2. Kuesioner *safety climate* dengan 4 (empat) elemen pandangan individu[30,32]

Elemen 1: Persepsi Individu terhadap manajemen/organisasi	
1	Manajemen peduli jika saya bekerja berdasarkan prosedur keselamatan
2	Manajemen peduli terhadap keselamatan saya dalam bekerja
3	Manajer hanya memikirkan keselamatan kerja jika telah terjadi kecelakaan/cedera.
4	Manajemen menempatkan keselamatan kerja dengan prioritas

5	Manajemen menegur jika pegawai tidak mengikuti prosedur keselamatan kerja
6	Manajemen peduli jika saya mengikuti prosedur keselamatan yang diperlukan oleh pekerjaan saya
7	Manajemen akan merespon dengan cepat untuk kepentingan keselamatan kerja saya
8	Pengawas (kasubbid/kasubbag/kepala kelompok) sering mendiskusikan tentang keselamatan kerja dengan saya



9	Pengawas mengharapkan saya untuk mengikuti prosedur keselamatan
10	Pengawas sangat membantu jika ditanya tentang keselamatan kerja
11	Pengawas mendengarkan ide-ide saya tentang cara untuk meningkatkan keselamatan kerja
12	Pengawas berupaya meningkatkan keselamatan di tempat kerja saya
13	Pengawas akan tahu jika saya tidak mengikuti prosedur keselamatan
14	Pengawas memeriksa apakah saya mematuhi prosedur keselamatan dalam bekerja
15	Pengawas secara teratur membahas tujuan keselamatan kerja dengan saya
<b>Elemen 2: Sikap dan perilaku individu terhadap keselamatan</b>	
1	Saya 279atu melakukan pekerjaan tanpa mengikuti prosedur keselamatan yang diperlukan.
2	Saya menggunakan peralatan keselamatan yang diperlukan saat melakukan pekerjaan
3	Saya mampu bekerja dalam kondisi yang tidak aman dan tidak mendapat cedera
4	Jika saya tidak mengikuti prosedur keselamatan dalam bekerja, saya akan mendapat cedera
5	Kinerja saya akan lebih lambat jika saya mengikuti prosedur keselamatan kerja
6	Prosedur keselamatan tidak akan melindungi saya dari cedera yang dapat terjadi akibat pekerjaan
7	Prosedur keselamatan membuat saya merasa aman dalam bekerja
8	Peralatan keselamatan akan melindungi saya dalam bekerja, walaupun saya tidak
9	Saya bekerja dengan prosedur keselamatan yang memadai
10	Peningkatan prosedur keselamatan membuat saya lebih aman dalam bekerja
<b>Elemen 3: Leadership dan komitmen Manajemen</b>	
1.	Manajemen mendorong pekerja di sini untuk bekerja sesuai aturan keselamatan walaupun jadwal kerja sedang padat

2.	Manajemen menjamin setiap orang menerima informasi yang dibutuhkan berkaitan dengan keselamatan
3.	Manajemen tidak peduli ketika seorang pekerja mengabaikan keselamatan
4.	Manajemen lebih mementingkan keselamatan dibandingkan produksi
5.	Manajemen memberi toleransi pada pegawai jika melakukan tindakan yang berbahaya ketika jadwal kerja
6.	Kami yang bekerja di sini yakin pada kemampuan manajemen untuk menangani keselamatan
7.	Manajemen menjamin masalah keselamatan yang ditemukan ketika pemeriksaan/evaluasi keselamatan ditangani dengan segera
8	Ketika risiko bahaya terdeteksi, manajemen mengabaikan tanpa melakukan tindakan apapun
9	Manajemen kurang mampu menangani keselamatan dengan cara yang benar
10	Manajemen membuat program keselamatan dengan benar
11	Manajemen menjamin setiap orang dapat
12	Manajemen mendorong pekerja untuk berpartisipasi dalam pengambilan keputusan yang berdampak pada keselamatan mereka
13	Manajemen tidak peduli saran pekerja berkaitan dengan keselamatan
14	Manajemen berjuang agar setiap orang memiliki kompetensi yang tinggi berkaitan dengan keselamatan dan risiko kecelakaan.
15	Manajemen tidak pernah menanyakan pendapat pekerja sebelum mengambil keputusan yang berhubungan dengan keselamatan
16	Manajemen melibatkan pekerja dalam pengambilan keputusan yang berkaitan keselamatan
17	Manajemen mengumpulkan informasi yang akurat dalam investigasi kecelakaan
18	Ketakutan terhadap sanksi (konsekuensi 279aturity) dari manajemen membuat pekerja enggan melaporkan kejadian yang 279aturity menyebabkan
19	Manajemen selalu menyalahkan pekerja ketika terjadi kecelakaan

20	Manajemen mencari akar masalah penyebab kecelakaan, bukan menyalahkan pegawai.
<b>Elemen 4: Lingkungan tempat kerja</b>	
1	Saya mengetahui ada di Bidang/Subbidang lain di Satker saya yang tidak mengikuti prosedur
2	Saya akan melewatkan prosedur keselamatan kerja jika tidak ada yang memperhatikan
3	Saya tahu ada pegawai di lingkungan kerja saya yang bekerja tanpa mengikuti prosedur keselamatan kerja
4	Orang di sini (di tempat kerja saya) berpikir tidak ada masalah K3
5	Saya percaya kebanyakan orang yang bekerja dengan saya untuk bekerja dengan aman
6	Keselamatan dipandang serius pada instalasi tempat saya bekerja.
7	Saya akan melaporkan pekerja lain yang tidak mengikuti prosedur keselamatan
9	Saya sadar di lingkungan kerja saya tidak peduli terhadap prosedur keselamatan kerja
10	Saya tahu pekerja di tempat kerja ada yang tidak mengikuti prosedur keselamatan

11	Pegawai di fasilitas ini menolak untuk melakukan pekerjaan jika mereka merasa tugas tersebut tidak aman
12	Standar keselamatan sangat tinggi di tempat saya bekerja
13	Kadang-kadang kondisi fisik di tempat kerja membatasi kemampuan orang untuk bekerja dengan aman
14	Di tempat kerja saya kemungkinan terlibat dalam kecelakaan yang cukup
15	Instalasi ini memiliki 'budaya tidak menyalahkan'.
16	Standar keselamatan sangat tinggi di tempat
17	Ketika orang mengabaikan prosedur keselamatan, saya merasa itu bukan urusan saya
18	Saya tidak khawatir pekerjaan saya mengakibatkan cedera.
19	Saya yakin kecelakaan hanya masalah waktu jika tidak menggunakan prosedur keselamatan
20	Hal penting bagi saya bahwa harus ada penekanan dari manajemen dalam melaksanakan prosedur keselamatan.

## KESIMPULAN

1. Safety climate merupakan komplemen penting dalam budaya keselamatan, karena merupakan tampilan tangible budaya keselamatan Sub. Organisasi yang berlaku pada kondisi waktu, lingkungan, leadership, sumberdaya manusia serta pada kelompok tertentu di dalam organisasi. Dengan mempertahankan safety climate yang positif, maka akan lebih mudah dalam melakukan fostering budaya keselamatan menuju tingkatan maturity budaya keselamatan organisasi.
2. Hasil pengukuran safety climate yang kuat dijadikan KPI organisasi yang akan mempengaruhi secara positif pada budaya keselamatan organisasi. Sedangkan hasil pengukuran yang lemah digunakan sebagai program untuk ditingkatkan dalam program budaya keselamatan organisasi.
3. Keberhasilan safety climate dalam fostering budaya keselamatan organisasi sangat dipengaruhi oleh safety leadership pimpinan kelompok (sub organisasi), yang akan menjadi fondasi bagi aturity budaya keselamatan organisasi.
4. Untuk dapat menerapkan kuesioner ini, maka harus dilakukan validasi sehingga akan diperoleh reabilitas yang tinggi dan valid untuk digunakan sebagai alat ukur safety climate.

**DAFTAR PUSTAKA**

- [1]. IAEA SAFETY SERIES REPORT No.11, Developing Safety Culture In Nuclear Activities Practical Suggestions to Assist Progress, Vienna, (1998).
- [2]. IAEA SAFETY REPORT INSAG-4 Safety Culture, Vienna (1991).
- [3]. IAEA TECDOC 1329, Safety Culture In Nuclear Installation, Vienna (2002)
- [4]. XAVIER QUAYZIN, Leadership, Safety Culture and Cathastrophe: Lessons From 10 Cases Studies From 7 Safety Critical Industries, ASPECT-IRSE, University of Manchester,(2012).
- [5]. ZOHAR, D. Safety climate in industrial organizations: Theoretical and applied implications. Journal of Applied Psychology, 65, 96-102,(1980).
- [6]. A.,DOUGLAS WIEGMANN, HUI ZHANG, TERRY VON THADEN, GUNJAN SHARMA, AND ALYSSA MITCHELL, A Synthesis of Safety Culture and Safety Climate Research, Technical Report ARL-02-3/FAA-02-2, University of Illinois at Urbana-Champaign 1 Airport Road Savoy, Illinois 61874,(2002)
- [7]. W. PRASUAD, Strategi Dalam Implementasi dan Pengembangan Budaya Keselamatan, telah dipresentasikan pada Penelitian Dasar Ilmu Pengetahuan dan Teknologi Nuklir 2014, Pusat Sains dan Teknologi Akselerator - BATAN Yogyakarta, 10-11 Juni 2014(2014).
- [8]. W., PRASUAD, Penerapan Budaya Keselamatan melalui SMK3, Materi Pelatihan Budaya Keselamatan, Pusdiklat-BATAN, 5-9 Mei 2014, Jakarta, (2014).
- [9]. PERATURAN KEPALA BATAN NOMOR 200/KA/X/2012, Tentang Pedoman Pelaksanaan Budaya Keselamatan, Jakarta, (2012).
- [10]. R., FLIN., Safety condition monitoring. Lessons from 'Man-Made Disasters'. Journal of Contingencies and Crisis Management 6, 88-92, (1998).
- [11]. M.A., GRIFFIN, & A.,NEAL, Perceptions of safety at work: A framework for linking safety climate to safety performance, knowledge, and motivation. Journal of Occupational Health Psychology, 5, 347-358, (2000).
- [12]. D., ZOHAR, A group-level model of safety climate: Testing the effect of group climate on micro-accidents in manufacturing jobs. Journal of Applied Psychology, 85, 587-596, (2000).
- [13]. IAEA (2006), Safety Standart Series No. SF- 1, Safety Principles, Vienna.
- [14]. DOV ZOHAR, Thirty years of safety climate research: Reflections and future directions, Accident Analysis and Prevention 42 (2010) 1517–1522, Liberty Mutual Research Institute for Safety, Hopkinton, MA and Technion – Israel Institute of Technology, 32000, (2010).
- [15]. KOFI ADUTWUM, The psychometric properties of a safety climate scale, International Researcher Volume No.1, Issue No. 4 December 2014, ISSN 227-7471, (2014).
- [16]. M., COOPER & R., PHILLIPS, Exploratory analysis of the safety climate and safety behaviour relationship. Journal of Safety Research , 35, 497–512, (2004).
- [17]. 17. M. A., SHADUR, R., KIENZLE, & J.J., RODWELL, Climate and Employee Perceptions of Involvement: The Importance of Support. Group & Organizational Management, 24(4),479-503, (1999).
- [18]. F.W., GULDENMUND, The nature of safety culture: a review of theory and research. Safety Science 34, (2000).

- [19]. A., CHEYNE, S., COX, A., OLIVER, & J.M., TOMAS, Modeling safety climate in the prediction of levels of safety activity. *Work and Stress*, 12, 255-271, (1998).
- [20]. R., FLIN, K., MEARNS, P., O'CONNOR, & R., BRYDEN, Measuring safety climate: Identifying the common features. *Safety Science*, 34, 177-192, (2000).
- [21]. M.D., COOPER, Towards a model of safety culture. *Safety Science*, 36, 111-136, (2000).
- [22]. K.A., BROWN, P.G., WILLIS, & G.E., PRUSSIA, Predicting safe employee behavior in the steel industry: Development and test of a sociotechnical model. *Journal of Operations Management*, 18, 445-465, (2000).
- [23]. B., CARDER, & P.A., RAGAN, Survey-based system for safety measurement and improvement. *Journal of Safety Research*, 34, 157-165, (2003).
- [24]. S., CLARKE, Perceptions of organizational safety: Implications for the development of safety culture. *Journal of Organizational Behavior*, 20, 185-198, (1999).
- [25]. S., COX, & T., COX, The structure of employee attitudes to safety: A European example. *Work & Stress*, 5(93-106), (1991).
- [26]. K., MEARNS, S., WHITAKER, R., FLIN, R., GORDON & P., O'CONNOR, Factoring the human into safety: Translating research into practice (Rep. No. HSE OTO 2000 061), (2000).
- [27]. B.E., HAYES, J., PERANDER, T., SMECKO, & J., TRASK, Measuring perceptions of workplace safety: Development and validation of the work safety scale. *Journal of Safety Research*, 29(3), 145-161, (1998).
- [28]. ONY FISHWICK, TIM SOUTHAM AND DAN RIDLEY, JOHN ORMOND, Behavior Base Safety Application Guide, PRISM Management Consultants Ltd., Blackpool, Lancashire, England, (2004).
- [29]. T., NISKANEN, Safety climate in the road administration. *Safety Science*, 17, 237-255, (1994).
- [30]. B., HERUTOMO, Behavior Base Safety, Bahan Ajar pelatihan Budaya Keselamatan, Pusdiklat BATAN, 2014, Jakarta, (2014).
- [31]. MICHAEL EDWARD Hall, Measuring the safety Climate of Stell Mini-Mill Workers using an instrument validity by Structural Equation Modeling, Doctoral dissertation Graduate School, University of Tennessee-Knoxville, (2006).
- [32]. IAEA INSAG 15, Key Practical Issues In Strengthening Safety Culture, Vienna, (2002).
- [33]. CHARLES FRANCIS PECQUET, Measuring Safety Climate as an Indicator of Effective Safety and Health Program In The Construction Industry, A Phd. Dissertation, Graduate Faculty of the Louisiana State University and Agricultural and Mechanical College in partial fulfillment of the requirements for the degree of Doctor of Philosophy, Louisiana State University, (2013).
- [34]. D.A., HOFMANN & A., STEZER, A cross-level investigation of factors influencing unsafe behaviors and accidents. *Personnel Psychology*, 49, 307-339, (1996).
- [35]. MINERALS COUNCIL OF AUSTRALIA, Safety culture survey report of the Australia minerals industry. Author: Australia, (1999).

- [36]. S.J., YULE, FLIN, R., & A.J, MURDY,  
Modeling managerial influence on  
safety climate. Poster presented at  
Society for Industrial and  
Organizational Psychology (SIOP)  
Conference. San Diego, CA, (2001).
- [37]. SMITH-CROWE, K., BURKE, M. J., &  
R.S, LANDIS, Organizational climate  
as a moderator of safety knowledge-  
safety performance relationships.  
Journal of Organizational Behavior, 24,  
861-876,(2003).
- [38]. GERARD J. FOGARTY, ANDREW  
SHAW, Safety climate and the Theory  
of Planned Behavior: Towards the  
prediction of unsafe behavior, diunduh  
tanggal tanggal 22 Juli 2014, dari  
[eprint.usg.edu.au/8579/3/](http://eprint.usg.edu.au/8579/3/)  
Fogarty\_\_Shaw\_AAP\_2010\_AV.pdf  
[prints.usq.edu.au/8579/3/](http://prints.usq.edu.au/8579/3/).



## DETEKSI DAN KUANTIFIKASI KERUSAKAN ASAM DEOKSIRIBONUKLEAT (DNA) AKIBAT PAPARAN RADIASI PENGION DENGAN TEKNIK *COMET* ASSAY

**Mukh Syaifudin, Yanti Lusiyanti dan Wiwin Mailana**  
Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN  
Jl. Lebakbulus Raya No. 49 JKSKL Jakarta 12070  
E-mail : mukh\_syaifudin@batan.go.id

### ABSTRAK

**DETEKSI DAN KUANTIFIKASI KERUSAKAN ASAM DEOKSIRIBONUKLEAT (DNA) AKIBAT PAPARAN RADIASI PENGION DENGAN TEKNIK *COMET* ASSAY.** Radiasi semakin banyak dipergunakan untuk keperluan kehidupan manusia, sehingga risiko terkena paparan radiasi juga semakin tinggi karena radiasi dapat menyebabkan kerusakan asam deoksiribonukleat (DNA) yang dapat mengarah ke pembentukan sel kanker. Banyak teknik dikembangkan untuk mendeteksi dan menghitung besarnya kerusakan tersebut antara lain dengan *comet assay*. Teknik uji yang cepat dan sederhana ini terbukti dapat dipergunakan untuk berbagai tujuan seperti mengetahui mutagenitas agensia lingkungan termasuk radiasi pengion meliputi *DNA double strand break*, *crosslink*, kerusakan basa dan apoptosis. Genotoksitas radiasi untuk tujuan radioterapi juga dapat diuji dengan teknik yang memiliki kelemahan ini. Teknik meliputi pembuatan lapisan *sandwich* gel agarose *low melting point* pada preparat kaca mengandung sel-sel tunggal yang diuji, pelisisan *in situ* dan elektroforesis sel dalam medium alkalis, pewarnaan dan pencitraan kerusakan yang merupakan suatu komet (*comet*) yang menunjukkan migrasi untai DNA sel individual. Kerusakan ini juga dapat dihitung sebagai respon berbagai macam perlakuan terhadap sampel, baik sel protozoa, tumbuhan, invertebrata maupun mamalia, dengan membuat kurva hubungan dosis-respon. Melalui beberapa modifikasi, teknik ini menjadi sangat atraktif antara lain karena tidak hanya diperlukan sedikit sel tetapi juga sensitif untuk mendeteksi sekitar 50 patahan (*break*) per sel.

*Kata kunci: Radiasi pengion, kerusakan DNA, genotoksitas, comet assay.*

### ABSTRACT

**DETECTION AND QUANTIFICATION OF DEOXYRIBONUCLEIC ACID DAMAGES INDUCED BY IONIZING RADIATION WITH *COMET* ASSAY TECHNIQUE.** Radiation utilization is being grown widely for all needs in human life, so that the risk of radiation exposure is also increasing because it could induce damages in deoxyribonucleic acid (DNA) that may lead to cancer cell formation. Many techniques are developed to detect and quantify the extent of these damages, one of them is *comet assay*. This fast and simple method is proven to be used for various purposes such as to search for mutagenicity of environmental agents including ionizing radiation that includes *DNA double strand break*, *crosslink*, base damage and apoptosis. Genotoxicity of radiation in radiotherapy purpose is also can be tested with this method that has weakness. The technique covering the construction of sandwich layer of low melting point agarose gel on glass slide containing single cells to be tested, *in situ* lysis and electrophoresis of cells in alkaline medium, staining and imaging the damage that is a comet showing migration of DNA strand of individual cell. The damage can also be quantified as a response to various treatments to the samples, of either protozoa, plants, invertebrate or mammalian cells, by making a curve of dose-response relationship. Through many modifications, this technique is to be very attractive due to no only a small number of cells are needed but also sensitive to detect 50 breaks per cell.

*Keywords: Ionizing radiatio, DNA damages, genotoxicity, comet assay.*

### PENDAHULUAN

Dalam interaksinya dengan materi, radiasi pengion akan menyebabkan ionisasi pada atom dengan mengeluarkan satu elektron orbital, kemudian membentuk satu pasang ion dengan muatan berlawanan. Hal ini akan menghasilkan ion dan radikal dalam sel terutama dari molekul air. Jika radikal dan ion ini berinteraksi dengan materi maka dapat terjadi efek pada molekul, sel, jaringan, organ atau keseluruhan tubuh organisme. Selain mengionisasi, radiasi yang melewati materi sel hidup juga dapat

mengeksitasi atom dan molekul dalam struktur sel. Pada tingkat tertentu kerusakan sel dapat diperbaiki, namun pada tingkat yang lebih tinggi atau lebih parah dapat menyebabkan kematian sel [1].

Proses interaksi radiasi dengan materi biologik merupakan reaksi antara radikal bebas dan peroksida dengan molekul organik sel serta inti sel yang terdiri atas kromosom dan molekul DNA sehingga untuk dosis radiasi tertentu akan terjadi mutasi genetik. Tahap terakhir interaksi tersebut adalah tahap biologik yang ditandai dengan terjadinya tanggapan biologik yang

bervariasi bergantung pada jenis molekul yang bereaksi dengan radikal bebas dan peroksida. Proses ini berlangsung dalam orde beberapa puluh menit hingga puluhan tahun, bergantung pada tingkat kerusakan sel. Beberapa akibat dapat muncul akibat kerusakan sel seperti kematian, penghambatan atau penundaan pembelahan sel serta perubahan permanen pada sel anak hasil belah sel induk, dan kanker [2,3].

*Deoxyribonucleic acid* (DNA) merupakan suatu molekul polimer nukleotida yang panjangnya beribu-ribu kali panjang diameter sel dan berfungsi untuk menyimpan informasi genetik. DNA merupakan materi genetik yang bertindak sebagai “blue print” pada setiap organisme hidup. DNA memiliki struktur yang terdiri dari dua utas/untai polinukleotida yang saling melingkari satu sama lain dan membentuk heliks ganda dengan arah putar ke kanan. DNA adalah satu molekul yang stabilitasnya berperan sangat penting untuk memastikan sel dapat berfungsi dan berada secara benar dalam semua sistem kehidupan [4].

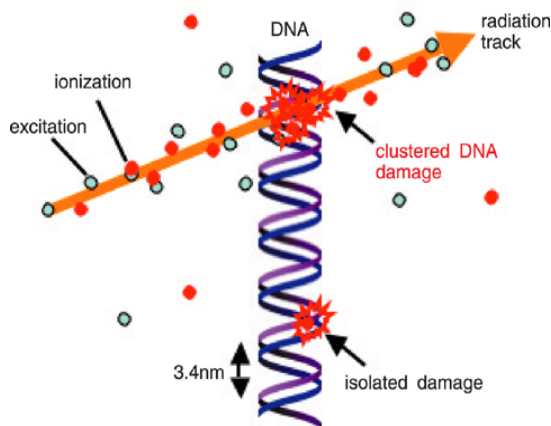
Dosis radiasi serendah apapun dapat menimbulkan efek biologik karena satu kejadian ionisasi dapat menyebabkan kerusakan DNA. Dosis 10-100 mSv dapat meningkatkan sekitar 1% laju kerusakan DNA latar yang terjadi secara alamiah [5]. Tingkat kerusakan DNA ini akan menentukan besarnya risiko terjadinya pembentukan sel kanker. Oleh karena itu berbagai macam teknik dikembangkan untuk mendeteksi dan menghitung (kuantifikasi) besarnya kerusakan tersebut. Dalam makalah ini diuraikan salah satu teknik yang disebut *comet assay*, pemanfaatan, perkembangan dan keunggulan serta kelemahannya.

### KERUSAKAN ASAM DEOKSIRIBONUKLEAT

Di antara makromolekul di dalam sel, DNA adalah target utama dari paparan radiasi.

Kerusakan pada DNA dapat menyebabkan terjadinya perubahan struktur molekul gula atau basa, pembentukan dimer, pemutusan ikatan hidrogen antar basa, penghilangan gugus gula atau basa dan lainnya. Kerusakan yang lebih parah adalah putusannya salah satu untai DNA yang disebut *single strand break* (SSB) dan putusannya kedua untai DNA pada posisi yang berhadapan yang disebut *double strand breaks* (DSB) [6]. Oleh karena itu perubahan DNA akibat radiasi menjadi perhatian banyak peneliti. Kerusakan DNA bergantung pada sifat deposisi energi radiasi dimana terdapat perbedaan antara partikel bermuatan dengan foton. Jika diinduksi oleh foton maka akan terdistribusi secara random dalam target, sedangkan partikel bermuatan akan menghasilkan elektron  $\delta$  yang terletak di sepanjang lintasannya (Gambar 1). DSB yang menyebabkan fragmentasi molekul DNA diyakini sebagai kerusakan yang paling parah dalam sel [7].

Puluhan ribu kerusakan DNA terjadi dalam sel setiap hari yang dapat menyebabkan berbagai efek seperti penuaan dini, penyakit neurodegeneratif dan kanker. Kerusakan DNA pada tulang punggung molekul fosfodiester dapat berasal dari dalam organisme (endogen) yakni metabolisme oksidatif seluler maupun dari luar (eksogen) oleh agensia lingkungan. Bila sel mendeteksi adanya patahan maka sel akan merekrut sejumlah protein ke sisi patahan untuk membantu perbaikan. Pemonitoran akumulasi protein yang kemudian disebut sebagai protein DSB ini merupakan cara termudah untuk mengetahui adanya DSB. Pada kondisi tertentu, jika tidak diperbaiki, kerusakan molekuler tersebut akan mengganggu transkripsi gen dan replikasi DNA, sehingga dapat menyebabkan kerusakan progresif fungsi seluler, dan akhirnya mengakibatkan kematian sel [8,9].



Gambar 1. Struktur DNA yang merupakan tangga berpilin yang terkena paparan radiasi dan menyebabkan ionisasi dan eksitasi.

Secara normal DNA mampu memperbaiki diri dengan efisiensi yang berbeda-beda. Melalui mekanisme homeostatis, sel mampu mempertahankan keseimbangan antara kerusakan DNA spontan dengan kerusakan yang diinduksi oleh suatu penyebab. Akumulasi kerusakan DNA akan terjadi bila keseimbangan tersebut terganggu. Sebagian besar sel memiliki kemampuan memperbaiki sebanyak 200.000 patahan DNA dalam satu jam. Namun hal ini tidak terjadi pada sel saraf, karena sel saraf mempunyai kapabilitas perbaikan DNA yang rendah, sehingga kerusakan DNA menjadi terakumulasi. Kerusakan DNA kumulatif inilah yang kemudian dapat berpengaruh terhadap fungsi sel bahkan sangat berpotensi memicu timbulnya kanker [8].

Bahan kimia genotoksik dan radiasi memiliki efek yang nyata pada stabilitas genom. Untuk merespon atau mengantisipasi kerusakan tersebut, organisme mengembangkan sejumlah mekanisme perbaikan sel seperti fotoreaktivasi, *base excision repair* (BER), *nucleotide excision repair* (NER), dan *mismatch repair* (MMR). Di samping itu, perbaikan *double-strand break* oleh rekombinasi *end joining* homolog dan homolog, respon SOS, *cell-cycle checkpoints*, dan kematian sel terprogram (apoptosis) juga terjadi dalam berbagai organisme dengan menghasilkan produk gen spesifik [9].

Sebagaimana disebutkan di atas, kerusakan DNA dapat menyebabkan beberapa respon seluler yang memungkinkan sel untuk mengeliminasi atau memperbaiki kerusakan atau mengaktifkan apoptosis untuk menyingkirkan sel yang berpotensi mutasi dan berbahaya. Untuk itu sel menggunakan protein *checkpoint* untuk sensor kerusakan DNA seperti ATM, kompleks Rad17-RFC dan kompleks 9-1-1 dan menginisiasi *signal transduction cascade* yang memanfaatkan Chk1 dan Chk2 Ser/Thr kinase dan Cdc25 fosfatase. Transduksi sinyal mengaktifkan *p53* and menonaktifkan *cyclin-dependent kinase* untuk menghambat progresi siklus sel dari G1 ke S (*G1/S checkpoint*), replikasi DNA (*intra-S checkpoint*), atau G2 ke mitosis (*G2/M checkpoint*) [10].

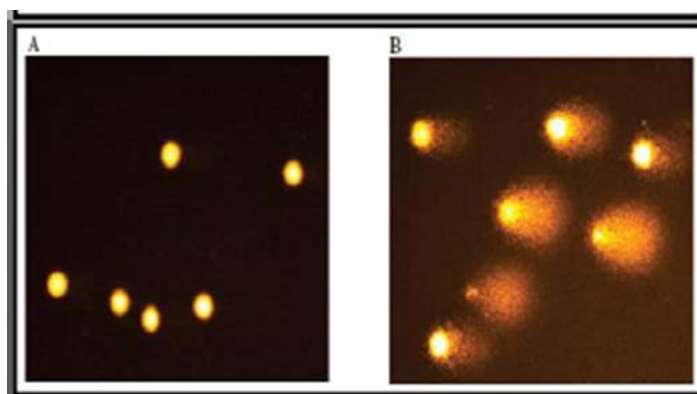
### COMET ASSAY UNTUK DETEKSI KERUSAKAN DNA

Sejumlah teknik telah dikembangkan untuk mendeteksi kerusakan DNA dalam rangka mengidentifikasi dan menentukan daya/aktivitas genotoksik dan mutagenik berbagai substansi fisika, biologi dan kimia, termasuk obat dan radiasi pengion. Metode/teknik tersebut antara lain *Terminal Uridine Nucleotide End Labeling* (TUNEL), DNA polimerase (*Klenow enzyme*), dan *in situ Nick translation*. Namun terkadang

prosedur suatu metode atau teknik tersebut panjang dan rumit serta sensitivitasnya terbatas. Dengan demikian diharapkan pengembangan teknik uji yang cepat dan sederhana yang mampu memberikan informasi kerusakan pada tingkat sel individual [5].

Telah diperkenalkan teknik yang dikenal sebagai *comet assay* atau tes komet atau disebut juga *single-cell gel electrophoresis* (SCGE). Istilah “komet” digunakan untuk mengidentifikasi adanya migrasi DNA sel individual yang dihasilkan oleh teknik ini. Teknik ini pertama kali dikembangkan oleh O’stling dan Johanson dari Swedia tahun 1984 yang mengembangkan teknik elektroforesis mikrogel untuk mendeteksi kerusakan DNA pada tingkat sel tunggal. Setelah sel dikungkung (*embedded*) dalam agarose pada preparat kaca mikroskop, sel dilisis dengan detergen dan garam konsentrasi tinggi dan DNA dielektroforesis pada kondisi netral. Sel yang dilisis dengan detergen non ionik dan larutan garam NaCl konsentrasi tinggi (2,5 M) ini merupakan suatu perlakuan yang diketahui selama bertahun-tahun untuk menghasilkan nukleoid yakni struktur mirip inti tetapi tanpa sebagian besar histon dan protein inti lainnya [11]. Teknik *comet assay* juga dapat dilakukan dengan menggunakan tiga lapis gel agarose atau sering disebut sebagai teknik “*sandwich*”. Pada teknik ini sel yang telah tersuspensi dalam *low melting agarose* (LMA) diletakkan di atas preparat yang telah terlebih dahulu dilapisi dengan *regular agarose gel*. Lapisan ketiga adalah lapisan LMA tanpa sel yang diletakkan di atas lapisan suspensi sel dengan LMA [5,12].

Teknik *comet assay* ini berprinsip bahwa sel dengan bertambahnya frekuensi DSB dari DNA akan menunjukkan bertambahnya laju migrasi DNA ke arah anoda dalam suatu sistem elektroforesis. Untai ganda pada DNA secara umum memiliki struktur berpilin yang sangat kompak (*supercoiling*), namun struktur tersebut sedikit mengendur pada sekitar daerah DSB dari DNA. Molekul DNA mengandung gugus fosfat bermuatan listrik negatif saat berada pada larutan alkali, sehingga daerah pada untaian ganda DNA yang mengalami pengenduran dan mengandung DSB akan bermigrasi menuju kutub positif (anoda) saat elektroforesis. Migrasi tersebut akan membentuk ekor komet, sedangkan daerah yang tidak mengalami pengenduran akan membentuk kepala komet [13]. Migrasi DNA dapat dikuantifikasi dengan terlebih dahulu mewarnainya dengan etidium bromida atau pewarna lain dan mengukur intensitas fluoresensi pada dua posisi tetap dalam arah migrasi menggunakan fotometer mikroskop (Gambar 2).



Gambar 2. Contoh hasil teknik *comet assay* untuk sel yang tidak rusak (A) dan sel yang rusak (B).

Kerusakan DNA yang dapat dihitung dengan *comet assay* biasanya merupakan respon berbagai macam perlakuan seperti agen kimia lingkungan atau radiasi baik terhadap sel protozoa, tumbuhan, invertebrata maupun mamalia, dengan membuat kurva hubungan dosis-respon. Teknik ini juga dapat digunakan untuk uji sel prokariot dan eukariot, zat aditif dan perasa makanan, *foodborne by-product*, pestisida, dan kontaminan lain. Perbedaan atau variabilitas hasil terutama disebabkan karena sensitivitas dan perbedaan kondisi laboratorium tempat uji dan faktor manusianya. Oleh karena itu diperlukan tes *in vitro* dan *in vivo* yang telah diformulasikan atau distandardkan antara lain oleh *International Workgroup on Genotoxicity Testing* dengan tujuan untuk memperkecil variabilitas antar laboratorium [14].

Pengukuran parameter komet dapat dilakukan melalui kamera digital yang disambung dengan sistem *image analyzer* menggunakan mikroskop fluoresen atau manual biasa. Parameter yang ditentukan minimal adalah persen DNA dalam ekor dan panjang ekor (*migrasi ekor*), *tail moment* yakni *Olive tail moment* (OTM) yang adalah produk panjang ekor dan persen DNA ekor, serta persen sel *hedgheg* yakni komet yang dicirikan oleh kepala (*head*) yang kecil atau tidak ada dengan ekor yang berdifusi dan terpisah dari kepala (Gambar 2).

#### PERKEMBANGAN TEKNIK *COMET ASSAY*

Sejak pengembangan pertama *comet assay*, berbagai modifikasi telah dilakukan untuk memperbaiki atau mempertinggi sensitivitasnya, memperluas daya guna untuk analisis berbagai jenis kerusakan DNA dalam berbagai jenis sel, mempertinggi kapasitas penanganan sampel, menstandarkan protokol dan teknik analisisnya. Usaha tersebut meliputi optimasi konsentrasi agarose, larutan buffer lisis maupun pewarnaan DNA. Satu variasi teknik pada kondisi netral

telah diperkenalkan untuk mendeteksi patahan ganda DNA yang tak bergantung pada patahan tunggal (SSB). Kerusakan basa dapat diidentifikasi dengan menginkubasi sel yang telah dilisis dengan *base damage-specific endonucleases* sebelum dielektroforesis. Fragmentasi DNA ekstensif yang terjadi dalam sel yang melakukan apoptosis membuat sel tersebut mudah dideteksi [15]. *Comet assay* juga telah dikombinasi dengan teknik *fluorescence in situ hybridization* (FISH) menggunakan suatu probe berlabel isotop atau bahan berpendar (biotin) yang berpotensi untuk mempelajari perbaikan gen spesifik yang terkait dengan struktur kromatin [11]. Perkembangan atau modifikasi terakhir yang telah banyak digunakan adalah pemanfaatan digesti enzimatis dengan DNA glikosilase/endonuklease spesifik untuk menentukan jenis lesi DNA yang sangat bervariasi. Enzim tersebut menyebabkan patahan (*break*) pada sisi kerusakan dari DNA [16].

Kemampuan untuk menganalisa sel individual adalah salah satu keunggulan teknik *comet assay* dalam hal mengidentifikasi subpopulasi yang memberikan respon berbeda dan bergantung pada perlakuan sitotoksik. Keunggulan lain adalah hanya diperlukan sejumlah sel kurang dari 10,000, dan hampir semua sel eukariot dapat dianalisis dengan teknik ini [17]. Akan tetapi teknik *Comet assay* memiliki kelemahan yakni pada jumlah minimal sel yang dapat dianalisa. Yang paling baik adalah 600 komet per jam yang dapat dihitung jika dianalisa secara individual, dan pada kisaran 50 preparat per hari menggunakan sistem otomatis. Seperti disebutkan sebelumnya bahwa ukuran sampel yang disarankan adalah 50 komet yang mungkin belum cukup jika terdapat heterogenitas kerusakan DNA dalam suatu populasi. Kelemahan lain adalah perlunya memperoleh suspensi viabilitas sel tunggal (>70%). Jika sampel mengandung sel nekrotik atau apoptotik maka informasi adanya lesi spesifik seperti



*strand breaks* atau kerusakan basa tidak akan diperoleh. Dalam hal ini diperlukan metode disagregasi (*disaggregation*) untuk memperkecil kerusakan DNA yang disebabkan oleh prosedur. *Comet assay* juga tidak dapat memberikan informasi ukuran fragmen DNA karena fragmen tidak akan terpisahkan selama waktu elektroforesis yang pendek. Peneliti lain menyebutkan bahwa kelemahan *comet assay* adalah hanya mampu mendeteksi kerusakan DNA dalam bentuk patahan untai [17]. Efek aneugenik dan mekanisme epigenetik (tak langsung) kerusakan DNA seperti pada *checkpoint* siklus sel juga tidak dapat diketahui. Yang menjadi perhatian pokok adalah reproduksibilitasnya yang rendah baik antar *slide* itu sendiri, pengguna dan laboratorium. Interpretasi hasil komet juga diperumit oleh kenyataan bahwa tidak ada hubungan sederhana antar jumlah kerusakan DNA akibat senyawa kimia tertentu dengan akibat biologiknya. Setiap senyawa dapat menyebabkan patahan DNA yang memberikan efek biologik tersendiri. Senyawa kimia yang menginduksi ikat silang (*cross-links*) antar untai akan menghalangi pendeteksian patahan untai tunggal.

Untuk preparasi sampel sel, dapat dilakukan dengan membuat monolapis konfluen sel dalam tabung kultur atau piringan (*dish*) yang diberi agensia yang diuji, sel dicuci dengan *phosphate buffered saline* untuk menghilangkan sebagian besar genotoksin, dan diinkubasi pada 37°C dalam inkubator CO<sub>2</sub> untuk proses perbaikan DNA. Sel selanjutnya diproses seperti prosedur standar *comet assay* [18]. Beberapa protokol telah membahas berbagai cara untuk memperbaiki prosedur seperti preparasi slide, pelisisan sel, elektroforesis dan pewarnaannya. Namun terdapat perbedaan lamanya inkubasi dalam larutan alkali dan garam, dan apakah dilisis dengan larutan deterjen terlebih dahulu sebelum denaturasi alkali atau sebaliknya. Sel yang secara aktif bereplikasi juga akan bertabiat berbeda selama elektroforesis. Pada saat replikasi yang bertindak sebagai patahan tunggal maka DNA pada fase-S bermigrasi lebih cepat. Pada kondisi netral, DNA fase-S beroperasi sebagai gelembung replikasi yang merubah migrasi selama elektroforesis. Akan tetapi karena *comet assay* dapat mengukur kandungan dan kerusakan DNA maka dimungkinkan untuk menganalisa kerusakan pada setiap fase siklus sel [19].

#### DETEKSI KERUSAKAN DNA AKIBAT RADIASI

Salah satu contoh penerapan teknik *comet assay* adalah pada penelitian yang dilakukan di Kroasia oleh Vrhovac dkk [20] pada sekelompok pekerja terdiri 20 orang yang terkena

paparan radiasi akibat bekerja dengan umur rerata 43,4 tahun dan rerata masa kerja terkait paparan radiasi adalah 19,95 tahun. Kelompok kontrol terdiri dari 40 orang dengan umur rerata 40,2 tahun. Pengkajian kerusakan DNA dilakukan pada lekosit darah perifer menggunakan *alkaline comet assay*, dimana panjang ekor (*tail length*) dan inti ekor panjang (*long-tailed nuclei*) dari komet ditentukan. Hasil menunjukkan bahwa panjang ekor komet pada kelompok terpapar radiasi adalah 14,39±1,02 mm dan inti ekor panjangnya 8,20 mm. Sedangkan panjang ekor komet pada kelompok kontrol adalah 13,91±0,66 mm dan persen inti ekor panjangnya adalah 1,88. Nilai rata-rata panjang ekor dan persen inti ekor panjang secara nyata lebih tinggi pada kelompok terpapar radiasi dibandingkan kontrol. Di antara populasi terpapar itu sendiri, terdapat variasi nyata antar individu dalam hal kerusakan DNA ( $P<0,05$ ).

*Comet assay* juga digunakan untuk evaluasi dan pemantauan kontaminan lingkungan dan kimia, bahkan telah digunakan secara rutin. Dengan menggunakan perangkat lunak komersial, teknik ini dapat digunakan untuk mengevaluasi hingga tingkat sel tunggal dengan keluaran (*output*) yang lebih luas untuk migrasi dan kerusakan DNA. Dengan menggunakan Komet 5.0 software, Kumaravel dkk [21] mengevaluasi kerusakan DNA dari sampel darah perifer tiga orang dewasa sehat yang diiradiasi gamma dari sumber Cs-137 dosis 0, 1, 2, 4 dan 8 Gy. Dengan menggunakan analisis korelasi, *Olive tail moment* (OTM), *tail extent moment* dan persentase DNA di dalam ekor (*%tail DNA*) memberikan hubungan yang baik dimana tidak ada perbedaan diantara keduanya. Kedua parameter komet ini sangat bergantung pada dosis iradiasi. OTM dan *%tail DNA* merupakan parameter yang banyak dianalisis namun karena OTM diukur dalam satuan *arbitrary* dimana sistem analisis citra yang berbeda akan memberikan hasil (angka) yang berbeda maka *%tail DNA* lebih banyak digunakan.

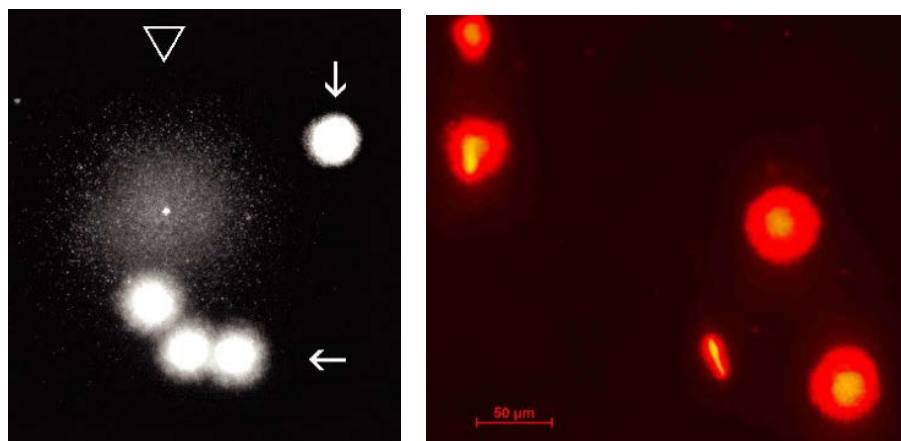
*Comet assay* juga merupakan metode yang sensitif untuk mendeteksi kerusakan di atas sekitar 50 patahan (*break*) per sel mamalia diploid dan akan berkurang sensitivitasnya di atas sekitar 10.000 patahan per sel. Hubungan linier dosis-respon harus diamati pada rentang tersebut untuk sel yang dipaparkan ke sinar-X dan diuji menggunakan teknik lisis alkali. Kandungan DNA (fluoresen gambar total) haruslah relatif konstan dengan naiknya patahan DNA (yakni naiknya dosis radiasi) [14].

Meskipun patahan untai ganda jauh lebih sedikit terjadi daripada patahan untai tunggal tetapi mereka merupakan pemicu (*precursor*) aberasi kromosom. Sel yang



diperlakukan dengan teknik lisis netral akan berubah menjadi “halo” dari loop DNA yang menghasilkan komet yang sedikit berbeda dengan komet dari sel yang diperlakukan dengan alkali. Komet dari sel yang tidak diberi perlakuan akan muncul lebih memanjang sehingga lebih banyak DNA muncul sebagai “ekor” dimana

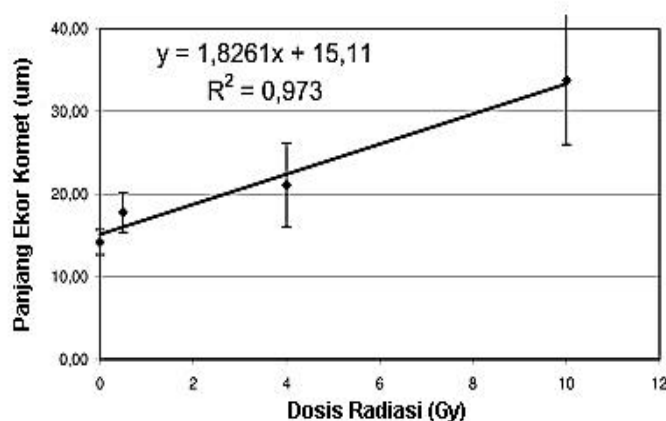
momen ekor (*tail moment*) lebih tinggi untuk sel yang tidak diiradiasi (0 Gy) menggunakan teknik netral [14]. Contoh hasil uji teknik komet bentuk “halo” dan hasil uji kerusakan sel sperma tikus di Sekolah Ilmu dan Teknologi Hayati, Institut Teknologi Bandung (SITH-ITB) diperlihatkan pada Gambar 3.



Gambar 3. Komet bentuk “halo” untuk kondisi *comet assay* netral (tanda panah) (kiri) dan hasil uji kerusakan sel sperma tikus di SITH-ITB (kanan).

Beberapa penelitian lain juga telah dilakukan untuk mengetahui kerusakan DNA pada sel limfosit darah tepi manusia akibat paparan radiasi pengion dengan tes komet. Penelitian Vrhovac dan Zeljezic [22] menunjukkan bahwa panjang ekor komet mengalami peningkatan seiring dengan meningkatnya nilai dosis radiasi, dan panjang momen ekor komet juga meningkat seiring dengan peningkatan nilai dosis. Penelitian ini menyimpulkan bahwa hubungan antara besarnya dosis radiasi dan panjang ekor komet maupun panjang momen ekor adalah linier (Gambar 4). Semakin tinggi dosis radiasi maka semakin panjang ekor komet yang terbentuk. Teknik *comet assay* untuk uji kerusakan DNA pada sel

limfosit darah manusia akibat paparan radiasi ini secara lebih mendetail telah dibahas oleh Ramadhani dkk [23]. Penelitian lainnya dilakukan oleh Mohammadi dkk. [24] menggunakan tes komet untuk mengetahui fenomena respon adaptif pada sel limfosit penduduk yang tinggal di daerah radiasi alam tinggi (*high natural background radiation*) yaitu Ramsar, Iran. Penelitian ini menunjukkan bahwa darah penduduk Ramsar lebih rentan mengalami kerusakan DNA sehingga terdapat kemungkinan proses perbaikan DNA yang lebih cepat dibandingkan dengan penduduk kontrol yang tidak tinggal di daerah dengan radiasi alam tinggi.



Gambar 4. Kurva respon dosis yang menggambarkan hubungan antara dosis radiasi dan panjang ekor komet [22,23].

Pemanfaatan *comet assay* dalam bidang medis juga dapat digunakan untuk evaluasi kerusakan DNA primer dan dinamika perbaikan lesi DNA akibat tindakan radioterapi melalui pemeriksaan lekosit darah perifer pasien penderita tumor padatan (*solid*) sebelum dan setelah terapi. Hasil menunjukkan bahwa dosis radiasi pertama secara nyata mempertinggi tingkat kerusakan DNA pada semua sel kanker. Jenis kerusakan DNA spesifik yang dicatat pada saat pertengahan terapi dan di akhir terapi menunjukkan adanya respon adaptif pada beberapa pasien. Hasil uji juga mengindikasikan persistensi kerusakan pasca iradiasi dalam lekosit darah perifer, yang mungkin juga pada sel non target lain yang merupakan indikasi kuat risiko kanker kedua. Dari hasil tersebut diketahui bahwa *comet assay* merupakan teknik yang cepat untuk uji kerusakan genom setelah iradiasi *in vivo* [25].

#### KESIMPULAN

Selama beberapa tahun terakhir telah diperoleh banyak kemajuan dalam pemahaman bagaimana mendeteksi kelainan sel dan proses perbaikannya serta hubungannya dengan karsinogenesis (pembentukan sel kanker) akibat radiasi. Isu yang lain adalah memahami bagaimana sel mengkoordinasi berbagai aktivitas untuk merespon kelainan tersebut dan memodulasinya selama siklus sel. Hal tersebut memerlukan pengembangan atau inovasi teknik yang cepat dan sensitif untuk mengevaluasi kerusakan DNA, khususnya akibat radiasi pengion, yang terkait erat dengan mutasi, aberasi kromosom, inaktivasi sel dan efek seluler lainnya [26]. Salah satu contohnya adalah teknik *comet assay* yang telah dibahas secara mendetail dalam paragraf di atas termasuk kelebihan dan kelemahannya serta perkembangan mutakhirnya. Teknik yang didasarkan pada kenyataan bahwa untai berpilin (*loop*) DNA yang mengandung patahan (*break*) setelah dilisis dan dielektrofores akan meninggalkan kepala komet membentuk ekor ini pun telah digunakan secara rutin [11-17]. Meskipun teknik ini dikhususkan untuk mendeteksi dan mengukur (kuantifikasi) kerusakan DNA, penggunaan *lesion-specific endonucleases* dimungkinkan untuk mendeteksi pirimidin-dimer akibat paparan ultraviolet, oksidasi basa dan kerusakan alkilasi baik akibat paparan radiasi maupun senyawa kimia [27]. Dengan demikian teknik ini sangat atraktif karena sederhana, sensitif, serba guna, cepat dan ekonomis dan *Comet assay* tidak hanya

memberikan informasi seberapa besar kerusakan dalam sel, tetapi juga dapat diduga apa penyebabnya.

#### DAFTAR PUSTAKA

- [1]. J., THACKER, Radiation-induced mutation in mammalian cells at low doses and dose rates, *Advances in Radiation Biology*, Vol. 16, 77-124, (1992).
- [2]. G., PRIEUR-CARILLO, K., CHU, J., LINDQVIST, W.C., DEWEY, Computerized video time-lapse (CVTL) analysis of the fate of giant cells produced by x-irradiating EJ30 human bladder carcinoma cells, *Radiation Research*, Vol. 159, 705-712, (2003).
- [3]. J.S., BEDFORD, Sublethal damage, potentially lethal damage, and chromosomal aberrations in mammalian cells exposed to ionizing radiation, *Int. J. Radiation Oncology Biol. Phys.*, Vol. 21, 1457-1469, (1991).
- [4]. E.J., HALL, *Radiobiology for radiologist*, Edisi ke-5, J.B. Lippincott, Philadelphia (2001).
- [5]. M.C. JOINER, B., MARPLES, P., LAMBIN, S.C. SHORT, I., TURESSON, Low-dose hypersensitivity: current status and possible mechanisms, *International Journal of Radiation Oncology Biology Physics*, Vol. 49, No. 2, 379-89, (2001).
- [6]. E.C., FRIEDBERG, G.C., WALKER, W., SIEDE, *DNA Repair and Mutagenesis*, ASM Press, Washington DC. (1995).
- [7]. K.P., ANTONCZYK, T.H., ELSASSER, E.G., NOWAK, G.T., SCHLOZ, Distribution of double strand breaks induced by ionizing radiation at the level of single DNA molecules examined by atomic force microscopy, *Radiation Research*, Vol. 172, 288-295, (2009).
- [8]. T., LINDAHL, D.E., BARNES, Repair of endogenous DNA damage, *Cold Spring Harb Symp. Quant. Biol.*, Vol. 65, 127-133, (2000).
- [9]. R.P., RASTOGI, A., KUMAR, M.B., TYAGI, R.P., SINHA, Molecular mechanisms of ultraviolet radiation-induced DNA damage and repair, *Journal of Nucleic Acids* (2010) (doi:10.4061/2010/592980).

- [10]. A., SANCAR, L.A., LINDSEY-BOLTZ, K., UNSAL-KAÇMAZ, S., LINN, Molecular mechanisms of mammalian DNA repair and the DNA damage checkpoints, *Annu Rev Biochem.*, Vol. 73, 39-85, (2004).
- [11]. E., HORVÁTHOVÁ, M., DUŠINSKÁ, S., SHAPOSHNIKOV, A.R., COLLINS, DNA damage and repair measured in different genomic regions using the comet assay with fluorescent *in situ* hybridization, *Mutagenesis*, Vol. 19, No. 4, 269-276, (2004).
- [12]. R.R., TICE, E., AGURELL, D., ANDERSON, B., BURLINSON, A., HARTMANN, H., KOBAYASHI, Y., MIYAMAE, E., ROJAS, C.J., RYU, Y.F., SASAKI, Single cell gel/Comet assay: guidelines for *in vitro* and *in vivo* genetic toxicology testing, *Environmental and Molecular Mutagenesis*, 35, 206-221, (2000).
- [13]. E., ROJAS, M.C., LOPEZ, M., VALVERDE, Single cell gel electrophoresis assay: methodology and applications, *Journal of Chromatography B*, Vol. 722, 225-254, (1999).
- [14]. A.B., ANDEM, R.B., AGBOR, I.A. EKPO, Review of comet assay: a reliable tool for assessing DNA damage in animal models, *Journal of Current Research Science*, Vol. 1, No. 6, 405-427, (2013).
- [15]. P.L., OLIVE, J.P., BANATH, The comet assay: a method to measure DNA damage in individual cells, *Nature Protocol*, Vol. 1, No. 1, 23-27, (2006).
- [16]. A.R. COLLINS, S.J., DUTHIE, V.L., DOBSON, Direct enzymic detection of endogenous oxidative base damage in human lymphocyte DNA, *Carcinogenesis*, Vol. 14, No. 9, 1733-1735, (1993).
- [17]. N.P., SINGH, M.T., MCCOY, R.R., TICE, E.L., SCHNEIDER, A simple technique for quantitation of low levels of DNA damage in individual cells, *Exp. Cell Res.*, Vol. 175, 184-191, (1988).
- [18]. A.A., AZQUET, A.R., COLLINS, The essential comet assay: a comprehensive guide to measuring DNA damage and repair, *Arch. Toxicol.*, Vol. 87, 949-968, (2013).
- [19]. R.J., ALBERTINI, *et al.*, IPCS guidelines for the monitoring of genotoxic effects of carcinogens in humans. International Programme on Chemical Safety, *Mutation Research*, Vol. 463, 111-172, (2000).
- [20]. V.G., VRHOVAC, N., KOPJAR, The alkaline Comet assay as biomarker in assessment of DNA damage in medical personnel occupationally exposed to ionizing radiation, *Mutagenesis*, Vol. 18, No. 3, 265-271, (2003).
- [21]. T.S., KUMARAVEL, A.N., JHA, Reliable Comet assay measurements for detecting DNA damage induced by ionising radiation and chemicals, *Mutation Research*, Vol. 605, No. 1-2, 7-16, (2006).
- [22]. V.G., VRHOVAC, D., ZELJEZIC, Comet assay in the assessment of the human genome damage induced by  $\gamma$ -radiation *in vitro*, *Radiol. Oncol.*, Vol. 38, No. 1, 43-47, (2004).
- [23]. D. RAMADHANI, S., PURNAMI, D., TETRIANA, D., Deteksi kerusakan *deoxyribonucleic acid* (DNA) pada sel limfosit darah tepi manusia akibat paparan radiasi pengion dengan teknik tes komet (*Comet assay*), *Buletin ALARA*, Vol. 15, No. 2, Edisi Desember, 53-61, (2013).
- [24]. S., MOHAMMADI, M.T., DEHAGHANI, M.R., GHARAATI, R., MASOOMI, M.G., NEJAD, Adaptive response of blood lymphocytes of inhabitants residing in high background radiation areas of Ramsar-micronuclei, apoptosis and comet Assays, *Journal of Radiation Research*, Vol. 47, 279-285, (2006).
- [25]. M., GAMULIN, V., GARAJ-VRHOVAC, N., KOPJAR, Evaluation of DNA damage in radiotherapy-treated cancer patients using the alkaline comet assay, *Coll Antropol.*, Vol. 31, No. 3, 837-45, (2007).
- [26]. J.F., WARD, DNA damage produced by ionizing radiation in mammalian cells: identities, mechanisms of formation and repairability, *Progress in Nucleic Acid and Molecular Biology*, Vol. 35, 95-125, (1988).
- [27]. S.P., JACKSON, Sensing and repairing DNA double-strand breaks, *Carcinogenesis*, Vol. 23, No. 5, 687-696, (2002).

## HUBUNGAN RESPON DOSIS ABERASI KROMOSOM STABIL DAN TAK STABIL DENGAN PAPARAN RADIASI GAMMA

Yanti Lusiyanti dan Sofiaty Purnami

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi - BATAN

Jl. Lebakbulus Raya No. 49 JKSKL Jakarta 12070

[k.lusiyanti@batan.go.id](mailto:k.lusiyanti@batan.go.id)

### ABSTRAK

**HUBUNGAN RESPON DOSIS ABERASI KROMOSOM STABIL DAN TAK STABIL DENGAN PAPARAN RADIASI GAMMA.** Aberasi kromosom pada sel limfosit darah tepi telah digunakan sebagai indikator kerusakan akibat paparan radiasi pengion dan telah digunakan untuk mengkaji dosis radasi yang diterima individu yang terpapar radiasi pengion. Disentrik dan translokasi adalah aberasi kromosom paling penting dalam biodosimetri yang digunakan ketika tidak tersedianya dosimeter fisik atau diperlukan untuk konfirmasi dosis yang diterima dengan menggunakan kurva hubungan respon dosis dengan model Linier Kuadrat (LQ)  $Y = a + \alpha D + \beta D^2$  dengan  $y$  adalah frekuensi aberasi kromosom  $a$  adalah aberasi kromosom latar,  $\alpha$  dan  $\beta$  adalah komponen linier dan kuadrat dan  $D$  adalah Dosis. Frekuensi aberasi kromosom yang terinduksi akibat paparan radiasi alam atau latar adalah 1-2 disentrik dan 3-5 translokasi dalam 1000 sel metafase. Tujuan dari penelitian ini adalah untuk membandingkan hubungan respon aberasi kromosom disentrik dan translokasi yang diinduksi radiasi gamma. Sampel darah diiradiasi dengan sinar gamma pada dosis 1, 2, dan 4 Gy serta kontrol (0 Gy). Sampel darah selanjutnya dipreparasi mengacu pada prosedur standar IAEA, melalui proses pembiakan, preparasi preparat dan pewarnaan dengan metode pewarna giemsa untuk aberasi kromosom disentrik dan metode pengecatan kromosom dengan teknik *fluorescent in situ hybridization* (FISH) untuk kromosom translokasi. Berdasarkan hasil persamaan LQ model yang diperoleh dapat disimpulkan bahwa komponen  $\alpha$  pada kedua persamaan hubungan respon dosis aberasi kromosom disentrik dan translokasi tidak berbeda nyata sedangkan untuk komponen  $\beta$  berbeda nyata ( $P < 0,05$ ).

*Kata Kunci : Aberasi kromosom, Fluorescent in situ hybridization, limfosit, radiasi gamma*

### ABSTACT

**DOSE RESPONSE RELATIONSHIP OF STABLE AND UNSTABLE CHROMOSOME ABERATION BY PAPARAN RADIATION EXPOSURE.** *Chromosome aberrations in peripheral blood lymphocytes has been used as an indicator of the damage caused by exposure to ionizing radiation and had been used to assess the dose received by radiation individuals who exposed to ionizing radiation. Dicentric chromosome aberration and translocation are the most important in biodosimetry and it is used when the lack of physical dosimeter or radiation dose required for confirmation using dose response curve of chromosome aberrations with Linier Quadratic model (LQ)  $Y = a + \alpha D + \beta D^2$  where  $Y$  is the yield of chromosome aberration,  $a$  is the background frequency of aberration chromosome,  $\alpha$  and  $\beta$  are linier and quadratic componen and  $D$  is Dose. The frequency of chromosome aberrations were induced as a result of natural or background radiation exposure is 1-2 dicentric and 3-5 translocation in 1000 metaphase cells. The purpose of this study was to compare the frequency of dicentric chromosome aberration and translocation induced by gamma radiation. Blood samples were irradiated using gamma rays at doses of 1, 2, and 4Gy and control (0 Gy). Blood samples were then prepared referring to the standard procedures of the IAEA, and proceed, preparation culturing and slide preparation and staining with giemsa staining method for chromosome disentric and chromosome painting method using fluorescent in situ hybridization technique (FISH) for translocation chromosome. Based on LQ model equations can be conclude that a componen of both dose response curve of disentric and translocation chromosome were not significant while for  $\beta$  componen was significant diferencies ( $P < 0.05$ ).*

*Key word: Chromosome aberration, Fluorescent in situ hybridization, lymphocyte gamma radiation*

### PENDAHULUAN

Paparan radiasi pengion dapat terjadi secara eksternal dan internal. Paparan radiasi eksternal merupakan paparan yang terjadi bila ada jarak antara sumber radiasi dengan individu terpapar. Sedangkan paparan radiasi interna terjadi bila tidak ada jarak antara sumber radiasi dengan individu terpapar yang diistilahkan sebagai kontaminasi. Tingkat kerusakan yang ditimbulkan pada tubuh sangat bergantung antara lain pada jenis atau kualitas radiasi karena mempunyai daya tembus dan tingkat

ionisasi yang berbeda pada materi biologi. Kecelakaan radiasi dapat mengakibatkan paparan radiasi lokal, paparan radiasi seluruh tubuh, contohnya pada proses pengelolaan limbah radioaktif mempunyai risiko kemungkinan terpapar radiasi pengion dari kontaminasi bahan radioaktif secara eksternal atau internal. Manifestasi klinik paparan radiasi bergantung pada daya tembus radiasi dan dosis yang diterima berbagai organ tubuh. Sebagian besar kerusakan pada tubuh akibat radiasi tidak merupakan kondisi kedaruratan medik dan membutuhkan manajemen penanganan yang terkait terutama dengan tindakan terhadap gejala yang



timbul dan perawatan pendukung terkait yang dibutuhkan. [1,2]

Perubahan struktur kromosom atau aberasi kromosom akibat radiasi pengion dapat terjadi secara acak dengan peluang yang semakin besar dengan meningkatnya dosis radiasi. Aberasi kromosom akibat paparan radiasi dapat dibagi menjadi dua kelompok utama yaitu aberasi kromosom stabil dan tidak stabil. Aberasi kromosom stabil dalam sel tidak akan hilang setelah proses pembelahan mitosis berikutnya, contohnya adalah translokasi (terjadi perpindahan fragmen antar satu atau lebih kromosom). Sedangkan aberasi kromosom tidak stabil akan hilang setelah proses pembelahan mitosis berikutnya, contohnya adalah kromosom disentrik (kromosom dengan dua sentromer), fragmen asentrik (fragmen kromosom yang tidak mengandung sentromer) dan kromosom cincin [1-3].

Kromosom disentrik dikenal sebagai dosimeter biologi dan telah diterapkan untuk memperkirakan paparan radiasi yang diterima pada kasus kedaruratan. Penilaian paparan radiasi berdasarkan kromosom disentrik tidak stabil memiliki keterbatasan karena hanya dapat dilakukan sesaat setelah seseorang menerima paparan radiasi berlebih atau akibat paparan radiasi akut [1,4]. Sedangkan kromosom translokasi dengan menggunakan teknik *Fluorescence in situ hybridization technique* (FISH) digunakan untuk mendeteksi kerusakan kromosom akibat paparan radiasi kronik sebagai dampak dari akumulasi paparan yang diterima dalam jangka waktu yang lama (*retrospektif*). Peningkatan frekuensi aberasi kromosom dalam suatu populasi dapat dikaitkan dengan peningkatan risiko kanker [4,5].

Banyaknya aberasi kromosom yang terbentuk dapat digunakan sebagai *biomarker* untuk memprediksi dosis radiasi yang diterima pekerja radiasi dan korban pada kasus kedaruratan atau kecelakaan radiasi dengan menggunakan kurva respon aberasi kromosom yang dapat dibuat secara *in-vitro*. Hubungan respon dosis aberasi kromosom tersebut dinyatakan dengan persamaan Linier Kuadratik (LQ)  $Y = A + \alpha D + \beta D^2$  dengan Y adalah Frekuensi aberasi kromosom,  $\alpha$  adalah frekuensi aberasi kromosom latar,  $\alpha$  adalah komponen linier,  $\beta$  adalah koefisien kuadrat dan D adalah dosis radiasi [1].

Perkiraan dosis pada individu yang terpapar radiasi berlebih ini menjadi sangat penting ketika tidak ada dosimeter fisik yang akan sangat membantu dalam menentukan tindakan medik yang sesuai terhadap kemungkinan efek deterministik yang mungkin akan terjadi beberapa waktu kemudian. Dengan demikian aberasi kromosom dapat digunakan

sebagai biosimetri yang dapat diandalkan pada korban kedaruratan [1,3].

Tujuan dari penelitian ini adalah untuk membandingkan hubungan respon aberasi kromosom disentrik dan translokasi yang diinduksi paparan radiasi gamma.

## TATA KERJA.

### 1. Bahan dan Alat.

Bahan yang digunakan meliputi bahan medium pertumbuhan untuk pembiakan sampel darah terdiri dari *Roswell Park Memorial Institute* (RPMI) 1640, *Fetal Bovine Serum* (FBS), *Phytohemagglutinin* (PHA) dan *Penisilin streptomisin* dari produk GIBCO. Sedangkan untuk *probe* DNA untuk pengecatan kromosom digunakan adalah whole chromosom probe untuk kromosom nomor 1 dari produk *ID labs Biotechnology, Canada* [6]. Bahan yang lain adalah bahan yang berfungsi sebagai *counterstain diamidino-2-phenylindole* (DAPI).

Sedangkan peralatan utama yang digunakan dalam penelitian ini adalah *biological safety cabinet* (NUAIRE), inkubator CO<sub>2</sub> (HERACELL150i), dan sentrifuga (HERAEUS PRIMO) serta mikroskop *fluorescence* (NIKON) yang dihubungkan dengan *Aplied imaging sytem* menggunakan *software Cytovision*.

### 2. Metodologi.

#### 2a. Pengambilan dan iradiasi sampel darah

Pengambilan sampel darah diperoleh dari 3 donor pria sehat berumur antara 25-48 tahun, yang telah mengisi kuesioner riwayat penyakit, dan pengisian formulir *informed consent* sebagai bukti kesediaan untuk menjadi donor. Masing masing donor diambil sebanyak  $\pm$  35 mL sampel darah yang segera dipindahkan ke 6 buah *vacutainer tube* volume 4 ml yang telah berisi heparin dan sisanya untuk kontrol. Proses iradiasi sampel darah di lakukan di Laboratorium Metrologi Radiasi Nasional, PTKMR-BATAN. menggunakan pesawat teleterapi Co-60 dengan variasi dosis (1, 2, dan 4 Gy) pada laju dosis 0,38 Gy/menit. Sampel darah pasca iradiasi selanjutnya diinkubasi di dalam Incubator pada suhu 37°C selama 1-2 jam sesuai prosedur standar IAEA [3].

#### 2b. Pembiakan dan pemanenan sel limfosit

Sampel darah dari tabung BD *vacutainer* yang telah diiradiasi, dilakukan pembiakan dengan prosedur standar IAEA [3] yang telah dimodifikasi. Sebanyak 1 mL sampel darah dibiakkan dalam botol biakan yang telah



berisi media pertumbuhan yang diperkaya dengan 7,5 mL *Roswell Park Memorial Institute* (RPMI) 1640 yang telah dilengkapi *hepes buffer* dan L-glutamin, 20% *fetal bovine serum*, *Phytohemagglutinin* (PHA) dan 1% *penicillin streptomycin*. Botol biakan selanjutnya diinkubasi dalam inkubator 37°C yang dialiri CO<sub>2</sub> 5% selama 48 jam. Pada 3 jam sebelum proses panen, ditambahkan 2,5% kolhisin untuk menghentikan proses pembelahan agar sel berada pada tahap metafase. Proses pemanenan biakan darah dimulai dengan melakukan, sentrifugasi dengan kecepatan 1500 rpm selama 10 menit. Supernatan dibuang dan endapan darah diaduk dan ditambah dengan 10 mL larutan KCl (0,075 M), selanjutnya dilakukan inkubasi dalam *waterbath* selama 25 menit. Kemudian dilakukan *sentrifugasi* dengan kecepatan yang sama, supernatan dibuang dan pada endapan ditambahkan 8-10 ml larutan *fixative carnoy* (metanol:asam asetat = 3:1). Tahapan ini diulang beberapa kali sampai diperoleh sedimen limfosit yang berwarna putih dan siap dibuat preparat.

#### 2c. Preparasi preparat untuk deteksi aberasi kromosom tak stabil

Endapan sel limfosit ditetaskan di atas gelas objek pada tiga tempat yang berbeda. Setelah kering, pada preparat diberi pewarnaan Giemsa 5% selama 10 menit. Setelah dicuci dan dikeringkan, preparat ditutup dengan *cover glass* dan siap untuk dilakukan pengamatan dengan mikroskop cahaya.

#### 2d. Preparasi preparat untuk deteksi aberasi kromosom stabil dengan teknik FISH [6]

Preparat kromosom disiapkan dengan meneteskan endapan/sedimen limfosit sebanyak 3 tetes di atas gelas objek. Preparat kromosom direndam dalam larutan *Pospat Bufer Saline* (PBS) selama 2 menit kemudian direndam dalam larutan pepsin selama 10 menit dalam *waterbath* 37°C. Preparat dikeringkan di atas *hot plate* pada suhu 65°C selama 1,5 jam. Selanjutnya dilakukan proses denaturasi terhadap preparat kromosom dengan cara merendam preparat dalam larutan formamide (direndam dalam penangasair suhu 65°C) selama 1,5 menit, kemudian dicuci dalam serial etanol 70% dingin selama 4 menit, etanol 70%, 90% (2x) masing-masing selama 2 menit dan terakhir etanol absolut selama 5 menit. Secara paralel dilakukan juga denaturasi terhadap *probe* (*Whole Chromosome Probe* nomor 1) yang telah dicampur dengan buffer hibridisasi sebanyak 10 µl dengan perbandingan 3 µl *probe* + 7 µl buffer hibridisasi. Denaturasi dilakukan dalam *penangas air* 37°C selama 45 dengan

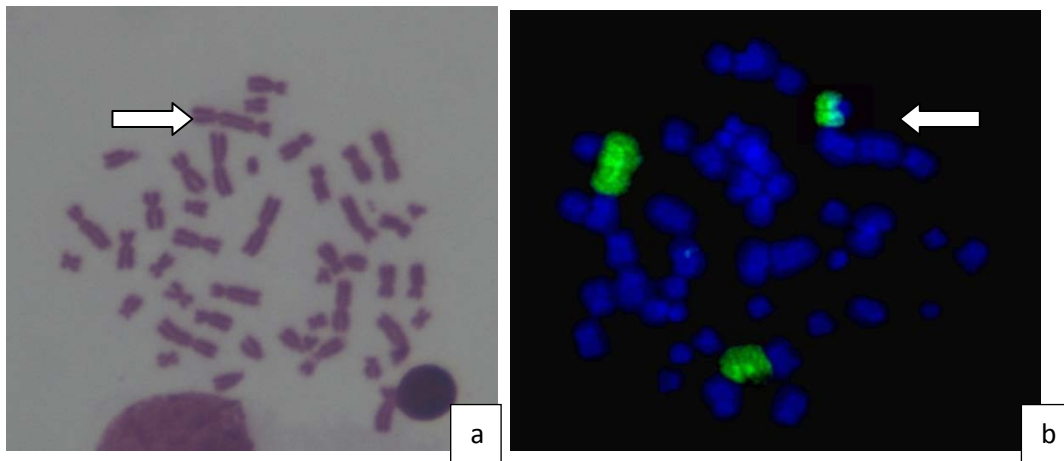
suhu 65°C selama 10 menit. Kemudian dilakukan hibridisasi pada preparat kromosom dengan meneteskan 10 µl *probe* lalu ditutup dengan kaca penutup (*cover glass*) dan direkat dengan lem kuning. Setelah diinkubasi preparat kromosom disimpan dalam kotak plastik gelap dan diinkubasi pada 37°C dilakukan selama 16 jam. Proses pencucian dilakukan dengan mencelupkan preparat dalam larutan sodium sitrat (SSC 1% dan gelas penutup dilepas. Preparat berturut-turut dicuci dalam larutan denaturasi (*stringency*) selama 5 menit, kemudian larutan sodium sitrat (SSC) 1% selama 5 menit (2 x), dan larutan detergen selama 4 menit. Semua larutan pencuci tersebut sebelumnya direndam dalam *waterbath* suhu 45°C selama 30 menit. Preparat dikeringkan dan ditetaskan 10 µl *diamidino-2-phenylindole* (DAPI) dan ditutup dengan gelas penutup. Pengamatan terhadap preparat kromosom mengacu pada Prosedur IAEA [3] yaitu sel *metafase* kromosom yang diamati adalah kromosom yang tersebar baik (tidak tumpang tindih) dan menunjukkan sinyal dengan warna terang berpendar. Pengamatan dan pemotretan dilakukan terhadap kromosom dengan dua warna dan satu sentromer diklasifikasikan sebagai translokasi, menggunakan mikroskop *fluorescence* yang dihubungkan dengan program *Aplied imaging sytem Cytovision*.

#### 4. Analisis Statistik

Pengolahan data untuk pembuatan kurva kalibrasi respon kromosom translokasi terhadap dosis radiasi gamma dilakukan menggunakan program perangkat lunak *Dose Estimate* V4.1 [7]. Uji signifikansi kurva hubungan respon dosis kromosom translokasi dan kromosom disentrik dilakukan dengan uji *t-test* pada taraf kepercayaan 5% dan penyimpangan relatif ( $p=0,05$ )

#### HASIL DAN PEMBAHASAN.

Frekuensi kromosom disentrik diketahui sebagai indikator yang paling sensitif akibat paparan radiasi, dan telah diterapkan sebagai dosimetri biologi maupun *biomonitoring*, disamping itu disentrik merupakan tipe aberasi kromosom yang tidak stabil karena aberasi kromosom disentrik akan tereleminasi sejalan dengan proses metabolisme dalam tubuh [8]. Sedangkan kromosom translokasi yang di deteksi dengan teknik FISH [6] diterapkan untuk mendeteksi kerusakan kromosom yang diakibatkan oleh paparan radiasi kronik. Visualisasi aberasi kromosom disentrik dan translokasi ditampilkan pada Gambar 1.



Gambar 1. Visualisasi kromosom disentrik (a) dan kromosom translokasi pada kromosom nomor 1 (b).

Secara konseptual perbedaan antara kromosom disentrik dan tranlokasi simetrik adalah berdasarkan pada jumlah sentromer dan adanya misklasifikasi dalam teknik *fluorescent in situ*

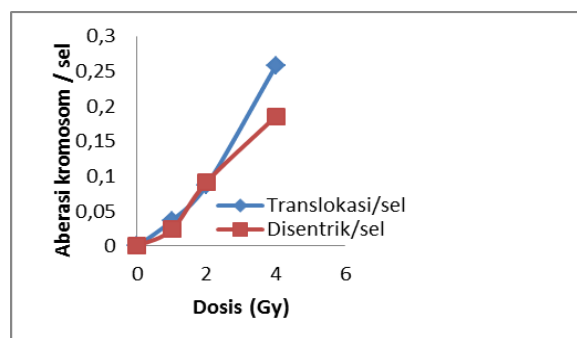
*hybridization* (FISH). Dalam penelitian ini hasil pengamatan kromosom dengan pewarna giemsa dan dengan pengecatan kromosom dengan teknik FISH ditampilkan dalam Tabel 1.

Tabel 1. Data kromosom disentrik dan kromosom translokasi pasca radiasi sinar gamma.

Dosis (Gy)	Jumlah kromosom Translokasi/sel	Jumlah kromosom Disentrik/sel
0	0	0
1	0,03 ± 0,006	0,0360 ± 0,004
2	0,083± 0,011	0,113 ± 0,007
4	0,304 ± 0,02	0,267 ± 0,014

Dalam penelitian ini terlihat bahwa frekuensi disentrik per sel untuk dosis 1 sampai 4 Gy menunjukkan kenaikan yang signifikan terhadap kenaikan dosis begitupun dengan frekuensi translokasi /sel. Untuk mengetahui respon dosis aberasi kromosom tranlokasi dan

disentrikterhadap dosis, data dianalisis dengan model persamaan Linier Kuadratik menggunakan program *Dose estimate* [7]. Gambaran kurva respon kromosom translokasi dan disentrik yang diinduksi sinar gamma ditampilkan pada Gambar 2.



Gambar 2. Kurva respon dosis aberasi kromosom disentrik dan translokasi pasca iradiasi sinar gamma

Pada penelitian ini terlihat frekuensi aberasi kromosom disentrik dan translokasi pada kromosom nomor 1 menunjukkan hasil yang relatif sama sampai dosis 2 Gy, namun pada dosis 4 Gy

frekuensi translokasi menunjukkan jumlah yang lebih tinggi dibanding kromosom disentrik. Hasil yang sama juga telah dilaporkan oleh TUCKER 1993 dan SCHMID et al 1995 [9,10] yang melaporkan bahwa sampai dengan dosis 2 Gy frekuensi disentrik menunjukkan hasil yang sama dengan frekuensi translokasi dan pada dosis yang lebih tinggi frekuensi translokasi lebih dominan. Fenomena tersebut terjadi kemungkinan disebabkan bahwa sensitifitas kromosom yang heterogen berpengaruh terhadap proses repair dan adanya proses eliminasi pada kromosom disentrik yang dikelompokkan sebagai kromosom tak stabil [9], sementara pada proses pembentukan translokasi akibat paparan radiasi tidak dipengaruhi oleh proses repair, hal tersebut menyebabkan terbentuknya disentrik dan translokasi akibat adanya misrepair menjadi berbeda [10].

Berdasarkan kurva hubungan respon dosis untuk kromosom disentrik diperoleh persamaan  $Y = 0 + (0,035 \pm 0,0081D) + (0,0083 \pm 0,002D^2)$  dan kromosom translokasi adalah  $Y = 0 + (0,01D \pm 0,007D) + (0,015 \pm 0,0025D^2)$ . Berdasarkan persamaan tersebut terlihat perbedaan yang signifikan pada komponen kudratik pada kedua persamaan tersebut, hasil yang relatif sama dilaporkan pula oleh LYOYD et al (2001) [11]. Sedangkan pada penelitian ATANASOVA [12] menyatakan bahwa dengan pemeriksaan translokasi menunjukkan hasil yang signifikan dibanding dengan kromosom disentrik. TUCKER et al [5] juga melaporkan hubungan dosis respon yang signifikan pada 58 pekerja nuklir dengan menggunakan metode FISH. Penelitian lain melaporkan bahwa dari beberapa kajian studi efek genetik terhadap paparan radiasi pekerja telah menganalisa aberasi kromosom tak stabil disentrik dan stabil translokasi telah melaporkan bahwa terdapat hubungan yang significant antara frekuensi translokasi dan akumulasi dosis yang diterima 20 para pekerja nuklir yang telah diinvestigasi [7].

## KESIMPULAN

Paparan radiasi gamma dapat menginduksi pembentukan aberasi kromosom disentrik maupun translokasi. Hubungan respon dosis aberasi kromosom translokasi (stabil) dan disentrik (tak stabil) menunjukkan pola persamaan Linier Kuadrat. komponen  $\alpha$  pada kedua persamaan hubungan respon dosis aberasi kromosom disentrik dan translokasi tidak berbeda nyata sedangkan untuk komponen  $\beta$  berbeda nyata ( $P = 0,05$ ).

## UCAPAN TERIMA KASIH

Penelitian ini telah terlaksana dengan dana DIPA PTKMR 2012-2013. Penulis mengucapkan banyak terima kasih kepada Laboratorium SSDL PTKMR.

## DAFTAR PUSTAKA.

- [1]. E.J., HALL, and A.J., GAICCIA, *Radiobiology for the radiologist*. 7<sup>th</sup> ed. Lippincott Williams & Wilkins, Philadelphia (2012).
- [2]. D.C., SHRIEVE., and J.S., LOEFFLER., *Human Radiation Injury*. Wolters Kluwer and Lippincott Williams & Wilkins, Philadelphia. (2011).
- [3]. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Cytogenetic dosimetry: applications in preparedness for and response to radiation emergencies. IAEA, Vienna. (2011).
- [4]. A.T., NATARAJAN, F., DARROUDI, M., BERG et al. Biological dosimetric studies in the Goiania accident. IAEA-TECDOC-1131, *Restoration of environments affected by residues from radiological accidents. Approaches to decision making*. 127-132, (2000).
- [5]. J.D., TUCKER, E.J., TOWN, D., HOLDSWORTH et al. Biological dosimetry of radiation workers at the Sellafield nuclear facility. *Radiat Research* 148: 216-226, (1997).
- [6]. FISH. Protocol for Human IDetect Chromosome Paint Probes, ID Labs Inc. Canada (2010).

- [7]. A., AINSBURY, and D., LLOYD, Dose Estimation Software for Radiation Biodosimetry, *Health Physics*, 98, 276-281(2010).
- [8]. C., LINDHOLM Stable and unstable chromosomal aberrations among Finnish nuclear power plant workers. *Radiation Protection Dosimetry* 92: 143-150, (2001).
- [9]. J.D., TUCKER, M.J., RAMSEY, D.A., LEE and J.L., MINKLER, Validation of chromosome Painting as an biodosimeter in human peripheral lymphocytes following acute exposure to ionizing radiation in vitro, *Int J. Radiation. Biol.*, 64, 21-37.(1993)
- [10]. E., SCHMID, H., BRASELMAN, NAHRSTE DT. Comparison of  $\gamma$  ray induced dicentric yield in human lymphocytes measured by conventional analysis and FISH. *Mutation Research* 348, 125-130(1995).
- [11]. D.C., LYOYD, J.N., LUCAS, AA EDWARD, W., DENG, E., VALENTE, P.A., HONE, J.E., MOQUET, a study to verify a reported excess of chromosomal aberrations in blood lymphocytes of Namibian Uranium Miner, *Radiation Res* 155; 807 - 815 (2001)
- [12]. P., ATANASOVA, V., HADJIDEKOPA, S., AGOVA, M., IOVTCHEV, Chromosomal Aberration in Radiation waste Repository worker detected by FISH painting and Giemsa staining. *Turk J Med Sci* 34, 359-365 (2004).

## PENGEMBANGAN PROTOTIP PERANGKAT PEMANTAU RADIASI GAMMA, SUHU DAN KELEMBABAN SECARA KONTINYU PADA FASILITAS PENYIMPANAN LIMBAH RADIOAKTIF

I Putu Susila, Istofa dan Sukandar  
Pusat Rekayasa Fasilitas Nuklir – BATAN,  
Kawasan PUSPIPTEK Serpong 15310

### ABSTRAK

PENGEMBANGAN PROTOTIP PERANGKAT PEMANTAU RADIASI GAMMA, SUHU DAN KELEMBABAN SECARA KONTINYU PADA FASILITAS PENYIMPANAN LIMBAH RADIOAKTIF. Pemantauan fasilitas penyimpanan limbah radioaktif perlu dilakukan untuk deteksi dini kemungkinan terjadinya lepasan zat radioaktif ke lingkungan. Untuk keperluan pemantauan secara kontinyu, telah dikembangkan sebuah prototip berbasis Arduino yang dapat digunakan untuk mengukur paparan radiasi gamma, suhu dan kelembaban relatif pada fasilitas penyimpanan limbah radioaktif. Prototip yang dikembangkan terdiri dari pengolah sinyal analog untuk detektor GM atau detektor NaI(Tl), pembangkit tegangan tinggi, *timer* dan *counter* 16-bit, sensor suhu dan kelembaban, *Analog-to-Digital Converter* (ADC) 10-bit, serta bagian komunikasi dengan komputer. Perangkat tersebut dapat dikoneksikan ke sistem pemantauan terpusat melalui *Universal Serial Bus* (USB) atau jika lokasi instalasi terpisah jauh, perangkat dapat dikoneksikan ke jaringan komputer yang sudah tersedia melalui *Ethernet*. Uji fungsi terhadap prototip yang dikembangkan dilakukan di laboratorium dengan *function generator* untuk pengujian *timer* dan *counter* serta ADC, *oscilloscope* untuk pengujian bagian pengolah sinyal analog dan pembangkit tegangan tinggi. Pengujian prototip secara keseluruhan dilakukan dengan pengukuran paparan radiasi gamma dari sumber standar Cs-137 serta pengukuran suhu dan kelembaban pada ruangan laboratorium. Pada pengujian tersebut, data hasil pengukuran ditransfer ke komputer secara *real-time* untuk direkam dan dianalisis. Kinerja perangkat diperoleh dengan membandingkan hasil pengujian terhadap sumber standar dengan survei meter dan perangkat pemantauan radioaktifitas lingkungan komersial. Hasil pengujian menunjukkan bahwa perangkat bekerja sesuai dengan rancangan dan mempunyai kinerja yang sebanding dengan perangkat komersial. Hasil pengembangan prototip ini perlu ditindaklanjuti dengan kalibrasi serta uji lapangan dalam pada fasilitas penyimpanan limbah radioaktif.

Kata kunci: pemantauan kontinyu, radiasi gamma, suhu, kelembaban, arduino

### ABSTRACT

*Monitoring of radioactive waste storage facilities is needed for early detection of radioactive material released to environment. An Arduino-based gamma radiation, humidity and temperature monitoring device which can be used to continuously monitor a radioactive waste facility has been developed. Prototype of the device consists of analog signal processing for GM or NaI(Tl) detector; high voltage generator; timer and counter (16-bits), humidity and temperature sensor; 10-bits analog-to-digital converter (ADC), and communication module. The prototype can be connected to centralized monitoring computer through Universal Serial Bus (USB), or if the location of installation is far away, the device can be connected to existing network infrastructure through Ethernet. Test has been conducted in the laboratory to verify the functionality of the prototype. A function generator is used to test the timer, counter and ADC, while digital oscilloscope is used to measure signal in analog signal processing module and high voltage generator. An integration test is performed by measuring radiation from standard Cs-137 source, humidity and temperature of the room at the laboratory. During the test, data were transferred in real-time to the computer for storage and further analysis. The performance of the prototype is also evaluated by comparing its result with the result of commercial survey meter and environmental radiation monitoring device. Result shows that the prototype is working properly and its performance is comparable with commercial radiation monitoring devices. For future work, calibration and field test at radioactive waste storage facilities needed to be performed.*

*Keywords: continuous monitoring, gamma radiation, temperature, humidity, arduino*

### PENDAHULUAN

Pemanfaatan teknologi nuklir untuk tujuan damai, sudah sangat luas dan mencakup berbagai bidang kehidupan manusia. Contoh pemanfaatan tersebut seperti pemanfaatan radioisotop untuk kesehatan<sup>[1]</sup>, pemanfaatan sumber radiasi pengion dalam industri untuk keperluan inspeksi atau uji tak rusak<sup>[2]</sup>,

pemanfaatan dalam bidang transportasi untuk *scanning* peti kemas<sup>[3]</sup>, pemanfaatan dalam bidang pangan untuk pengawetan hasil pertanian maupun bahan-bahan lainnya<sup>[4]</sup>, serta pemanfaatan untuk reaktor nuklir baik untuk tujuan penelitian maupun penghasil energi melalui pembangkit listrik tenaga nuklir (PLTN).

Efek yang tidak bisa dihindari dari pemanfaatan teknologi nuklir adalah timbulnya



limbah radioaktif. Karena sifat radioaktifnya, maka diperlukan penanganan khusus terhadap limbah tersebut. BATAN sendiri sudah mempunyai fasilitas untuk menangani dan mengelola limbah radioaktif baik dari rumah sakit, industri maupun yang dihasilkan dari reaktor riset yang dimiliki BATAN.

Pengelolaan limbah radiaktif tergantung dari bentuknya (gas, cair, padat), melalui beberapa proses sejak limbah diterima sampai akhirnya disimpan dalam fasilitas penyimpanan akhir. Dalam fasilitas penyimpanan akhir yang terisolasi dari lingkungan hidup, limbah radioaktif umumnya disimpan dalam tabung setelah melalui proses sementasi<sup>[5]</sup>.

Untuk keperluan deteksi dini guna mencegah terjadinya lepasan zat radioaktif ke lingkungan, maka fasilitas penyimpanan limbah perlu dimonitor secara terus menerus. Pemantauan ini bertujuan untuk memantau tingkat radiasi yang ditimbulkan oleh limbah yang disimpan. Pemantauan perlu dilakukan untuk memastikan bahwa tingkat radiasi yang keluar tidak melebihi batas yang ditentukan<sup>[6]</sup>.

Selain pemantauan tingkat radiasi, perlu juga dilakukan pemantauan parameter lainnya seperti kelembaban, suhu, keberadaan gas tertentu maupun partikulat lainnya. Pemantauan tersebut berguna untuk mengetahui gambaran dari kondisi lingkungan pada ruangan penyimpanan. Hasil pemantauan tersebut salah satunya dapat dimanfaatkan untuk memprediksi kemungkinan terjadinya korosi pada tabung-tabung penyimpanan limbah akibat faktor lingkungan seperti kelembaban maupun suhu.

Sistem pemantauan radiasi pada fasilitas penyimpanan limbah radioaktif memerlukan suatu sistem komputer terpusat yang berfungsi sebagai basis data untuk menyimpan data-data yang dikirim oleh perangkat pemantauan secara kontinyu<sup>[7,8]</sup>. Sistem terpusat ini diperlukan untuk memudahkan analisis dan pelaporan hasil pemantauan kepada pihak yang berwenang seperti BAPETEN maupun IAEA.

Umumnya, sistem pemantau terpusat berada jauh dari fasilitas penyimpanan limbah radioaktif. Oleh karena itu, diperlukan perangkat yang mampu mengirimkan data ke sistem terpusat, tanpa terkendala jarak seperti melalui RS-485 maupun *Ethernet*.

Perangkat pemantauan radiasi maupun lingkungan saat ini tersedia secara komersial. Perangkat pemantauan radiasi bisa berupa surveimeter seperti Inspector+<sup>[9]</sup>, maupun perangkat pemantau radioaktifitas lingkungan seperti Ludlum-375 *area monitor*<sup>[10]</sup>. Perangkat-perangkat tersebut umumnya sudah dibuat untuk keperluan khusus dan susah untuk dikustomisasi atau disesuaikan dengan kebutuhan pengguna.

Walaupun bisa, biasanya akan membutuhkan biaya yang mahal. Selain itu, apabila terjadi kerusakan, kemungkinan akan sulit diperbaiki, karena masalah ketersediaan komponen ataupun suku cadang.

Berangkat dari latar belakang diatas, maka perlu untuk dikembangkan secara mandiri sebuah perangkat yang dapat digunakan untuk memantau fasilitas penyimpanan limbah radioaktif secara kontinyu. Pada makalah ini akan dibahas mengenai hasil pembuatan prototip dan pengujian dari perangkat pemantau radiasi, kelembaban maupun suhu pada fasilitas penyimpanan limbah radioaktif. Diharapkan dengan dikembangkannya prototip tersebut, akan tersedia perangkat pemantau yang mempunyai kinerja yang sebanding dengan perangkat komersial, mudah dikustomisasi serta dapat terhubung dengan sistem pemantau terpusat.

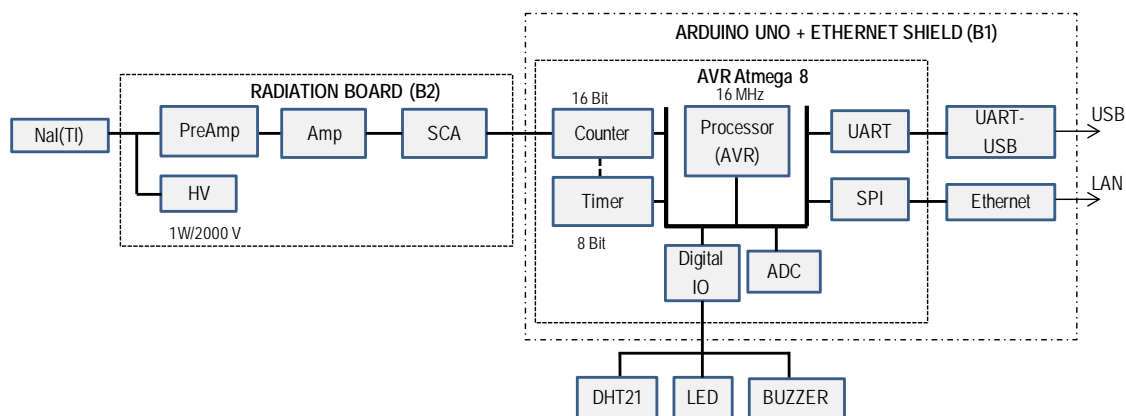
## TATA KERJA

Pengembangan perangkat pemantauan radiasi gamma, *suhu* dan kelembaban dilakukan melalui tahapan perancangan, pembuatan prototip, serta pengujian. Pada Gambar 1 ditunjukkan rancangan dari perangkat yang dikembangkan. Perangkat ini terdiri dari detektor, pembangkit tegangan tinggi, pengolah sinyal radiasi, board mikrokontroler Arduino, dan board *Ethernet*.

Detektor yang dapat digunakan pada perangkat yang dirancang adalah detektor NaI(Tl) atau detektor Geiger-Muller (GM), akan tetapi pada makalah ini yang digunakan hanya detektor NaI(Tl). Untuk pembangkit tegangan tinggi, digunakan modul EMCO CA20P yang dapat membangkitkan tegangan sampai 2000V. Selanjutnya, bagian pengolah sinyal radiasi terdiri dari *pre-amplifier* (penguat awal), *amplifier* serta *single channel analyzer* (SCA).

Board mikrokontroler Arduino terdiri dari *timer* dengan resolusi 8-bit, 16-bit *counter*, prosesor dengan arsitektur AVR, *digital I/O*, *serial peripheral interface* (SPI), *universal asynchronous receiver/transceiver* (UART), serta konverter dari UART ke *universal serial bus* (USB). Selain melalui USB, board Arduino dapat dihubungkan dengan komputer melalui board *Ethernet*.

Rancangan perangkat pada Gambar 1 kemudian dibuat prototipnya dan diuji di laboratorium Pusat Rekayasa Fasilitas Nuklir (PRFN). Pengujian dilakukan terhadap tiap-tiap modul serta perangkat secara keseluruhan. Peralatan yang digunakan meliputi *digital oscilloscope*, *digital volt meter* (DVM), *function generator* (FG), *variable resistor*, catu daya, komputer, sumber standar Cs-137, surveimeter Inspector+, dan perangkat pemantau lingkungan Ludlum-375.



Gambar 1. Blok diagram rancangan perangkat pemantau radiasi, kelembaban dan suhu

Pengujian pertama dilakukan terhadap modul pengolah sinyal radiasi yang meliputi pembangkit tegangan tinggi, *amplifier* serta SCA. Detektor NaI(Tl) disambungkan ke modul yang diuji, kemudian keluaran tegangan tinggi diukur dengan DVM. Selanjutnya sumber standar diletakkan pada jarak 10 cm di depan detektor, lalu keluaran amplifier beserta SCA diamati dengan *oscilloscope*.

Pengujian yang kedua dilakukan terhadap ADC. Pengujian ini bertujuan untuk mengukur *linearitas* ADC serta hasil konversi digital dari sinyal masukan sinus. Pada pengujian *linearitas*, tegangan DC dengan nilai 0, 0.5, ..., 5V diberikan pada masukan ADC kemudian nilai konversi digitalnya dikirim ke komputer melalui USB. Selanjutnya, *function generator* dengan keluaran pulsa sinus (5 Hz) dihubungkan dengan ADC dan nilai konversi digitalnya dibaca di komputer. Hasil pengujian kemudian diplot untuk diamati.

Tahapan berikutnya adalah pengujian stabilitas *timer* dan *counter*. Pada pengujian ini, keluaran TTL (frekuensi 50Hz, 100Hz, 250Hz, 500Hz, 1kHz, 2.5kHz, 5kHz dan 10kHz) dari *function generator* dihubungkan dengan *frequency meter* dan ke masukan *counter* lalu dicacah selama 2 menit dan hasilnya dikirim ke komputer tiap 5 detik (tiap frekuensi diambil sebanyak 24 data). Dari hasil pencacahan dihitung cacah per detik (cps), kemudian dibandingkan dengan frekuensi sinyal masukan. Kestabilan *timer* dan *counter* dinilai dengan beda cacah (BC, menggambarkan *error* dalam %) dan simpangan relatif (S dalam %), dimana nilainya dihitung dengan persamaan berikut :

$$BC = \frac{(Fs - \mu) \times 100}{Fs} \quad (1)$$

$$S = \frac{\sigma \times 100}{\mu} \quad (2)$$

$F_s$  pada persamaan diatas merupakan nilai frekuensi sebenarnya yang diukur dengan *frequency meter*,  $\mu$  merupakan nilai rata-rata cacah per detik, sedangkan  $\sigma$  adalah nilai standar deviasi dari nilai cps untuk tiap-tiap frekuensi.

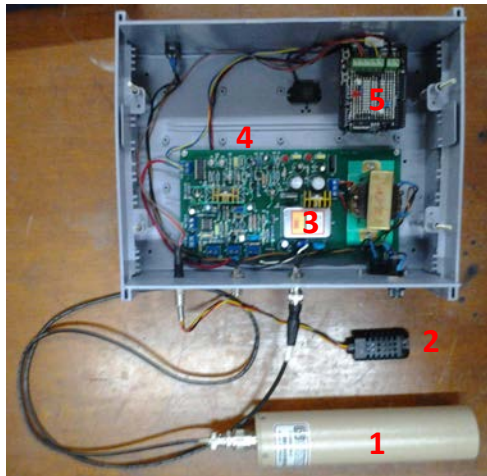
Pada pengujian keempat, dilakukan pengujian terhadap sensor kelembaban dan suhu DHT-21 (kelembaban: 0-100%RH dengan resolusi  $\pm 3\%$  RH, suhu:  $-40^\circ\text{C} \sim +80^\circ\text{C}$  dengan resolusi  $\pm 0.5^\circ\text{C}$ ). Sensor DHT-21 dihubungkan dengan Arduino, lalu dilakukan pengukuran pada suhu kamar. Ketika pengukuran, sensor DHT-21 ditiup, lalu perubahan nilai kelembaban dan suhu diamatai di komputer. Hasil pengukuran suhu juga dibandingkan dengan hasil pengukuran melalui sensor suhu LM-35 pada suhu kamar.

Selanjutnya, dilakukan pengujian terhadap modul pemantau radiasi dengan sumber standar Cs-137. Pada pengujian ini, sumber diletakkan pada jarak 10, 20, 30, 40, 50 dan 60 cm dari detektor NaI(Tl), lalu dilakukan pencacahan selama 2 menit. Dari cacah total dihitung nilai cacah per detik (cps). Kinerja alat juga dibandingkan dengan hasil pengukuran menggunakan *surveimeter Inspector+* dan perangkat monitoring lingkungan Ludlum-375, dengan kondisi pengujian yang sama.

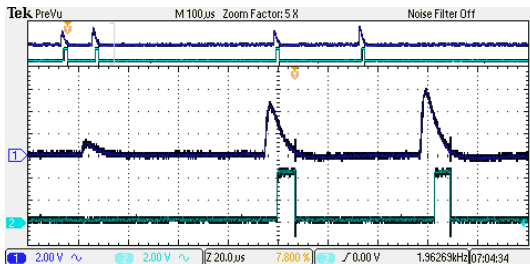
Pengujian terakhir adalah integrasi dan pengujian komunikasi data melalui *Ethernet* dan USB. Pada pengujian ini, semua modul dan sensor diintegrasikan, lalu hasil pengukuran semua sensor dikirim ke komputer melalui *Ethernet* dan USB.

## HASIL DAN PEMBAHASAN

Pada Gambar 2 ditunjukkan foto dari prototip perangkat pemantau radiasi, kelembaban dan suhu yang telah dibuat.



Gambar 2. Prototip perangkat pemantau radiasi, kelembaban dan suhu

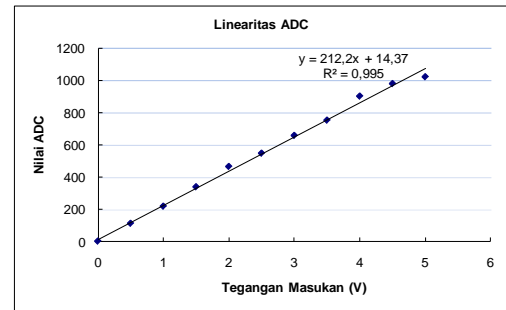


Gambar 3. Keluaran modul amplifier dan SCA pada pengolah sinyal radiasi

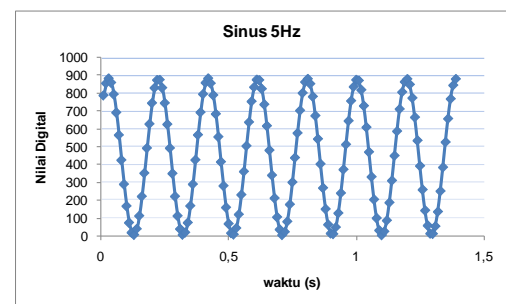
Bagian-bagian dari prototip tersebut terdiri dari (1) detektor NaI(Tl), (2) detektor kelembaban dan suhu DHT-21, (3) pembangkit tegangan tinggi, (4) pengolah sinyal radiasi, (5) modul mikrokontroler Arduino dan komunikasi via *Ethernet*.

Hasil pengujian amplifier dan SCA yang merupakan bagian dari pengolah sinyal radiasi ditunjukkan pada Gambar 3. Dari gambar terlihat sinyal radiasi keluaran amplifier (atas) beserta sinyal TTL keluaran SCA (bawah) yang berbentuk kotak. Pada pengujian ini, tegangan yang diberikan ke detektor sebesar 800V. Keluaran dari pembangkit tegangan tinggi juga diukur dengan *oscilloscope*, dimana dari hasil pengukuran diperoleh variasi dari tegangan tinggi sebesar 800 mV. Nilai variasi yang kecil tersebut (0,1 %), menunjukkan bahwa rangkaian pembangkit

tegangan tinggi sangat stabil sehingga layak digunakan pada perangkat pemantau radiasi yang dikembangkan.



Gambar 4. Hasil pengujian linearitas ADC



Gambar 5. Hasil pengujian ADC dengan inputan sinus 5Hz

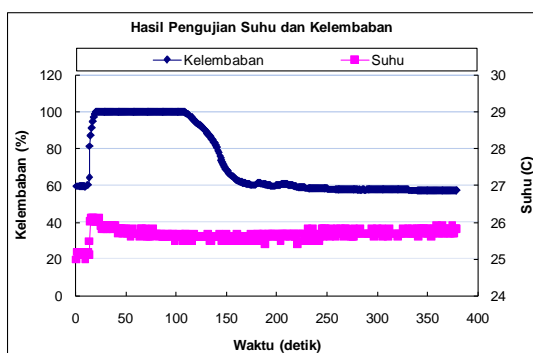
Hasil pengujian linearitas ADC pada board mikrokontroler ditunjukkan pada Gambar 4. Sumbu X merupakan nilai tegangan masukan dalam V, sedangkan sumbu Y merupakan nilai konversi digital dari sinyal masukan. Selanjutnya, Gambar 5 merupakan grafik hasil konversi dari sinyal sinus dengan frekuensi 5 Hz dan amplitudo 2V. Dari segi linearitas, pada masukan dengan tegangan mendekati maksimum (sekitar 4V), terlihat hasil konversi kurang linear, akan tetapi secara keseluruhan linearitasnya cukup baik. Hal ini juga didukung oleh hasil konversi sinyal sinus pada Gambar 5. Kinerja ini sudah cukup untuk pengukuran-pengukuran fenomena seperti suhu maupun kelembaban.

Pengujian selanjutnya yang tidak kalah penting terkait dengan bagian pemantauan radiasi adalah pengujian *timer* dan *counter*. Hasil pengujian ini ditunjukkan pada Tabel 1. Pada pengujian ini hasil pencacahan terhadap pulsa dari *function generator* dianalisis dengan Persamaan (1) dan (2) untuk menilai kestabilan *timer* maupun *counter*

Tabel 1. Hasil pengujian stabilitas *timer* dan *counter*

Freq.	Freq. keluaran	Rerata	$\sigma$	S (%)	Beda cacahan	BC (%)
50	49,42	49,23	0,38	<b>0,77</b>	0,19	0,38
100	100,10	99,63	0,45	0,45	0,47	0,47
250	239,60	238,56	0,59	0,25	1,04	0,43
500	488,10	486,07	0,87	0,18	2,03	0,42
1000	988,50	983,68	1,69	0,17	4,83	<b>0,49</b>
2500	2397,00	2404,53	4,35	0,18	-7,53	-0,31
5000	4890,00	4902,92	8,32	0,17	-12,92	-0,26
10000	9900,00	9923,68	15,97	0,16	-23,67	-0,24

Kolom pertama pada tabel merupakan nilai frekuensi yang disetting, sedangkan kolom kedua merupakan nilai frekuensi sebenarnya yang diukur dengan *frekuensi meter*. Pada kolom ketiga ditampilkan hasil rata-rata cacahan per detik hasil pengukuran prototip, dan pada kolom keempat ditampilkan nilai simpangan relatif (kolom S pada tabel) dapat disimpulkan bahwa *timer* maupun *counter* mempunyai kestabilan yang baik dengan simpangan relatif maksimum 0,77 %. Nilai cacahan yang terbaca oleh *counter* juga hampir sama (persen error -0,31 % ~ 0,49 %) dengan frekuensi dari sinyal yang dikeluarkan oleh *function generator*.

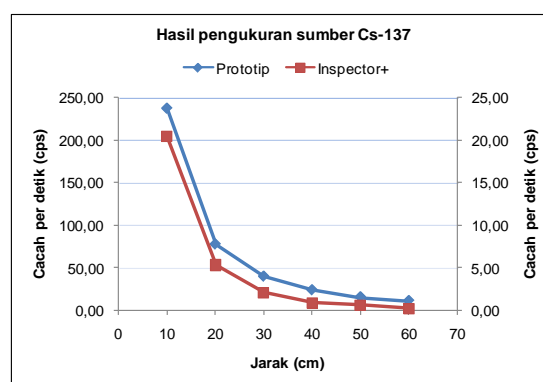


Gambar 6. Hasil pengukuran kelembaban dan suhu

Grafik pada Gambar 6 merupakan hasil pengujian terhadap bagian sensor kelembaban maupun suhu (DHT-21). Pengujian dilakukan di ruangan laboratorium dengan fasilitas *air-conditioner* (AC) terpusat. Sumbu X adalah waktu pengukuran dalam detik, sumbu Y1 menunjukkan nilai kelembaban relatif (%), sedangkan sumbu Y2

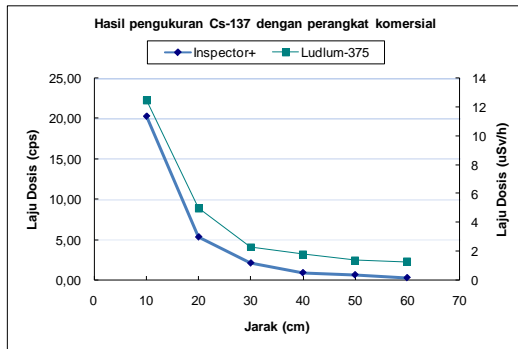
menunjukkan nilai suhu dalam derajat celsius. Dari grafik terlihat bahwa kelembaban pada ruangan sebesar 60%, sedangkan suhu ruangan sebesar 25,2°C. Ketika sensor ditiup (detik ke-15), terlihat peningkatan kelembaban sampai mencapai nilai 100% dan suhu mencapai nilai 26,1°C. Hal ini disebabkan oleh adanya kandungan uap air dalam nafas dan suhunya pun lebih tinggi dari suhu ruangan. Hasil ini menunjukkan bahwa sensor kelembaban dan suhu bekerja dengan baik.

Bacaan sensor suhu DHT-21 juga dibandingkan dengan bacaan dari sensor LM-35 yang dihubungkan ke ADC kanal 0. Hasil pengukuran pada suhu ruangan menunjukkan bahwa bacaan sensor DHT-21 sebesar 26,6°C sedangkan bacaan sensor suhu LM-35 sebesar 26,9°C. Perbedaan sebesar 0,3°C tersebut masih dalam batas normal karena akurasi dari pembacaan suhu untuk sensor LM-35 maupun DHT-21 sebesar 0,5°C.



Gambar 7. Komparasi hasil pengukuran radiasi antara prototip dan Inspector+





Gambar 8. Komparasi hasil pengukuran radiasi antara Inspector+ dan Ludlum-375

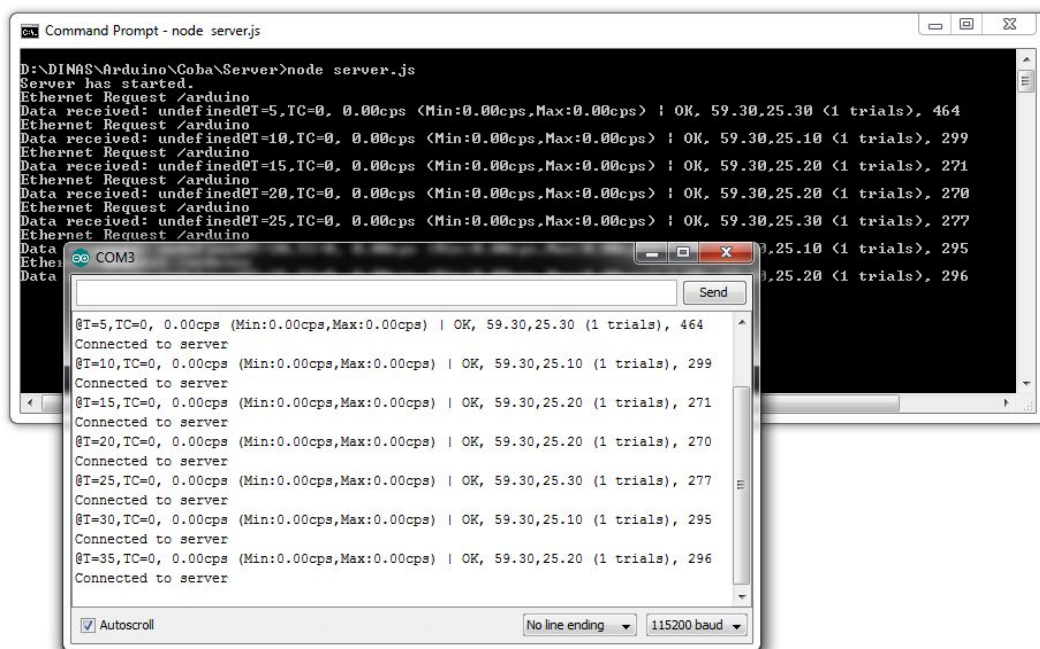
Pengujian selanjutnya adalah pengujian bagian pendeteksi radiasi. Pada pengujian ini, hasil dari prototip dengan detektor NaI(Tl) dibandingkan dengan hasil dari surveimeter Inspector+ dan perangkat monitoring lingkungan Ludlum-375 yang menggunakan detektor GM. Gambar 7 dan Gambar 8 merupakan grafik perbandingan hasil dari masing-masing perangkat. Sumbu X merupakan jarak antara detektor dengan sumber radiasi Cs-137, sumbu Y1 (dan sumbu Y2 pada Gambar 7) menunjukkan nilai cacah per detik (cps), dan sumbu Y2 pada Gambar 8 menunjukkan laju dosis dalam satuan uSv/h. Hasil pengukuran prototip maupun surveimeter terukur dalam satuan cps, sedangkan untuk perangkat monitoring lingkungan dalam uSv/h.

Berdasarkan grafik, terlihat bahwa semakin jauh sumber radiasi, maka radasinya semakin

menurun. Selanjutnya, jika dilihat dari perbandingan nilai pada tiap-tiap jarak, nilainya menunjukkan kecenderungan yang sama, sehingga dapat disimpulkan bahwa kinerja dari prototip yang dikembangkan hampir sama dengan kinerja dari dua perangkat komersial lainnya.

Adanya perbedaan jenis detektor antara prototip yang menggunakan NaI(Tl) dan surveimeter yang menggunakan detektor GM, mengakibatkan adanya perbedaan pada nilai cps, dimana pada prototip nilainya mencapai hampir 10 kali lipat dari nilai cps pada surveimeter. Hal ini terjadi karena detektor NaI(Tl) mempunyai sensitivitas yang lebih tinggi dibandingkan dengan detektor GM.

Pada Gambar 9 ditunjukkan hasil pengujian komunikasi data antara perangkat dan komputer melalui USB serta *Ethernet*. Dalam pengujian dengan *Ethernet*, data dikirim ke komputer melalui *Hypertext Transfer Protocol* (HTTP), dan di komputer data diterima melalui program yang dijalankan pada server NodeJS. Dari *screenshot* pada Gambar 9, terlihat bahwa data yang terkirim identik antara pengiriman melalui USB dengan *Ethernet*, sehingga pengujian dianggap berhasil. Dengan adanya fasilitas pengiriman data melalui USB dan *Ethernet* memungkinkan untuk menghubungkan prototip yang dibuat dengan sistem monitoring tersentralisasi baik secara langsung melalui USB maupun melalui jaringan internet apabila terpisah sangat jauh.



Gambar 9. Hasil pengujian komunikasi data melalui USB dan Ethernet



## KESIMPULAN

Prototip perangkat pemantauan radiasi, kelembaban dan suhu sudah dibuat dan dilakukan uji fungsi serta uji kinerja. Hasil pengujian pembangkit tegangan tinggi, pengolah sinyal radiasi, *timer* dan *counter*, ADC, serta modul komunikasi menunjukkan bahwa perangkat bekerja dengan baik. Pengujian *timer* dan *counter* dengan *function generator* menunjukkan bahwa prototip mempunyai kestabilan yang baik dengan nilai simpangan relatif dibawah 0,77% dan persen error -0,31 % ~ 0,49 %. Selanjutnya, berdasarkan perbandingan dengan dua perangkat monitoring radiasi komersial, diperoleh bahwa prototip yang dibuat mempunyai kinerja yang sebanding dengan perangkat komersial. Selain itu, diperoleh juga bahwa detektor NaI(Tl) yang digunakan pada prototip mempunyai sensitivitas yang lebih tinggi dengan detektor GM pada surveimeter, dimana hasil pengukuran cps terhadap sumber standar Cs-137 mencapai 10 kalinya pada pengukuran dengan prototip yang dibuat. Kedepannya, terhadap perangkat yang dikembangkan perlu dilakukan kalibrasi di laboratorium yang terakreditasi dan ditindaklanjuti dengan uji lapangan untuk memantau fasilitas penyimpanan limbah radioaktif secara kontinyu.

## DAFTAR PUSTAKA

- [1]. ANA MARIA S. BRAGHIROLI, WILLIAM WAISSMANN, JULIANA BATISTA DA SILVA, GONÇALO R. DOS SANTOS, *Production of iodine-124 and its applications in nuclear medicine*, Applied Radiation and Isotopes, Volume 90, August 2014, pp. 138-148.
- [2]. M.S. RAPAPORT, A. GAYER, *Application of gamma ray computed tomography to nondestructive testing*, NDT & E International, Volume 24, Issue 3, June 1991, pp. 141-144.
- [3]. VICTOR J. ORPHAN, ERNIE MUENCHAU, JERRY GORMLEY, REX RICHARDSON, *Advanced  $\gamma$  ray technology for scanning cargo containers*, Applied Radiation and Isotopes, Volume 63, Issues 5-6, November-December 2005, Pages 723-732.
- [4]. HENDIG WINARNO, ERMIN KATRIN W. WISNURAHADI DAN SWASONO R. TAMAT, *Dosis iradiasi optimum pada pengawetan simplisia kulit batang mahkota dewa (Phaleria macrocarpa (Scheff) Boerl.) sebagai antikanker*, J. Ilmiah AI & R Vol. 6 No. 1 Juni 2010, hal. 1-16.
- [5]. SAHAT M. PANGGABEAN, *Pengelolaan limbah radioaktif cair di Pusat Pengembangan Pengelolaan Limbah Radioaktif*, Buletin Limbah Vol. 5 (1), 2000, pp. 51-53.
- [6]. BAPETEN, Keputusan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor : 03/Ka-BAPETEN/V-99 tentang Ketentuan Keselamatan untuk Pengelolaan Limbah Radioaktif, 1999
- [7]. ADI WIJAYANTO, L. KWIN PUDJIASTUTI, I PUTU SUSILA, EKO ADI SETIAWAN, *Rancang Bangun Sistem Telemonitoring Paparan Radiasi Secara Kontinyu dan Terpusat Berbasis Komputer pada Instalasi Pengolahan Limbah Radioaktif*, Prosiding Seminar Penelitian dan Pengelolaan Perangkat Nuklir, PTAPB 2011, pp. 299-309.
- [8]. ADI WIJAYANTO, L. KWIN PUDJIASTUTI, I. PUTU SUSILA, *Pembuatan Database Berbasis MySQL Server Pada Sistem Pemantau Radiasi Terpusat Instalasi Pengolahan Limbah Radioaktif*, Lokakarya Komputasi dalam Sains dan Teknologi Nuklir, 10 Oktober 2012 (142-156).
- [9]. SE International, Inspector+ User Manual.
- [10]. Ludlum Measurements Inc., Model-375 Digital Wall-Mount Area Monitor, 2014

## PEMBUATAN POT RAMAH LINGKUNGAN DARI KOMPOSIT LIMBAH TAPIOKA MENGGUNAKAN TEKNOLOGI RADIASI

Sudradjat Iskandar

Pusat Aplikasi Isotop dan Radiasi - BATAN  
Jl. Lebakbulus Raya No. 49 JKSKL Jakarta 12070

### ABSTRAK

**PEMBUATAN POT RAMAH LINGKUNGAN DARI KOMPOSIT LIMBAH TAPIOKA MENGGUNAKAN TEKNOLOGI RADIASI.** Upaya untuk mengurangi masalah limbah plastik yang sulit terurai dilingkungan, telah dilakukan kegiatan penelitian pembuatan pot ramah lingkungan dari limbah tapioka menggunakan teknologi radiasi. Terlebih dahulu limbah tapioka berupa gel dicampur dengan lateks alam, monomer metil metakrilat dan bahan pengemulsi untuk dibuat emulsi, kemudian diiradiasi dengan sinar gamma dari sumber Kobalt-60. Kopolimer iradiasi yang terbentuk selanjutnya dikeringkan, kemudian dicampur dengan polietilen densitas rendah linier (LLDPE), TiO<sub>2</sub>, bahan pewarna dan maleat anhidrat. Komposit limbah tapioka yang terbentuk selanjutnya dicacah, dibuat bijih plastik dan dibuat pot ramah lingkungan menggunakan mesin cetak injeksi pada suhu 180-210°C. Komposit pot ramah lingkungan yang dihasilkan memiliki kekuatan tarik maksimum sebesar 103 Kgf/cm<sup>2</sup>, perpanjangan putus 152 %, ketahanan sobek sebesar 41 kgf/cm, kekerasan 91 Shore A, kadar air 0,78 % dan pot ramah lingkungan dapat terurai sempurna di dalam tanah dalam waktu 2 bulan.

**Kata kunci :** Proses pembuatan, pot ramah lingkungan, limbah tapioka, teknologi radiasi.

### ABSTRACT

**THE PROCESS MANUFACTURING OF BIODEGRADABLE POT FROM TAPIOCA WASTE COMPOSITE USING RADIATION TECHNOLOGY.** The efforts to reduce plastic waste problems in the environment, research activities of biodegradable pot manufacturing from tapioca waste using radiation technology has been done. Firstly tapioca waste gel mixed with natural rubber latex, methyl methacrylate monomer and emulsifier to obtain emulsion, the emulsion then irradiated with gamma ray from Cobalt-60 source. The irradiated copolymer obtained then dried and blended with linear low density polyethylene (LLDPE), TiO<sub>2</sub>, maleic anhydride, and pigment, the tapioca waste composites resulted then crushed, it's made plastic pellet and molded to obtain biodegradable pot using injection molding machine at temperature of 180-210°C. The composite resulted has a maximum tensile strength 103 Kgf/cm<sup>2</sup>, elongation at break 152 %, tear resistance 41 kgf/cm, hardness 91 Shore A, the water content 0.78 % and the pot perfectly biodegradable in the ground within 2 months.

**Key words :** Manufacturing process, biodegradable pot, tapioca waste, radiation technology.

### PENDAHULUAN

Plastik merupakan bahan yang sangat berguna bagi keperluan manusia, baik untuk keperluan industri maupun rumah tangga. Kebutuhan plastik akan terus meningkat sejalan dengan perkembangan jumlah penduduk dan kemajuan teknologi. Akan tetapi plastik yang ada pada umumnya terbuat dari bahan bakar minyak yang tidak hemat energi, juga tidak ramah lingkungan [1]. Plastik umumnya tidak bersifat hidropilik sehingga jasad renik sukar untuk hidup dan mendegradasi plastik. Menurut data dinas kebersihan DKI tahun 2008, sampah kota Jakarta sekitar 6000 ton perhari dan sekitar 13,25% merupakan sampah plastik yang sulit terurai di alam. Plastik yang tidak mudah terurai secara alami mengakibatkan terjadinya penumpukan limbah dan menjadi penyebab pencemaran dan kerusakan lingkungan hidup. Untuk mengurangi masalah limbah plastik tersebut beberapa peneliti telah melakukan beberapa kegiatan penelitian,

diantaranya; A. Rasyidi Fachry dan Adhestya Sartika [2] melakukan penelitian dengan pemanfaatan limbah kulit udang dan limbah kulit ari singkong sebagai bahan baku pembuatan plastik *Biodegradable*. M. Hasan [3] melakukan pembuatan termoplastik ramah lingkungan berbasis khitosan melalui penambahan *refined bleached and deodorized palm oil* (RBDPO) dan gliserol sebagai pemlastis. I Made Dani Pradipta dan Lizda JoharMawarani [4] melakukan pembuatan dan karakterisasi polimer ramah lingkungan berbahan dasar glukomanan umbi porang. Argo Khoirul Anas dkk. [5] meneliti pengaruh variasi massa umbi ganyong (*Canna edulis*) pada pembuatan dan karakterisasi plastik *biodegradable* ramah lingkungan berbahan dasar umbi ganyong. Fauzi Akbar d.k.k. [6] meneliti pengaruh waktu simpan film plastik biodegradasi dari pati kulit singkong terhadap sifat mekanikalnya. Arief Wahyu Utomo d.k.k. [7] meneliti pengaruh suhu dan lama pengeringan terhadap karakteristik fisikokimiawi plastik *biodegradable* dari komposit pati lidah buaya

(*Aloe vera*)-kitosan. Pusat Aplikasi Isotop dan Radiasi, BATAN telah meneliti proses kopolimerisasi tepung tapioka dan karet alam pada polimetilmetakrilat dengan teknik radiasi, menghasilkan kopolimer yang dapat terurai sempurna di dalam tanah dalam waktu 6 bulan [8], namun kopolimernya hanya dapat dicetak menjadi produk menggunakan mesin cetak hidrolik yang membutuhkan waktu pencetakan yang relatif lama. Pada makalah ini diteliti penggunaan polietilen densitas rendah linier yang memiliki indeks alir lelehan yang cukup tinggi, sehingga komposit yang dihasilkan dapat dicetak menjadi produk menggunakan mesin cetak injeksi yang memiliki kecepatan proses pencetakan yang relatif tinggi.

Data pada Badan Pusat Statistik dan Deptan tahun 2008 menyatakan bahwa realisasi produksi singkong Indonesia untuk tahun 2007 sebanyak 18,95 juta ton dan target produksi untuk tahun 2008 sebesar 21,1 juta ton. Onggok merupakan limbah padat industri tapioka masih mengandung pati cukup tinggi yaitu 63 %. Badan Penelitian dan Pengkajian Teknologi Indonesia menyatakan bahwa kandungan pati pada ampas tapioka sebesar 67,8 %.

Limbah padat industri tapioka atau onggok cukup melimpah dan masih belum dimanfaatkan secara optimal. Onggok dalam keadaan kering mengandung 0,01% asam sianida, sedangkan kandungan gizi adalah 3,6% protein kasar, serat kasar 2,19%, lemak kasar 0,033%, Ca 0,01%, phosphor 0,033%. Onggok diproses lebih lanjut melalui pengeringan dan penggilingan menjadi tepung asia. Besarnya jumlah tepung asia yang dihasilkan tersebut memiliki potensi untuk dimanfaatkan lebih lanjut. Upaya untuk memanfaatkan limbah tapioka lebih berdaya guna, pada kegiatan penelitian ini limbah tapioka kering atau tepung asia dimanfaatkan sebagai bio-degradable inisiator.

Pada Makalah ini dibahas pembuatan pot plastik dari komposit limbah tapioka hasil *blending* kopolimer limbah tapioka-polimetil metakrilat-karet alam dengan polietilen densitas rendah linier, aditif dan bahan pengisi. Faktor

yang diamati diantaranya pengaruh komposisi terhadap sifat mekanik dan biodegradasinya.

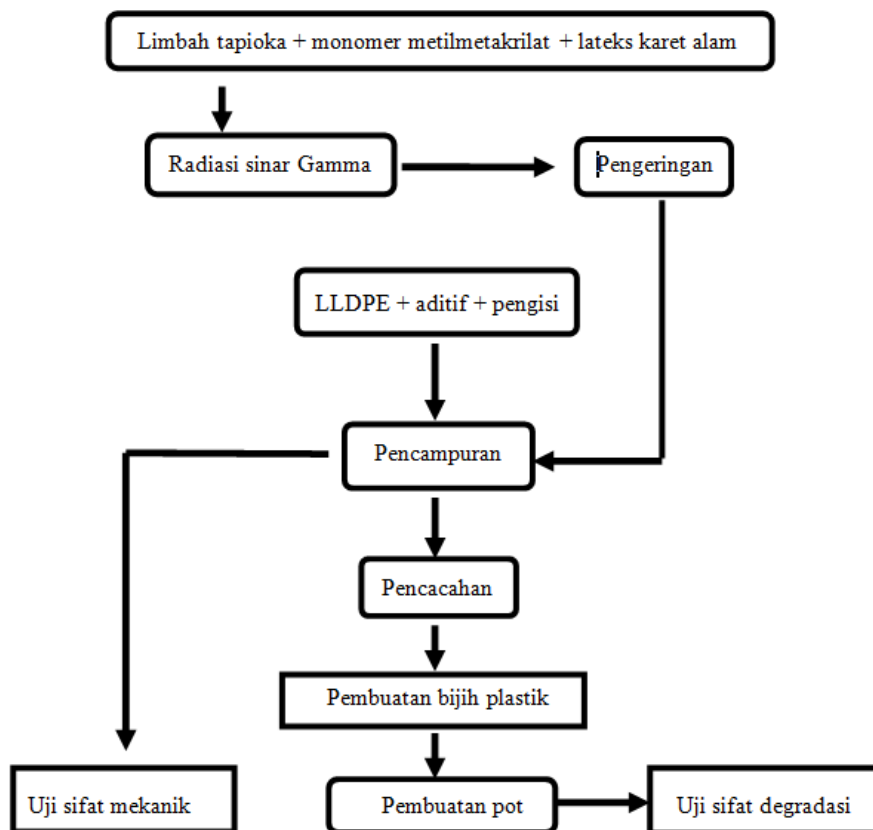
## TATA KERJA

**Bahan.** Limbah tapioka diperoleh dari pabrik limbah tapioka Bogor. Lateks karet alam diperoleh dari perkebunan Jalupang, PTP XI Nusantara. Monomer metilmetakrilat dipakai dengan kualitas teknis diperoleh dari PT Yustus. Tween 20 dipakai sebagai bahan pengemulsi. TiO<sub>2</sub> dipakai sebagai bahan pengisi. Pewarna, asam stearat, maleat anhidrat, minyak silikon, *Irganox 1076* dipakai sebagai aditif. Polietilen densitas rendah linier (LLDPE = *linier low density polyethylene*) digunakan sebagai bahan penguat.

**Metode.** Secara garis besar tata kerja penelitian ditunjukkan pada Gambar 1. Pertama dibuat kopolimer iradiasi limbah tapioka-MMA-karet alam (LTMK) dengan cara meradiasi emulsi limbah tapioka, monomer metil metakrilat, lateks karet alam dan bahan pengemulsi pada dosis iradiasi 5 kGy, dan emulsi iradiasi yang dihasilkan kemudian dikeringkan. Selanjutnya kopolimer LTMK kering dicampur (*blending*) dengan polietilen densitas rendah linier (LLDPE), aditif dan bahan pengisi. Campuran yang terbentuk kemudian dicacah, sebagian diuji sifat mekaniknya, komposit hasil cacahan dibuat bijih plastik dengan menggunakan alat ekstruder dan *pelletizer*. Bijih plastik yang terbentuk kemudian dibuat pot menggunakan mesin cetak injeksi pada suhu 180°C-210°C, dan diuji sifat degradabilitasnya.

**Uji sifat fisik.** Pengujian sifat fisik seperti kekuatan tarik, perpanjangan putus dan ketahanan sobek dilakukan dengan menggunakan alat Strograph-R1 berdasarkan pada ASTM D 412 dengan kecepatan 100 mm/menit. Sedangkan kekerasan diukur dengan menggunakan alat *Zwick hardness tester* berdasarkan pada ISO/R686.

**Uji degradasi.** Pengujian degradasi dilakukan dengan menghitung persentase selisih berat sebelum dan setelah dikubur di dalam tanah selama 2 bulan.



Gambar 1. Diagram analisis pembuatan pot plastik ramah lingkungan.

## HASIL DAN PEMBAHASAN

### *Pengaruh penambahan LLDPE*

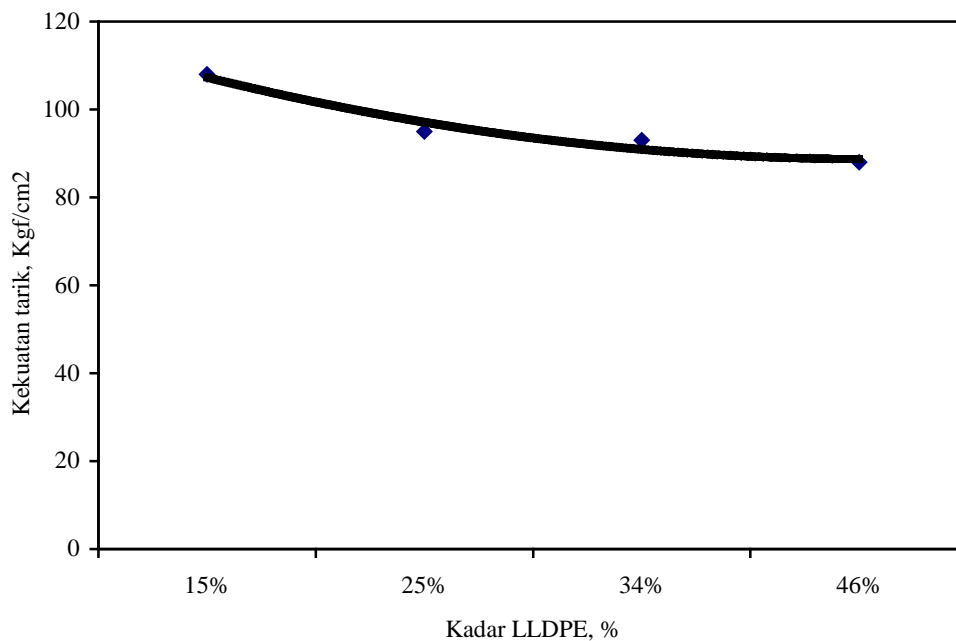
Hubungan pengaruh LLDPE terhadap kekuatan tarik komposit LTMK-LLDPE ditunjukkan pada Gambar 2. Terlihat pada gambar tersebut bahwa kekuatan tarik komposit LTMK-LLDPE berkurang dengan bertambahnya LLDPE masing-masing dari 108 Kgf/cm<sup>2</sup> pada komposit LTMK-LLDPE yang mengandung LLDPE sebanyak 15% menjadi 95 Kgf/cm<sup>2</sup> pada penambahan LLDPE sebanyak 25%, dan menjadi 93 Kgf/cm<sup>2</sup> pada penambahan LLDPE sebanyak 41%, kemudian menjadi 88 Kgf/cm<sup>2</sup> dengan penambahan LLDPE sampai 46%. Komposit LTMK-LLDPE yang memiliki kekuatan tarik maksimum diteliti lebih lanjut.

Bertambah dan berkurangnya kekuatan tarik komposit LTMK-LLDPE tersebut erat hubungannya dengan perubahan struktur molekul

kopolimer, hal ini telah dijelaskan pada makalah sebelumnya [8]. Secara matematik dirumuskan dengan persamaan sebagai berikut:

$$\sigma = RTv [(\lambda) - (1/\lambda^2)]$$

Dimana  $\sigma$  adalah modulus film kopolimer,  $v$  adalah jumlah ikatan silang per centimeter kubik,  $R$  dan  $T$  adalah konstanta gas dan suhu absolut, dan  $\lambda$  adalah nilai perpanjangan (pada perpanjangan 100% nilainya = 2, pada 200% nilainya = 3, dst.). Dengan persamaan tersebut, maka pada perpanjangan tertentu nilai modulus akan naik bila nilai  $v$ , jumlah ikatan silang antara molekulnya bertambah. Proses termomekanik dapat menghasilkan radikal bebas dan menyebabkan terjadi reaksi ikatan silang antara molekul.



Gambar 2. Pengaruh LLDPE terhadap kekuatan tarik komposit LTMK-LLDPE.

*Pengaruh penambahan TiO<sub>2</sub>*

TiO<sub>2</sub> berfungsi sebagai bahan pengisi dan pewarna putih. Hubungan pengaruh TiO<sub>2</sub> terhadap kekuatan tarik, perpanjangan putus, ketahanan sobek, kekerasan dan kadar air komposit LTMK-LLDPE yang mengandung LLDPE sebanyak 15% ditunjukkan pada Tabel 1. Tabel tersebut menunjukkan bahwa kekuatan tarik, perpanjangan putus dan kadar air komposit LTMK-LLDPE cenderung menurun, masing-masing dari 108 Kgf/cm<sup>2</sup>, 178% dan 1,17% sebelum penambahan TiO<sub>2</sub> menjadi 97 Kgf/cm<sup>2</sup>,

132% dan 0,77% pada penambahan TiO<sub>2</sub> sebanyak 8%, kemudian menjadi 96 Kgf/cm<sup>2</sup>, 142 % dan 0,83% pada penambahan TiO<sub>2</sub> sebanyak 16%, kemudian menjadi 89 Kgf/cm<sup>2</sup>, 107% dan 0,72% pada penambahan TiO<sub>2</sub> sebanyak 32% . Sedangkan ketahanan sobek dan kekerasannya tidak menunjukkan pengaruh nyata. Hal ini kemungkinan berhubungan dengan faktor ikatan molekular campuran kopolimer LTMK-LLDPE, selain itu kemungkinan TiO<sub>2</sub> tidak kompatibel dengan komposit LTMK-LLDPE.

Tabel 1. Pengaruh TiO<sub>2</sub> terhadap kekuatan tarik (KT), perpanjangan putus (PP), ketahanan sobek (KS), kekerasan (K) dan kadar air (KA) komposit LTMK-LLDPE.

Kadar TiO <sub>2</sub> , %	KT Kgf/cm <sup>2</sup>	PP (%)	KS Kgf/cm	K (Shore A)	KA (%)
0	108	178	44	89	1,17
8	97	132	44	89	0,77
16	96	142	46	89	0,83
24	89	107	45	90	0,72

*Pengaruh penambahan zat warna*

Hubungan pengaruh penambahan zat warna terhadap kekuatan tarik, perpanjangan putus,

ketahanan sobek, kekerasan dan kadar air komposit LTMK-LLDPE dengan kadar LLDPE sebanyak 15%, maleat anhidrat 0,45% dan TiO<sub>2</sub>



5% ditunjukkan pada Tabel 2. Dari tabel tersebut terlihat penambahan zat warna sedikit meningkatkan kekuatan tarik dan perpanjangan putus komposit LTMK-LLDPE masing-masing dari 74 kgf/cm<sup>2</sup> dan 96% sebelum ditambah zat warna menjadi 93 kgf/cm<sup>2</sup> dan 126% setelah penambahan zat warna sebanyak 1,35%, dan menjadi 96 kgf/cm<sup>2</sup> dan 161% setelah penambahan zat warna sebanyak 4,5%, dan menjadi 103 kgf/cm<sup>2</sup> dan 152% setelah penambahan zat warna sebanyak 9%, sedangkan

kekerasan, ketahanan sobek dan kadar air kopolimer tidak terlihat signifikan perubahannya. Peningkatan kekuatan tarik maksimum sebesar 103 kgf/cm<sup>2</sup> diperoleh pada penambahan zat warna sebanyak 9%, sedangkan peningkatan perpanjangan putus maksimum sebesar 161% diperoleh pada penambahan zat warna sebanyak 4,5%. Peningkatan kekuatan tarik dan perpanjangan putus komposit LTMK-LLDPE, kemungkinan disebabkan zat warna kompatibel dengan komposit.

Tabel 2. Pengaruh zat warna terhadap kekuatan tarik (KT), perpanjangan putus (PP), ketahanan sobek (KS), kekerasan (K) dan kadar air (KA) komposit LTMK -LLDPE.

Komposisi z.wrn, %	KT (kgf/cm <sup>2</sup> )	PP (%)	KS (kgf/cm)	K (shore A)	KA (%)
0,00	74	96	39	89	0,96
1,35	93	126	43	91	0,91
4,50	95	161	41	90	0,77
<b>9,00</b>	<b>103</b>	<b>152</b>	<b>41</b>	<b>89</b>	<b>0,78</b>

#### Uji degradabilitas pot

Foto pot sebelum dan sesudah dikubur dalam tanah selama 10 hari ditunjukkan pada Gambar 3. Dari foto tersebut terlihat pot terdegradasi 32% setelah dikubur 10 hari dan setelah penguburan di dalam tanah selama 2 bulan, pot terurai sempurna, terurainya pot tersebut disebabkan oleh bakteri *Aspergillus niger* atau dimakan rayap, hal ini telah dijelaskan pada makalah sebelumnya [8].



Gambar 3. Pot sebelum dan setelah dikubur dalam tanah selama 10 hari

#### KESIMPULAN

Dari data hasil penelitian dapat disimpulkan bahwa sifat mekanik komposit LTMK-LLDPE dipengaruhi oleh kandungan LLDPE, TiO<sub>2</sub> dan zat warna. Komposit LTMK-LLDPE ramah lingkungan yang dihasilkan memiliki kekuatan tarik maksimum sebesar 103 Kgf/cm<sup>2</sup>, perpanjangan putus 152 %, ketahanan sobek sebesar 41 kgf/cm, kekerasan 91 Shore A, kadar air 0,78 % dan pot yang terbentuk dari komposit tersebut dapat terurai sempurna di dalam tanah dalam waktu 2 bulan.

#### UCAPAN TERIMA KASIH

Penulis mengucapkan terima kasih kepada Sdr. Armanu, Edi Mulyana dan Bonang yang telah membantu dalam pelaksanaan penelitian ini, khususnya dalam meradiasi sampel.

## PUSTAKA

- [1]. ANONIM, Pengemas Ramah Lingkungan, Cakrawala, Suplemen Pikiran Rakyat Khusus IPTEK, <http://www.pikiranrakyat.com/cetak/0403/17/cakrawala/utama2.htm>
- [2]. FACHRY, A RASYIDI, SARTIKA ADHESTYA, 2012. Pemanfaatan Limbah Kulit Udang dan Limbah Kulit Ari Singkong Sebagai Bahan Baku Pembuatan Plastik *Biodegradable*, Jurnal Teknik Kimia No. 3, Vol. 18
- [3]. HASAN, M, 2012. Pembuatan Termoplastik Ramah Lingkungan Berbasis Khitosan Melalui Penambahan *Refined Bleached And Deodorized Palm Oil* (RBDPO) dan Gliserol Sebagai Pemplastis, Jurnal Ilmiah Pendidikan Biologi, Biologi Edukasi Vol 4, Nomor 2 100-103
- [4]. PRADIPTA, IMADE DANI; MAWARANI LIZDA JOHAR, 2012. Pembuatan dan Karakterisasi Polimer Ramah Lingkungan Berbahan Dasar Glukomanan Umbi Porang, Prosiding Pertemuan Ilmiah Ilmu Pengetahuan dan Teknologi Bahan, Serpong
- [5]. ANAS, ARGO KHOIRUL; SALMA, ATIKA; NUGROHO, FIRMAN; LINGUISTIKA, YULIA; FILINORISTI, WINNY, 2012. Pengaruh Variasi Massa Umbi Ganyong (*Canna edulis*) pada Pembuatan dan Karakterisasi Plastik *Biodegradable* Ramah Lingkungan Berbahan Dasar Umbi Ganyong, Prosiding Seminar Nasional Penelitian, Pendidikan dan Penerapan MIPA, Fakultas MIPA, Universitas Negeri Yogyakarta, 2
- [6]. AKBAR, FAUZI; ANITA, ZULISMA; HARAHAH, HAMIDAH, 2013. Pengaruh Waktu Simpan Film Plastik Biodegradasi dari Pati Kulit Singkong Terhadap Sifat Mekanikalnya, Jurnal Teknik Kimia USU, Vol. 2, No. 2
- [7]. UTOMO, ARIEF WAHYU; ARGO, BAMBANG DWI; HERMANTO, MOCHAMAD BAGUS, 2013. Pengaruh Suhu dan Lama Pengeringan Terhadap Karakteristik Fisikokimiawi Plastik *Biodegradable* dari Komposit Pati Lidah Buaya (*Aloe Vera*)-Kitosan, Jurnal Bioproses Komoditas Tropis Vol. 1 No. 1
- [8]. ISKANDAR, S., 2011. Graft Copolymerization of Methyl Methacrylate Monomer onto Starch and Natural Rubber Latex Initiated by Gamma Irradiation, Atom Indonesia Journal, 37, 1, 24-28

## **SENSOR KIMIA BENTUK STIK *N,N*-DIETHYL-*P*-PHENYLENEDIAMINE (DPD) UNTUK DETEKSI KADAR KLOORIN DALAM AIR MINUM**

**Teguh Hari Sucipto, Indra Sudrajat, Ganden Supriyanto,  
Ainur Roziqin, Siti Maryam, Alfinda Novi Kristanti**  
Departemen Kimia, Fakultas Sains dan Teknologi, Universitas Airlangga

### **ABSTRAK**

SENSOR KIMIA BENTUK STIK *N,N*-DIETHYL-*P*-PHENYLENEDIAMINE (DPD) UNTUK DETEKSI KADAR KLOORIN DALAM AIR MINUM. Pada penelitian ini telah dilakukan pembuatan sensor kimia bentuk stik untuk mendeteksi kadar klorin dalam air minum. Sensor kimia ini menggunakan reagen *N,N* dietil-*p*-fenilendiamin. Tujuan penelitian ini adalah untuk mengetahui kemampuan reagen *N,N* dietil-*p*-fenilendiamin untuk mendeteksi klorin, mengetahui konsentrasi optimum reagen proses pengukuran klorin, menentukan parameter validasi diantaranya adalah limit deteksi, presisi, persen akurasi, dan sensitivitas. Pada penelitian ini diperoleh limit deteksi sebesar 0,1106 ppm, persen akurasi sebesar 102,776, presisi sebesar 3,8214 dan sensitivitas sensor sebesar 0,7268. Hasil yang diperoleh penentuan reagen optimum adalah 3% dan pH optimum adalah 9.

Kata Kunci : sensor kimia, *N,N* dietil-*p*-Fenilendiamin, Klorin, Air PAM

### **ABSTRACT**

THE STICK CHEMICAL SENSOR *N,N*-DIETHYL-*P*-PHENYLENEDIAMINE (DPD) TO DETECT THE LEVEL OF CHLORINE IN THE DRINKING WATER. *This study aims to produce the stick chemical sensor to detect the level of chlorine in the drinking water. This chemical sensor used the reagent N,N-diethyl-p-phenylenediamine. The objectives of this study were to detect chlorine, to find out the optimum concentration of reagent in the process of chlorine's measurement, to determine the parameter of validity, the detection limit, precision, accuracy, and sensitivity. The results obtained of this study showed that is the detection limit 0,11 ppm, 102, 776 % of percent accuracy, 3,82% of precision and 0,7268 L/mg of sensitivity. The result obtained for the optimum reagent was 2% and the optimum pH was 9.*

*Keywords: chemical sensor, N,N-Diethyl-p-Phenylenediamine, chlorine, drinking water*

### **PENDAHULUAN**

Air mempunyai peran sangat penting untuk memenuhi kebutuhan masyarakat, baik untuk kebutuhan rumah tangga maupun industri. Air merupakan kebutuhan yang paling utama untuk kehidupan. Di kota besar, kebutuhan air diperoleh melalui PAM (Perusahaan Air Minum) ataupun PDAM (Perusahaan Daerah Air Minum). Untuk memenuhi kebutuhan air bersih di kota besar dan untuk mendapatkan kualitas air yang layak, diperlukan proses penjernihan dan desinfeksi terhadap bakteri, khususnya bakteri patogen. Proses yang sering digunakan untuk desinfeksi adalah klorinasi. Proses ini banyak digunakan karena klorin efektif sebagai desinfektan dan harganya terjangkau [1].

Klorin merupakan bahan utama pada proses desinfeksi pada pengolahan air. Penambahan klorin dalam air dapat merusak struktur sel bakteri sehingga bakteri akan mati. Penambahan klorin pada air yang bersuhu lebih dari 18<sup>0</sup>C, memerlukan waktu kontak kurang lebih 30 menit. Jika suhu air lebih rendah maka waktu kontak harus ditingkatkan. Oleh sebab itu pada proses desinfeksi, klorin ditambahkan ke air

segera setelah air dimasukkan ke tangki dalam penyimpanan atau pipa penyalur supaya zat klorin tersebut mempunyai cukup waktu untuk bereaksi dengan air. Efektivitas klorin dipengaruhi juga oleh pH air. Klorinasi tidak akan efektif jika pH air lebih dari 7.2 atau kurang dari 6.8 [2].

Kebutuhan klorin yang digunakan untuk pengolahan air dalam jumlah cukup tidak akan membahayakan kesehatan manusia. Namun demikian pemakaian klorin yang berlebihan akan menyebabkan adanya sisa klorin dalam air yang disebut sebagai klorin bebas. Klorin bebas akan tetap berada dalam air dan dapat membahayakan kesehatan manusia [2]. Jika mengkonsumsi air yang mengandung klorin dalam jangka panjang dapat menyebabkan kanker kandung kemih, pada ibu yang hamil menyebabkan kelahiran bayi cacat bahkan dapat menggugurkan kandungan dan bisa menyebabkan kerusakan pada ginjal dan hati [3].

Dari uraian di atas dapat diketahui bahwa pengukuran residu klorin merupakan metode penting untuk mengetahui kualitas air. Badan Standar Nasional Indonesia (SNI) 06-4824-1998 menetapkan bahwa kadar ambang batas klorin dalam air minum adalah 0,011 – 4,0 mg/l [4].

Selama ini banyak metode yang digunakan untuk menentukan klorin dalam air. Metode sederhana yang sering digunakan untuk menentukan klorin adalah idometri dengan menggunakan indikator amilum. Kelebihan metode ini adalah sederhana dan murah, namun memiliki beberapa kelemahan antara lain indikator amilum tidak larut dalam air dingin, dispersi amilum dalam air tidak stabil, kompleks amilum dengan iodine tidak larut dalam air dan penentuan titik akhir titrasinya sangat sulit jika iodinnya sangat encer [5]. Metode klasik lainnya adalah argentometri. Kelebihan metode ini adalah mudah dan cepat, dapat digunakan pada sifat yang berbeda-beda, akan tetapi memiliki beberapa kelemahan diantaranya sulit menentukan titik akhir titrasi, terbatas pada pH 6-10 dan metode ini tidak dapat digunakan pada suasana amonitil (kelebihan amonik) karena garam kompleks dalam larutan akan larut menjadi ion kompleks diamilum [6].

N,N-dietil-p-fenilendiamina (DPD) telah diketahui dapat bereaksi dengan klorin membentuk senyawa yang berwarna merah. DPD merupakan pereaksi yang sensitif untuk menentukan residu klorin. Metode yang digunakan untuk menentukan klorin dalam air dengan pereaksi DPD adalah metode kolorimetri. Metode ini digunakan karena tingkat keakuratan yang tinggi [7]. Oleh karena itu pada penelitian ini akan dibuat tes kit dengan menggunakan pereaksi DPD untuk menentukan klorin dalam air. Tes kit ini diharapkan bisa menjadi salah satu alternatif tes kit yang murah dan memiliki sensitivitas tinggi untuk mendeteksi kadar klorin dalam air. Keuntungan tes kit ini dibandingkan dengan tes kit yang banyak beredar saat ini adalah sensitivitasnya tes kit klorin dengan menggunakan pereaksi DPD lebih sensitif untuk menentukan residu klorin dan harganya lebih terjangkau. Selama ini di pasaran banyak beredar tes kit untuk mendeteksi klorin dalam air dan dijual dengan harga yang mahal, diantaranya tes kit merk *Hach* dengan range 0,1 – 3,5 mg/l dan *Merck* dengan range 0,1– 2 mg/l.

Penelitian ini bertujuan untuk mengetahui penggunaan tes kit dengan pereaksi N,N-dietil-p-fenilendiamin (DPD) pada penentuan kadar klorin dalam air dan mengetahui konsentrasi pereaksi N,N-dietil-p-fenilendiamin (DPD) dan pH optimum untuk mendeteksi klorin dalam air.

## TATA KERJA

### Bahan Penelitian

Bahan yang digunakan pada penelitian ini adalah NaOCl 0,2 % (natrium hipoklorit), FeCl<sub>3</sub>.6H<sub>2</sub>O (besi (III) klorida heksahidrat), CuSO<sub>4</sub>.5H<sub>2</sub>O (tembaga (II) sulfat pentahidrat), DPD (N,N-dietil-p-fenilendiamin), NaH<sub>2</sub>PO<sub>4</sub> (natrium dihidrogen fosfat), NaOH (natrium

hidroksida), TEOS (tetra etil orto silikat), akuadem, dan sampel yang digunakan pada penelitian ini adalah air PAM Surabaya Timur. Bahan yang digunakan berderajat pro analisis.

### Alat Penelitian

Alat yang digunakan pada penelitian ini adalah timbangan analitik, stirer, pipet mikro, spektrofotometer UV-Vis Shimadzu 1700, pH meter dan peralatan gelas lain yang biasa digunakan di laboratorium kimia.

### Penentuan Panjang Gelombang Maksimum Reagen DPD

Diambil 1 ml reagen DPD 0,4 % dan dimasukkan ke dalam labu ukur 10,0 ml kemudian ditambahkan akuadem sampai tanda batas. Panjang gelombang maksimum reagen DPD diukur dengan spektrofotometer UV-Vis. Blanko yang digunakan adalah akuadem.

### Penentuan Panjang Gelombang Maksimum Senyawa Kompleks OCl<sup>-</sup> - DPD

Diambil larutan standar OCl<sup>-</sup> 10 ppm sebanyak 2,0 ml dalam labu ukur 10 ml. Kemudian ditambahkan 4,0 ml larutan buffer pada pH 6 dan 1 ml larutan DPD 0,05% lalu ditambahkan akuadem hingga tanda batas [7]. Perubahan warna yang paling optimum atau nilai absorbansi tertinggi diukur panjang gelombangnya dengan spektrofotometer UV-Vis. Panjang gelombang tersebut merupakan panjang gelombang maksimum senyawa kompleks OCl<sup>-</sup> - DPD.

### Penentuan pH Optimum Dalam Pembentukan Senyawa Kompleks OCl<sup>-</sup> -DPD

Diambil larutan standar OCl<sup>-</sup> 10 ppm sebanyak 2,0 ml dalam labu ukur 10 ml. Kemudian ditambahkan 4,0 ml larutan buffer fosfat dengan variasi pH 6-11 dan ditambahkan 1 ml larutan DPD 0,05% lalu ditambahkan akuadem hingga tanda batas [7]. Variasi pH ini akan menghasilkan perubahan warna. Perubahan warna yang paling baik atau nilai absorbansi tertinggi dari larutan jika diukur dengan spektrofotometer UV-Vis pada panjang gelombang maksimum merupakan pH optimum yang akan digunakan dalam prosedur berikutnya.

### Penentuan Konsentrasi Optimum Senyawa DPD

Disiapkan 5 larutan DPD dengan konsentrasi 0,05 %, 0,1 %, 0,2 %, 0,3 %, dan 0,4 % dalam labu ukur 10 ml masing-masing 1 ml. Kemudian ditambahkan 4,0 ml larutan buffer dengan pH optimum. Dimasukkan ke dalam masing-masing labu ukur larutan OCl<sup>-</sup> 10 ppm sebanyak 2 ml dan ditambahkan akuadem sampai tanda batas. Selanjutnya dilihat intensitas warna

yang terjadi. Larutan dengan konsentrasi DPD yang memiliki intensitas warna terbaik atau nilai absorbansi tertinggi dari larutan jika diukur dengan spektrofotometer UV-Vis pada panjang gelombang maksimum merupakan larutan yang memberikan hasil paling optimum.

### Pembuatan Deret Intensitas Warna DPD Terhadap Konsentrasi OCI

Disiapkan labu ukur 10 ml masing-masing diisi 1 ml larutan DPD dengan konsentrasi optimum yang didapat dan pH optimum yang diperoleh ditambahkan 0,5; 1; 2; 3 dan 4 ml larutan standar OCI 10 ppm dengan buret, kemudian ditambahkan 4,0 ml larutan buffer fosfat dan diencerkan dengan aquadem sampai tanda batas sehingga diperoleh larutan OCI dengan konsentrasi 0,5; 1; 2; 3; dan 4 ppm. Langkah ini dilakukan sebanyak 3 kali pengulangan. Warna yang terbentuk difoto. Kemudian dibuat urutan intensitas warna kompleks OCI-DPD berdasarkan urutan konsentrasi larutan standar OCI dari yang paling kecil.

### Konfirmasi dengan Metode Spektrofotometri

Larutan OCI 10 ppm sebanyak 0,5; 1; 2; 3 dan 4 ml dengan buret, kemudian dimasukkan dalam labu ukur 10 ml. Ditambahkan 4,0 ml larutan buffer pada pH optimum dan 1 ml pereaksi DPD dengan konsentrasi optimum dan ditambahkan aquadem sampai tanda batas sehingga diperoleh konsentrasi OCI sebesar 0,5; 1; 2; 3; 4 dan 5 ppm. Larutan dikocok hingga homogen dan diukur serapannya menggunakan spektrofotometer UV-Vis. Nilai absorbansi yang diperoleh digunakan.

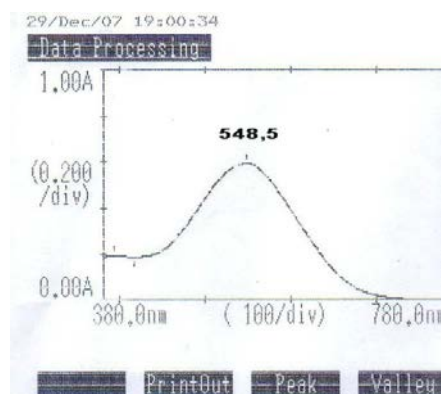
### Validasi Metode

Penentuan validasi metode berdasarkan pada persamaan regresi linear kurva standar. Persamaan regresi linear yang diperoleh, digunakan untuk menentukan limit deteksi (LOD), sensitivitas, presisi dan persen *recovery*.

## HASIL DAN PEMBAHASAN

### Penentuan Panjang Gelombang Maksimum Senyawa OCI-DPD

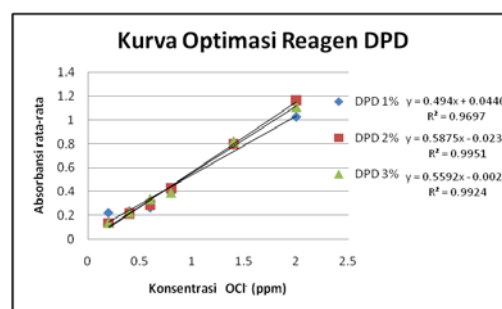
Penentuan panjang gelombang senyawa OCI-DPD diukur dengan spektrofotometer UV-Vis pada panjang gelombang 380-780 nm. Konsentrasi DPD yang digunakan adalah 3% sedangkan konsentrasi OCI 10 ppm. Hasil pengukuran diketahui bahwa panjang gelombang ( $\lambda_{maks}$ ) senyawa OCI-DPD adalah 548,5 nm. Hasil pengukuran panjang gelombang maksimum ( $\lambda_{maks}$ ) senyawa dapat dilihat pada Gambar 1



Gambar 1. Panjang gelombang maksimum ( $\lambda_{maks}$ ) senyawa OCI-DPD

### Penentuan Konsentrasi Optimum Reagen DPD

Konsentrasi optimum reagen ditentukan dengan cara membuat konsentrasi larutan DPD dengan variasi konsentrasi 1%, 2% dan 3%. Penentuan konsentrasi reagen optimum digunakan untuk mendapatkan konsentrasi yang paling baik jika bereaksi dengan OCI. Sedangkan rentang konsentrasi larutan OCI yang digunakan adalah 0,2; 0,4; 0,6; 0,8; 1,4 dan 2 ppm. Larutan blanko yang digunakan pada pengukuran adalah aquadem, dikarenakan larutan OCI dan reagen DPD larut dalam air. Masing-masing konsentrasi diukur dengan menggunakan spektrofotometer UV-Vis pada panjang gelombang maksimum ( $\lambda_{maks}$ ) OCI-DPD yaitu 548,5 nm, dengan larutan buffer fosfat pH 6. Konsentrasi optimum reagen diperoleh dengan melihat harga *slope* dan koefisien korelasi ( $R^2$ ) dari masing-masing konsentrasi reagen pada setiap pengukuran.



Gambar 2. Grafik penentuan reagen optimum DPD

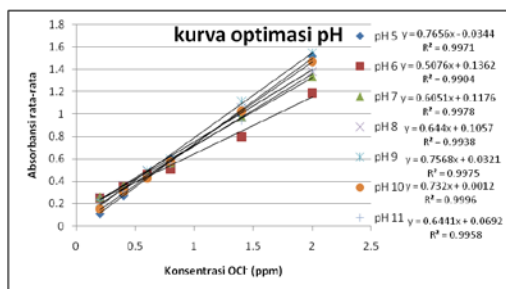
Pada Gambar 2 dapat dilihat nilai *slope* atau kemiringan kurva dan koefisien korelasi ( $R^2$ ) pada variasi larutan OCI standar dengan variasi konsentrasi DPD 1%, 2% dan 3%. Konsentrasi DPD yang mempunyai nilai *slope* dan koefisien korelasi ( $R^2$ ) tertinggi adalah pada konsentrasi DPD 2%. Nilai *slope* atau



kemiringan kurva menentukan sensitivitas pengukuran. Konsentrasi DPD 2% menghasilkan nilai *slope* atau kemiringan sebesar 0,5875, artinya perubahan konsentrasi sebesar 1 mg/L akan menyebabkan kenaikan nilai absorbansi sebesar 0,5875. Sedangkan koefisien korelasi ( $R^2$ ) menunjukkan hubungan antara konsentrasi dengan absorbansi. Koefisien korelasi ( $R^2$ ) semakin baik jika mendekati nilai 1. Pada pengukuran ini larutan standar  $\text{OCI}^-$  dengan rentang konsentrasi 0,2 - 2 ppm dengan konsentrasi DPD 2% menghasilkan harga koefisien korelasi ( $R^2$ ) sebesar 0,9951. Ini menunjukkan konsentrasi DPD 2% memiliki nilai korelasi dan sensitivitas yang paling baik dibandingkan dengan konsentrasi DPD 1% dan 2%.

### Penentuan pH Optimum Senyawa $\text{OCI}^-$ -DPD

Penentuan pH optimum pada senyawa  $\text{OCI}^-$ -DPD sangat penting, karena pembentukan senyawa  $\text{OCI}^-$ -DPD sangat dipengaruhi oleh pH. Pada penelitian ini penentuan pH optimum dilakukan pada rentang pH 5 sampai dengan pH 11 [7]. Pengaturan pH larutan pada pH 5 menggunakan buffer asetat, variasi pH 6 sampai 8 menggunakan buffer fosfat dan pada variasi pH 9 sampai dengan 11 menggunakan buffer bikarbonat. Konsentrasi larutan  $\text{OCI}^-$  yang digunakan adalah 0,2; 0,4, 0,6, 0,8, 1,4 dan 2 ppm. Pada penentuan pH optimum, blanko yang digunakan adalah akuadem, dikarenakan larutan  $\text{OCI}^-$  dan reagen DPD larut dalam air. Kemudian absorbansi larutan diukur dengan spektrofotometer UV-Vis dilakukan pada panjang gelombang maksimum ( $\lambda_{\text{maks}}$ ) 548,5 nm.



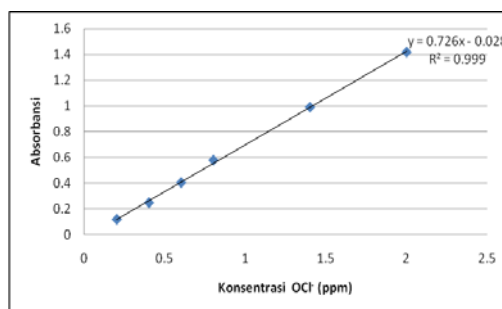
Gambar 3. Kurva penentuan pH optimum

Penentuan pH optimum senyawa  $\text{OCI}^-$ -DPD diperoleh dari nilai *slope* atau kemiringan kurva standar  $\text{OCI}^-$  dan nilai korelasi ( $R^2$ ) dari persamaan regresi linear. Nilai *slope* menunjukkan sensitivitas metode analisis. Sedangkan nilai korelasi ( $R^2$ ) menunjukkan hubungan konsentrasi dan absorbansi. Berdasarkan hasil penelitian nilai *slope* yang paling tinggi didapatkan pada pH 9, yaitu sebesar 0,7568. Artinya perubahan konsentrasi  $\text{OCI}^-$

mg/L akan menyebabkan kenaikan absorbansi sebesar 0,7568. Hal ini menunjukkan senyawa  $\text{OCI}^-$ -DPD yang diukur pada pH 9 akan memiliki sensitivitas yang paling tinggi jika dibandingkan dengan pengukuran pada pH yang lain, dengan nilai koefisien korelasi ( $R^2$ ) sebesar 0,9975. Nilai koefisien korelasi ( $R^2$ ) pada pH 9 bukan merupakan nilai yang tertinggi, namun pengukuran pada pH 9 menghasilkan sensitivitas yang paling baik.

### Penentuan Kurva Standar $\text{OCI}^-$

Kurva standar  $\text{OCI}^-$  ditentukan dengan mengukur absorbansi kompleks  $\text{OCI}^-$ -DPD menggunakan metode spektrofotometri. Pada panjang gelombang maksimum ( $\lambda_{\text{maks}}$ ) 548,5 nm. Rentang konsentrasi larutan  $\text{OCI}^-$  yang dibuat adalah 0,2; 0,4; 0,6; 0,8 ; 1,4 dan 2 ppm. Pengukuran dilakukan sebanyak tiga kali pengulangan, kemudian diambil nilai rata-rata pada setiap variasi konsentrasi. Hasil pengukuran absorbansi  $\text{OCI}^-$ -DPD pada konsentrasi DPD dan pH optimum ditunjukkan pada Gambar 4.

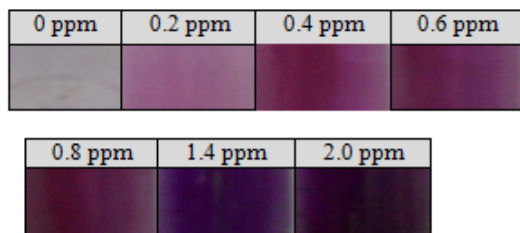


Gambar 4. Grafik kurva standar OCI-DPD

Dari kurva standar di atas didapatkan persamaan regresi linear  $Y = 0,726X - 0,0287$  dengan nilai koefisien korelasi ( $R^2$ ) sebesar 0,9992. Ini menunjukkan ada korelasi antara konsentrasi  $\text{OCI}^-$  dengan absorbansi.

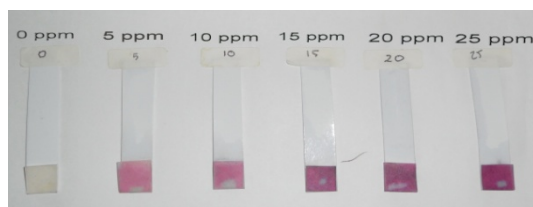
### Pembuatan Deret Warna Senyawa $\text{OCI}^-$ -DPD

Pembuatan deret warna pada senyawa  $\text{OCI}^-$ -DPD bertujuan untuk mengetahui perbedaan intensitas warna pada variasi konsentrasi yang berbeda. Penentuan deret warna ini dilakukan dengan menggunakan variasi konsentrasi 0,2; 0,4; 0,6; 0,8; 1,4 dan 2 ppm. Jika dilihat dari intensitas warna hasil reaksi antara DPD dan  $\text{OCI}^-$ , maka intensitas warna berbanding lurus dengan konsentrasi  $\text{OCI}^-$ . Ini menunjukkan bahwa reagen DPD sangat sensitif jika bereaksi dengan  $\text{OCI}^-$ . Hasil dokumentasi deret warna dapat dilihat pada Gambar 5.



**Gambar 5.** Deret intensitas warna pada variasi konsentrasi OCI

Pembuatan deret warna juga dilakukan pada sensor kimia bentuk stik dengan rentang konsentrasi larutan OCI<sup>-</sup> 5; 10; 15; 20 dan 25 ppm. Ini untuk mempermudah konfirmasi intensitas warna yang terbentuk sensor kimia stik dengan warna bentuk cairannya. Hasil deret intensitas warna sensor stik dapat dilihat pada Gambar 6.



**Gambar 6.** Deret intensitas warna pada sensor kimia bentuk stik

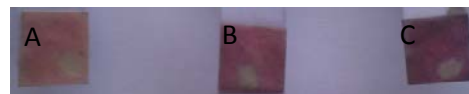
Deret intensitas warna pada sensor bentuk stik dengan konsentrasi yang semakin meningkat menghasilkan warna semakin pekat. Hal ini menunjukkan semakin meningkatnya konsentrasi larutan OCI<sup>-</sup> maka jumlah ion OCI<sup>-</sup> yang bereaksi dengan DPD semakin banyak, sehingga kemungkinan terbentuknya senyawa OCI<sup>-</sup>-DPD juga semakin besar dan mengakibatkan meningkatkannya intensitas warna kompleks.

#### Analisa Sampel

Analisa sampel bertujuan untuk mengetahui tes kit bentuk stik dapat bekerja jika direaksikan dengan sampel sesungguhnya. Sampel yang digunakan pada analisa ini adalah air PAM. Pengukuran sampel menggunakan metode adisi standar, yaitu dengan cara membuat konsentrasi larutan standar OCI<sup>-</sup> 5, 15 dan 25 ppm. Kemudian ditambahkan buffer fosfat pH optimum 9 dan ditambahkan air PAM sampai tanda batas pada labu ukur 10 mL.

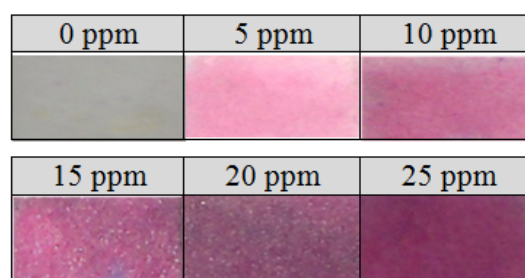
Pengukuran dilakukan secara semikuantitatif yaitu didasarkan pada perbandingan warna stik yang dicelupkan ke dalam sampel dengan deret warna pada warna sensor yang telah dibuat dalam rentang konsentrasi tertentu menggunakan larutan standar

yang telah dibuat. Dari hasil pengukuran secara semikuantitatif ditunjukkan pada Gambar 7.



**Gambar 7.** Deret warna yang terjadi pada sampel air PAM

Sampel air PAM dicocokkan dengan deret intensitas warna sensor stik yang pada larutan standar. Sampel air PAM A sesuai dengan intensitas warna larutan standar 5 ppm, sampel air PAM B sesuai dengan intensitas warna larutan standar 15 ppm, sedangkan sampel air PAM C sesuai dengan intensitas warna larutan standar 25 ppm.



**Gambar 8.** Deret intensitas warna sensor stik yang pada larutan standar

Hasil pengukuran menunjukkan tes kit bentuk stik dapat bekerja dengan baik pada analisa dengan sampel sesungguhnya. Deret warna yang dihasilkan dari analisa sampel sesungguhnya dengan deret warna yang telah dibuat menunjukkan adanya kemiripan warna pada rentang konsentrasi tertentu.

#### Validasi Metode

Hasil penentuan linearitas ditentukan dari persamaan regresi linear kurva standar. Hasil perhitungan nilai koefisien korelasi ( $R^2$ ) yaitu 0,9992. Artinya ada korelasi antara konsentrasi larutan OCI<sup>-</sup> dengan nilai absorbansi.

Limit deteksi merupakan konsentrasi terkecil suatu analit yang masih bisa dideteksi oleh suatu sensor. Dari hasil perhitungan didapatkan limit deteksi OCI<sup>-</sup> sebesar 0,11 ppm. Nilai tersebut merupakan batas terkecil konsentrasi yang masih dapat direspon oleh reagen DPD secara spektrofotometri. Sedangkan limit deteksi secara visual lebih kecil dari 0,2 ppm untuk sensor spot tes dan lebih kecil dari 5 ppm untuk sensor kimia bentuk stik.

Persen *recover* yang didapatkan pada perhitungan sebesar 102,766%. Pada penelitian kesalahan yang diijinkan untuk konsentrasi < 10 ppm adalah 97-107% [8]. Sehingga dapat disimpulkan pada penelitian dengan metode ini mempunyai nilai akurasi tinggi.

## KESIMPULAN

Berdasarkan hasil penelitian yang sudah dilakukan maka dapat disimpulkan, reagen DPD (N,N-dietil-*p*-fenilendiamin) dapat digunakan sebagai sensor kimia bentuk stik untuk analisis kadar klorin dan konsentrasi DPD (N,N-dietil-*p*-fenilendiamin) yang digunakan pada sensor kimia bentuk stik pada rentang konsentrasi 5 – 25 ppm adalah 2% dan pH optimum 9.

## DAFTAR PUSTAKA

- [1]. R.M., SURARI dan R.M., SHOLIKHAH, Perbandingan Efektifita Klor dan Ozon sebagai Desinfektan pada Sampel Air dari Unit Filtrasi Instalasi PDAM Kota Bandung, Prosiding Seminar Nasional Sains dan Teknologi-II 2008 Universitas Lampung, (2008)
- [2]. R.A., REED, *Guidelines For Drinking Water Quality*, 3<sup>th</sup> Ed., Loughborough University, Geneva (2004)
- [3]. N., SUSAN, Penentuan Kadar Klorin Baku Produksi di PT.Coca Cola Bottling Indonesia Medan Dengan Motode Kolorimetri, Skripsi, Fakultas MIPA, Universitas Sumatera Utara, Medan (2010)
- [4]. Standar Nasional Indonesia (SNI 06-4824-1998), *Metode pengujian kadar klorin bebas dalam air dengan alat spektrofotometer sinar tampak secara dietil fenilindiamin*.
- [5]. T., YOSHINAGA, T., SHIRAKATA, H., DHOHOTSU, H., HIRATSUKA, M., HASEGAWA, M., KOBAYASHI, T., HOSHI, Polyvinil Alcohol as a Usefuel Indicator on Iodometry: Volumetric and Spectrofotometric Studies on Indine-PVA and Iodine-Starch Complexs, *Analytical Sciences*, Vol 17, 133 -337, (2001)
- [6]. R., HARIZUL, *Asas Pemeriksaan Kimia*, UI Press, Jakarta, (1999)
- [7]. L., MOBERG and B., KARLBERG, An Improved N,N'-diethyl-*p*-phenylenediamine (DPD) Method for determination of free chlorine based on multiple wavelength detection, *Analytical Chemistry*, Stockholm University, Sweden, (1999)
- [8]. HARMITA, Petunjuk Pelaksanaan Validasi Metode dan Cara Perhitungannya, *Majalah Ilmu Kefarmasian*, Vol 1, No. 3, 117- 135, (2004)

## TINJAUAN SK KEPALA BAPETEN NO. 572/K/X/2013 TENTANG PENETAPAN TINGKAT LAYANAN PERSETUJUAN PENGANGKUTAN ZAT RADIOAKTIF DI LINGKUNGAN BAPETEN

**Togap Marpaung\***

Pegawas Radiasi Madya, dan Inspektur Utama Keselamatan Radiasi  
Badan Pengawas Tenaga Nuklir  
Jl. Gajah Mada No. 8, Jakarta Pusat 10120  
Telepon (021) 6385 8269-70 e-mail: [t.marpaung@bapeten.go.id](mailto:t.marpaung@bapeten.go.id)

### ABSTRAK

MEMAHAMI SK KEPALA BAPETEN NO. 572/K/X/2013 TENTANG PENETAPAN TINGKAT LAYANAN PERSETUJUAN PENGANGKUTAN ZAT RADIOAKTIF DI LINGKUNGAN BAPETEN. SK Kepala BAPETEN No. 572/K/X/2013 merupakan suatu kebijakan untuk mengoperasionalkan PP No. 26 Tahun 2002 tentang Keselamatan Pengangkutan Zat Radioaktif. SK ini dimaksudkan untuk melaksanakan peningkatan pelayanan perizinan terkait persetujuan pengangkutan zat radioaktif yang ditetapkan dalam 3 lampiran dan dibedakan dalam 3 kegiatan, meliputi: (1) Persetujuan Pelaksanaan Pengangkutan Zat Radioaktif dalam Rangka Ekspor, Impor atau Re-ekspor; (2) Persetujuan Pelaksanaan Pengangkutan Zat Radioaktif dalam Kegiatan Radiografi Industri atau *Well Logging*; dan (3) Persetujuan Pelaksanaan Pengangkutan Zat Radioaktif dalam Kegiatan Lainnya (Transaksional/Lokasi Tunggal). Tiap lampiran memuat Prosedur Operasional Baku (POB) dan Penetapan Tingkat Layanan (PTL) dibuat sama tiap kelompok kegiatan. Untuk mempercepat pelayanan, juga telah diterapkan layanan Permohonan Persetujuan Pengangkutan Ekspor dan Impor *Online*. Disimpulkan bahwa tiap POB dan PTL rangkaiannya panjang sehingga proses perizinan menjadi tidak efisien dan efektif, terutama untuk kegiatan persetujuan pengangkutan zat radioaktif dalam rangka impor. Proses persetujuan kegiatan pengangkutan seharusnya dapat dilakukan lebih cepat lagi mengingat persyaratan administrasi dan persyaratan teknis dalam PTL sudah ada di BAPETEN, ketika permohonan izin impor dan persetujuan impor. Jikalau ada perubahan data hanya terkait pemegang izin ketika re-ekspor atau pengelolaan limbah dan data teknis paparan radiasi. Penerapan SK ini lebih didedikasikan untuk mengoperasionalkan kegiatan pengangkutan sumber yang mobil (radiografi industri portabel dan mobil, *well logging* dan *gauging* portabel).

**Kata Kunci:** pengangkutan, zat radioaktif, persetujuan, impor, pengirim, pengangkut, penerima.

### ABSTRACT

*UNDERSTANDING THE BAPETEN CHAIRMAN DECREE (CD) NO. 572 / K / X / 2013 ON SERVICE LEVEL ARRANGEMENT OF RADIOACTIVE TRANSPORT AGREEMENT. CD No. 572 / K / X / 2013 is a policy to operationalize GR No. 26 Year 2002 on Safe Transport of Radioactive Material. The CD is intended to implement service improvement related licensing agreements transporting radioactive materials specified in annex 3 and classified into 3 activities, including: (1) Approval of Implementation Transportation of Radioactive Materials in the Context of Export, Import or Re-export; (2) Approval of the Implementation of Transportation of Radioactive Materials in Industrial Radiography or Well Logging activities; and (3) Approval of Radioactive Materials Transportation Execution in the Other Activity (Transactional/Single Location). Each attachment contains the Standard Operating Procedures (SOP) and Level Services Arrangements (LSA) are made the same for each group activity. To expedite service, the service has also be applicable Application for Approval of Freight Export and Import Online. It was concluded that each SOP and LSA circuit so long permit process to be inefficient and ineffective, especially for the transport of radioactive material approval activities in order to import. The application of this CD is dedicated to operationalize the transport of mobile source (portable and mobile industrial radiography, well logging and portable gauging).*

**KeyWords:** transportation, radioactive material, agreement, import, consignor, carrier, consignee

### PENDAHULUAN

SK Kepala BAPETEN No. 572/K/X/2013 tentang Penetapan Tingkat Pelayanan Persetujuan Pelaksanaan Pengangkutan Zat Radioaktif di Lingkungan Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) dimaksudkan dalam rangka melaksanakan peningkatan pelayanan perizinan yang berasaskan kecepatan, kemudahan dan

keterjangkauan di lingkungan BAPETEN. Selain itu, SK tersebut juga merupakan amanat Pasal 6 ayat (3) Peraturan Pemerintah (PP) No. 26 Tahun 2002 tentang Keselamatan Pengangkutan Zat Radioaktif. Jadi SK ini juga dimaksudkan untuk mengoperasionalkan Pasal 6 ayat (2) PP No.26 Tahun 2002, yaitu pengirim harus terlebih dahulu mendapat persetujuan pengiriman dari Badan Pengawas sebelum pengangkutan dilaksanakan.

SK Kepala BAPETEN ini dilengkapi dengan 3 lampiran sesuai dengan kelompok kegiatan, uraiannya rinci tetapi relatif sulit dipahami. Lampiran ini merupakan bagian terpenting bagi pemohon karena untuk mendapatkan persetujuan tiap kegiatan harus memenuhi persyaratan administrasi dan teknis serta ketentuan lainnya. Adapun pokok pembahasan, meliputi: (1) Prosedur Operasional Baku (POB) Persetujuan Pelaksanaan Pengangkutan Zat Radioaktif dalam Rangka Ekspor, Impor atau Re-ekspor; (2) POB untuk Persetujuan Pelaksanaan Pengangkutan Zat Radioaktif dalam Kegiatan Radiografi Industri atau *Well Logging*; dan (3) POB untuk Persetujuan Pelaksanaan Pengangkutan Zat Radioaktif dalam Kegiatan Lainnya (Transaksional/Lokasi Tunggal).

Tinjauan SK Kepala BAPETEN No.572/K/X/2013 tentang Penetapan Tingkat Layanan Persetujuan Kepala BAPETEN dilakukan dengan tujuan menelaah:

1. pengelompokan kegiatan pengangkutan zat radioaktif.
2. penerapan Prosedur Operasional Baku dan Penetapan Tingkat Layanan

## METODOLOGI

Tinjauan SK Kepala BAPETEN No. 572/K/X/2013 tentang Penetapan Tingkat Pelayanan Persetujuan Pengangkutan Zat Radioaktif di lingkungan BAPETEN dilakukan dengan metode diskriptif melalui studi literatur tahapan langkah meliputi pengumpulan literatur dan informasi pendukung, analisis, diskusi dan pembahasan serta penulisan makalah. Diskusi dan pembahasan dilakukan dengan rekan sekerja di BAPETEN secara khusus dengan Direktorat Perizinan FRZR dan Direktorat Peraturan FRZR. Juga dilakukan diskusi dengan pihak pemohon atau pemegang izin, khususnya Petugas Proteksi Radiasi (PPR) yang ditunjuk pemegang izin menjadi orang yang bertanggungjawab dalam hal keselamatan radiasi.

## HASIL DAN PEMBAHASAN

### SK Kepala BAPETEN No.572/K/X/2013

SK Kepala BAPETEN No. 572/K/X/2013 yang ditetapkan pada tanggal 21 Oktober 2013 disatu sisi dapat dipahami merupakan amanat PP No.26 Tahun 2002 karena konsideran menimbangannya merujuk ke Pasal 6 ayat (3). Namun, jika SK ini merupakan peraturan pelaksanaan PP maka statusnya adalah Peraturan Kepala BAPETEN yang memuat pasal-pasal dan luaran (*ouput*) dari Direktorat

Pengaturan Pengawasan FRZR. Padahal, SK ini merupakan luaran Direktorat Perizinan FRZR. Faktanya SK ini bukan peraturan tetapi semacam panduan. Oleh karenanya SK ini tidak dimasukkan dalam publikasi peraturan yang diunggah dalam situs BAPETEN dalam kolom SJHI, yang merupakan himpunan peraturan perundang-undangan ketenaganukliran.

Persetujuan pengangkutan zat radioaktif yang diatur dalam SK Kepala BAPETEN dibedakan dalam 3 kelompok, meliputi: (1) Persetujuan Pelaksanaan Pengangkutan Zat Radioaktif dalam Rangka Ekspor, Impor atau Re-ekspor; (2) Persetujuan Pelaksanaan Pengangkutan Zat Radioaktif dalam Kegiatan Radiografi Industri atau *Well Logging*; dan (3) Persetujuan Pelaksanaan Pengangkutan Zat Radioaktif dalam Kegiatan Lainnya (Transaksional/Lokasi Tunggal). SK ini cukup rinci, terdiri dari: isi dan 3 lampiran, sebagai berikut:

- 1) Lampiran I terdiri dari:
  - i. Prosedur Operasional Baku (POB) untuk Persetujuan Pelaksanaan Pengangkutan Zat Radioaktif dalam Rangka Ekspor, Impor atau Re-ekspor.
  - ii. Penetapan Tingkat Layanan (PTL) Persetujuan Pelaksanaan Pengangkutan Zat Radioaktif untuk Keperluan Impor, Ekspor atau Re-ekspor.
- 2) Lampiran II terdiri dari:
  - i. Prosedur Operasional Baku (POB) untuk Persetujuan Pelaksanaan Pengangkutan Zat Radioaktif dalam Kegiatan Radiografi Industri atau *Well Logging*.
  - ii. PTL Persetujuan Pelaksanaan Pengangkutan Zat Radioaktif dalam Kegiatan Radiografi Industri atau *Well Logging*.
- 3) Lampiran III terdiri dari:
  - i. POB untuk Persetujuan Pelaksanaan Pengangkutan-an Zat Radioaktif dalam Kegiatan Lainnya (Transaksional/Lokasi Tunggal).
  - ii. PTL Persetujuan Pelaksanaan Pengangkutan Zat Radioaktif dalam Kegiatan Lainnya (Transaksional /Lokasi Tunggal).

Tiap lampiran terdiri dari: (1) Uraian POB yang memuat 26 poin; dan (2) Bagan alur POB. Untuk mempercepat pelayanan, Direktorat Perizinan FRZR telah menerapkan layanan Permohonan Persetujuan Pengangkutan Ekspor dan Impor *Online*.



## POB Persetujuan Kegiatan Pengangkutan Zat Radioaktif

### ➤ Kegiatan Impor, Ekspor atau Re-ekspor

#### Uraian tentang POB:

1. Pemohon mengajukan persetujuan pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif dalam rangka ekspor, impor dan/atau pengiriman kembali (re-ekspor), melalui aplikasi BaLIS secara *online* dengan alamat URL <http://balis-exim.bapeten.go.id/>.
2. Pemohon menyatakan menerima dan menyetujui seluruh kewajiban dalam memenuhi ketentuan dan persyaratan pengajuan permohonan.
3. Pemohon memilih bidang kegiatan : Medik atau Selain Medik (Industri atau Penelitian)
4. Pemohon memilih jenis kegiatan pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif dan Pembukus Luar dalam rangka ekspor, impor atau pengiriman kembali (re-ekspor).
5. Pemohon melengkapi dokumen elektronik permohonan persetujuan pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif dalam rangka ekspor, impor dan/atau pengiriman kembali (re-ekspor) sesuai dengan jenis permohonan.
6. Pemohon mendapatkan nomor registrasi permohonan dari BAPETEN secara otomatis ditetapkan (*autogenerated*) dari sistem.
7. BAPETEN melakukan penilaian dokumen elektronik permohonan persetujuan pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif dalam rangka ekspor, impor atau pengiriman kembali (re-ekspor) paling lama 3 (tiga) hari kerja sejak permohonan diterima.
8. Apabila permohonan persetujuan pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif dalam rangka ekspor, impor atau pengiriman kembali (re-ekspor) dinyatakan tidak memenuhi syarat maka BAPETEN menyampaikan pemberitahuan hasil penilaian secara *online* melalui akun Pemohon paling lama 1 (satu) hari kerja sejak hasil penilaian ditetapkan.
9. Dalam waktu paling lama 3 (tiga) hari kerja sejak permohonan dinyatakan tidak memenuhi syarat, Pemohon harus memperbaiki dokumen permohonan persetujuan pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif dalam rangka ekspor, impor atau pengiriman kembali (re-ekspor). Apabila kekurangan dokumen permohonan tidak dilengkapi, maka permohonan dinyatakan batal dan Pemohon dapat mengajukan kembali permohonan.
10. Setelah Pemohon melakukan perbaikan dokumen permohonan persetujuan pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif dalam rangka ekspor, impor atau pengiriman kembali (re-ekspor), maka BAPETEN melakukan penilaian kembali dokumen elektronik permohonan persetujuan pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif dalam rangka ekspor, impor atau pengiriman kembali (re-ekspor) paling lama 3 (tiga) hari kerja sejak permohonan diterima.
11. Apabila dokumen permohonan persetujuan pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif dinyatakan lengkap dan memenuhi syarat, BAPETEN menyampaikan tagihan biaya permohonan persetujuan pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif secara *online* melalui akun Pemohon paling lama 1 (satu) hari kerja sejak hasil penilaian ditetapkan.
12. Pemohon membayar biaya permohonan persetujuan pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif ke bank yang telah ditentukan dan menyampaikan bukti pembayaran bank ke bendahara penerimaan PNBPNP melalui akun Pemohon atau melalui faksimili ke BAPETEN.
13. Bendahara penerimaan PNBPNP melakukan validasi terhadap rekening koran PNBPNP dan bukti pembayaran biaya permohonan persetujuan pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif yang telah disetorkan oleh Pemohon paling lama 1 (satu) hari kerja sejak bukti pembayaran biaya permohonan diterima oleh bendahara.
14. Setelah pembayaran biaya permohonan persetujuan pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif tervalidasi oleh bendahara PNBPNP, Pemohon akan menerima Surat Keterangan Tanda Lunas (SKTL) / Kuitansi dari Bendahara Penerimaan PNBPNP yang dikirimkan secara *online* melalui akun Pemohon.
15. Bendahara Penerimaan PNBPNP menerbitkan Surat Keterangan Tanda Lunas (SKTL) / Kuitansi, maka BAPETEN menerbitkan persetujuan pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif, diikuti dengan pengiriman persetujuan pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif dalam bentuk dokumen elektronik melalui akun Pemohon

- paling lama 1 (satu) hari kerja sejak pembayaran biaya permohonan persetujuan telah divalidasi oleh Bendahara.
16. Apabila Pemohon tidak melakukan pembayaran atas Penagihan biaya permohonan persetujuan Pembahasan lebih ditekankan pada persetujuan pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif sebagaimana dimaksud dalam butir 11 dalam jangka waktu 1 (satu) bulan sejak surat pemberitahuan pembayaran dikirimkan, Bendahara Penerimaan melakukan penagihan pertama dengan jangka waktu pembayaran 1 (satu) bulan sejak surat pemberitahuan disampaikan.
  17. Apabila Pemohon dalam jangka waktu sebagaimana dimaksud pada butir 16 tidak melakukan pembayaran, Bendahara Penerimaan melakukan Penagihan kedua dengan jangka waktu pembayaran 1 (satu) bulan sejak tagihan sebelumnya.
  18. Apabila dalam jangka waktu sebagaimana dimaksud pada butir 17 Pemohon tidak melakukan pembayaran, Bendahara Penerimaan melakukan penagihan ketiga dengan jangka waktu pembayaran 1 (satu) bulan sejak tagihan sebelumnya.
  19. Apabila dalam jangka waktu sebagaimana dimaksud pada butir 18 Pemohon tidak melakukan pembayaran maka BAPETEN akan mengirimkannya sebagai piutang negara yang berkualitas macet kepada Direktorat Jenderal Kekayaan Negara c.q. Panitia Urusan Piutang Negara, Kementerian Keuangan.
  20. Dalam hal permohonan persetujuan pengangkutan yang telah dinyatakan lengkap dan memenuhi syarat oleh BAPETEN, namun pemohon tidak melaksanakan kewajiban pembayaran tagihan biaya permohonan persetujuan pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif hingga ditetapkan menjadi piutang negara, maka BAPETEN menyatakan bahwa pemohon dianggap membatalkan permohonan dan menerima konsekuensi atas kewajiban pelunasan tagihan piutang negara tersebut.
  21. BAPETEN mengirimkan surat pemberitahuan pembatalan permohonan persetujuan pengangkutan melalui akun pemohon secara *online*, dengan tidak menggugurkan kewajiban pemohon terhadap pelunasan piutang negara sebagaimana penjelasan pada butir 20.
  22. BAPETEN menyatakan dokumen elektronik yang disampaikan melalui akun Pemohon sebagai dokumen yang sah dan valid dengan kondisi dan ketentuan bahwa nomor persetujuan dan seluruh isian data yang terkandung didalam dokumen persetujuan pengangkutan zat radioaktif sesuai dengan data yang tersimpan dan tertelusur dalam [http://balisexim.bapeten.go.id/persetujuan\\_pengangkutan\\_online](http://balisexim.bapeten.go.id/persetujuan_pengangkutan_online) BAPETEN.
  23. Pemohon dapat melihat, memverifikasi dan/atau melakukan pencetakan *hardcopy* dokumen persetujuan pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif yang telah diterbitkan melalui akun Pemohon.
  24. BAPETEN menerbitkan dokumen *hardcopy* yang disahkan oleh pejabat yang berwenang dalam jangka waktu 3 (tiga) hari kerja sejak persetujuan pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif diterbitkan secara elektronik.
  25. BAPETEN menyatakan dokumen *hardcopy* yang dicetak oleh Pemohon sebagai dokumen yang sah dan valid, dengan kondisi dan ketentuan bahwa setiap nomor persetujuan dan seluruh isian data yang terkandung di dalam dokumen persetujuan pengangkutan zat radioaktif yang tercetak sesuai dengan data yang tersimpan dan tertelusur dalam [http://balis-exim.bapeten.go.id/persetujuan\\_pengangkutan\\_online](http://balis-exim.bapeten.go.id/persetujuan_pengangkutan_online) BAPETEN.
  26. BAPETEN melakukan pengarsipan elektronik atas dokumen permohonan, kelengkapan, dan tembusan persetujuan atau surat pemberitahuan [1].

#### **PTL Persetujuan Kegiatan Pengangkutan Zat Radioaktif**

PTL persetujuan setiap kegiatan pengangkutan terdiri dari beberapam ketentuan, salah satunya adalah persyaratan administrasi dan teknis yang harus dilengkapi guna memperoleh persetujuan.

##### **➤ Kegiatan Impor, Ekspor atau Re-ekspor**

Persetujuan pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif dalam rangka ekspor, impor atau pengiriman kembali (re-ekspor) ini merupakan satu kesatuan dengan penerbitan persetujuan ekspor, impor atau re-ekspor zat radioaktif. Untuk memperoleh persetujuan pemohon harus memenuhi persyaratan administrasi dan persyaratan teknis, diberikan dalam Tabel 1.

**Tabel 1. Persyaratan Administrasi dan Teknis Ekspor, Impor dan Re-ekspor**

No	Persyaratan Administrasi	Persyaratan Teknis
1	Data pemohon izin dan KTP /kartu izin tinggal sementara (KITAS) pemohon	Data zat radioaktif dan sertifikat mutu sumber radioaktif;
2	Data instansi dan alamat instansi pemohon.	Data pembungkus dan sertifikat pembungkus;
3	Izin pemanfaatan sumber radiasi pengion	Data dan sertifikat zat radioaktif bentuk khusus ( <i>special form radioactive material</i> ); dan/atau
4	Data lokasi tujuan pengiriman zat radioaktif	Data bungkus dan <i>shippers declaration of dangerous goods (SDDG)/multi modal declaration of dangerous goods</i>
5	Data moda pengangkutan	
6	Data personil yang bisa dihubungi 24 jam	

Waktu yang diperlukan dalam proses persetujuan sebagai berikut:

- Waktu penilaian permohonan adalah paling lambat 3 (tiga) hari kerja terhitung sejak pemohon melengkapi seluruh dokumen permohonan.
- Waktu penagihan biaya permohonan persetujuan pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif adalah paling lambat 1 (satu) hari kerja terhitung sejak butir a selesai dilaksanakan.
- Waktu validasi penerimaan biaya permohonan persetujuan pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif adalah paling lambat 1 (satu) hari kerja terhitung sejak Bendahara penerimaan PNBPN menerima pemberitahuan lunasan pembayaran.
- Waktu penerbitan persetujuan adalah paling lambat 1 (satu) hari kerja

terhitung sejak butir c selesai dilaksanakan.

- Waktu pengiriman data elektronik persetujuan ke akun pemohon adalah paling lambat 1 (satu) jam terhitung sejak butir d selesai dilaksanakan.
- Waktu penerbitan *hard-copy* dokumen persetujuan Balis adalah paling lambat 3 (tiga) hari kerja terhitung sejak butir d dan butir e selesai dilaksanakan.

➤ **Kegiatan Radiografi Industri atau Well Logging**

Jika persetujuan pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif dalam kegiatan radiografi industri atau *well-logging* ini terkait perubahan data izin maka menjadi satu kesatuan dengan perubahan izin pemanfaatan.

Untuk memperoleh persetujuan, pemohon harus memenuhi persyaratan, diberikan dalam Tabel 2.

**Tabel 2. Persyaratan Administrasi dan Teknis Kegiatan Radiografi Industri atau Well logging**

No	Persyaratan Administrasi	Persyaratan Teknis
1	Data pemohon izin dan KTP /kartu izin tinggal sementara (KITAS) pemohon	Data pembungkus dan Sertifikat Pembungkus;
2	Data instansi dan alamat instansi pemohon.	Data dan sertifikat zat radioaktif bentuk khusus ( <i>special form radioactive material</i> ); dan/atau;
3	Izin pemanfaatan sumber radiasi pengion	Data bungkus dan data hasil pengukuran paparan radiasi pada jarak 1 meter dari permukaan bungkus
4	Data lokasi tujuan pengiriman zat radioaktif	
5	Data moda pengangkutan	
6	Data personil yang bisa dihubungi 24 jam	

➤ **Kegiatan Lainnya (Transaksional /Lokasi Tunggal)**

Jika persetujuan pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif dalam kegiatan lainnya (transaksional/lokasi tunggal) ini terkait dengan kegiatan radiografi industri atau *well-logging* maka merupakan satu kesatuan dengan perubahan izin pemanfaatannya. Untuk

memperoleh persetujuan pemohon harus memenuhi persyaratan administrasi dan persyaratan teknis, diberikan dalam Tabel 3.

**Tabel 3. Persyaratan Administrasi dan Kegiatan Lainnya (Transaksional/Lokasi Tunggal)**

No	Persyaratan Administrasi	Persyaratan Teknis
1	Data pemohon izin dan KTP /kartu izin tinggal sementara (KITAS) pemohon	Data zat radioaktif dan sertifikat sumber radioaktif.
2	Data instansi dan alamat instansi pemohon.	Data pembungkusan dan sertifikat pembungkusan.
3	Izin pemanfaatan sumber radiasi pengion	Data bungkusan dan data hasil pengukuran paparan radiasi pada jarak 1 meter dari permukaan bungkusan
4	Data lokasi tujuan pengiriman zat radioaktif	
5	Data moda pengangkutan	
6	Data personil yang bisa dihubungi 24 jam	

### Kegiatan Pengangkutan Zat Radioaktif di Bidang FRZR

Berdasarkan data, jumlah Keputusan Tata Usaha Negara (KATUN) berupa izin dan persetujuan (termasuk revisi izin, penetapan penghentian, ekspor, impor, re-ekspor dan pengangkutan zat radioaktif): 10.000 buah selama tahun 2013. Namun, terdapat 1.500 buah izin dan persetujuan yang tidak terekam di *Bapeten Licensing and Inspection System* (B@LIS). Data tersebut disampaikan oleh pihak Direktorat Perizinan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif (FRZR) ketika berlangsung rapat koordinasi Pembahasan Laporan Awal Tindak Lanjut Hasil Survei Kepuasan Pengguna Perizinan FRZR-BAPETEN, pada hari Senin, 14 Juli 2014 di Ruang Rapat Lt.5, Gd. B, BAPETEN.

Dalam ketentuan umum Undang-Undang No.10 Tahun 1997 tentang Ketenaganuklira ditetapkan arti "pemanfaatan" terdiri dari 13 kegiatan meliputi: penelitian, pengembangan, penambangan, pembuatan, produksi, pengangkutan, penyimpanan, pengalihan, ekspor, impor, penggunaan, dekomisioning, dan pengelolaan limbah radioaktif. Jadi salah satu arti pemanfaatan adalah kegiatan pengangkutan yang terkait

dengan kegiatan lainnya, yaitu: ekspor, impor, penggunaan dan pengelolaan limbah radioaktif. Sedangkan kegiatan penyimpanan zat radioaktif terkait perizinan tidak diatur lagi dalam PP No. 29/2008 kecuali untuk zat radioaktif berupa TENORM.

Kegiatan pengangkutan yang dimaksud adalah zat radioaktif berupa bungkusan yang siap diangkut dari satu tempat ke tempat lain. Jika zat radioaktif diproduksi di dalam negeri maka titik awal pengangkutan adalah pabrikan menuju suatu tempat dimana zat radioaktif akan digunakan di dalam negeri atau dilakukan ekspor jika digunakan di luar negeri. Jika zat radioaktif didatangkan dari luar negeri maka titik awal pengangkutan adalah pelabuhan laut atau pelabuhan udara.

Dalam konteks penggunaan zat radioaktif maka titik awal adalah lokasi tempat kerja ke tempat kerja lain atau ke *basecamp* atau semacam kantor dimana proyek pekerjaan berlokasi. Zat radioaktif tersebut adalah sumber yang mobil (*mobile sources*) yang digunakan untuk kegiatan radiografi industri dan *well logging*. Sedangkan zat radioaktif lainnya yang digunakan untuk radioterapi, kedokteran nuklir untuk kesehatan, dan iradiator, gauging, perunut, fasilitas kalibrasi, penangkal petir untuk industri berada dalam satu lokasi tertentu dimana zat radioaktif terpasang tetap.

Kegiatan pengangkutan tahap terakhir jika zat radioaktif tidak digunakan lagi maka pemegang izin akan mengembalikan ke negara asal (re-ekspor) atau disimpan di tempat pengelolaan limbah radioaktif. Oleh karena itu, dalam rangka pengawasan pengangkutan zat radioaktif dibedakan menjadi 3 kelompok kegiatan, yaitu: (a) ekspor, impor atau re-ekspor; (b) radiografi industri atau *well logging*; dan (c) kegiatan lainnya (transaksional/lokasi tunggal).

Berdasarkan praktek di lapangan, kegiatan radiografi industri dan *well logging* yang paling banyak masalah terkait kepatuhan terhadap aspek keselamatan radiasi dan keamanan sumber radioaktif dibandingkan kegiatan lainnya. Mobilisasi dan masalah yang dapat terjadi dikarenakan zat radioaktif yang digunakan untuk radiografi industri dan *well logging* merupakan sumber radioaktif yang bersifat mobil (*mobile sources*), yang berpindah-pindah dari satu lokasi proyek ke proyek lain di seluruh penjuru nusantara baik yang lokasinya di darat maupun di laut. Pada umumnya zat radioaktif ini diimpor dan digunakan sendiri oleh pihak perusahaan yang bergerak di tambang minyak. Jika tidak digunakan lagi maka sumber radioaktif ini akan dikembalikan lagi (re-ekspor) ke negara asal oleh pihak perusahaan tersebut.

Zat radioaktif untuk kegiatan lainnya (transaksional/lokasi tunggal) merupakan sumber



yang bukan mobil sebagai peralatan sumber radiasi pion tetapi terpasang tetap di suatu fasilitas. Contoh: radioterapi dan kedokteran nuklir di rumah sakit, kamera radiografi industri, iradiator, gauging di sektor industri, dan lain-lain. Jadi tidak semua jenis kamera radiografi industri merupakan sumber yang mobil, demikian halnya dengan peralatan gauging tidak semuanya yang terpasang tetap.

Dalam prakteknya di lapangan, tidak hanya kamera radiografi dan *well logging* yang masuk kelompok 2 tetapi ada peralatan lain, yaitu gauging portabel yang digunakan untuk mengukur kadar air/densitas (*moisture/density gauge*) di suatu area yang akan dijadikan sebagai pondasi konstruksi, jalan, landasan pesawat terbang dan mendeteksi hidrokarbon dalam batuan tambang. Sumber radioaktif yang digunakan Am-241 Be pemancar neutron dan Cs-137 pemancar gamma. Sebagai contoh, gauging portabel merek Troxler berada di atas bungkusan luar diberikan dalam Gambar 1 dan seorang pekerja sedang menggunakan gauging portabel, diberikan Gambar 2. Jika gauging portabel sedang tidak digunakan dan akan diangkut maka gauging portabel dimasukkan ke dalam bungkusan luar. Berdasarkan data tahun 1994, inspeksi pernah dilakukan terhadap gauging portabel milik Fakultas Teknik Sipil ITB dan Dirjen Geologi dan Pertambangan, Departemen Energi di Bandung. Juga tahun 1993 kegiatan inspeksi terhadap gauging portabel pernah dilakukan secara bersama dengan inspektur *Atomic Energy Control Board*, Kanada.

Berdasarkan data Direktorat Perizinan FRZR, peralatan lain yang mobilitasnya hampir sama dengan radiografi industri mobil (fasilitas terbuka) sudah ada di Indonesia. Peralatan lain tersebut adalah profiler yang dilengkapi sumber radioaktif Gd-153 yang masuk dalam izin pemanfaatan gauging. Sumber Gd-153 ini digunakan untuk pengecekan kualitas pipa dan juga sambungan pipa dari korosi dan pengikisan serta *crack* pada pipa. Peralatan profiler Gd-153 dibuat oleh *Lixi Inc.* yang merupakan peralatan NDT dan biasanya, juga digunakan sebagai pendamping untuk peralatan kamera radiografi.



Gambar 1. Alat *Moisture/Density Gauge*, dan Pembungkus Luar.



Gambar 2. Pekerja Menggunakan Alat *Moisture/Density Gauge*.

### Pengelompokan Kegiatan Pengangkutan

Kegiatan impor dan ekspor dibuat dalam satu kelompok sangat jelas tetapi re-eksportir agak ganjil jika ditinjau dari kondisi zat radioaktif yang barangkali sudah lama digunakan. Jika demikian pertimbangannya maka re-eksportir masuk kelompok 3, yaitu transaksional. Akan tetapi, pengelompokan menjadi masuk akal karena dasar pertimbangan teknisnya adalah bungkusan yang dikirim kembali ke negara asal, artinya persyaratannya menjadi sama dengan ekspor. Selain itu, terminologi re-eksportir tidak dikenal di pihak Bea dan Cukai yang mempunyai otoritas mengenai barang masuk/keluar dari wilayah kepabeanan.

Biasanya, kegiatan re-eksportir ini dilakukan oleh perusahaan yang bergerak di bidang jasa tambang minyak yang perusahaannya bersifat global. Oleh karena, mobilisasi zat radioaktif harus diketahui dan dikendalikan secara sentral dari kantor pusatnya yang berada di suatu negara pemilik perusahaan tersebut. Dokumen persyaratan teknis tersebut sebenarnya sudah ada di BAPETEN ketika diajukan permohonan izin impor dan persetujuan impor beberapa waktu sebelumnya. Namun, terkadang persetujuan kegiatan pengangkutan zat radioaktif untuk re-eksportir tidak diajukan oleh pemohon karena terkendala persyaratan re-eksportir zat radioaktif, misalnya dokumen hilang. Jalan keluar sementara bagi perusahaan, sumber disimpan di dalam bunker dengan cara memperpanjang izin penggunaan.

Sedangkan kegiatan re-eksportir dilakukan oleh pihak pengguna yang mempunyai kontrak dengan importir bahwa sumber yang tidak digunakan lagi akan dikembalikan ke negara asal. Jika tidak memungkinkan maka sumber radioaktif tersebut akan disimpan dan dikelola di Pusat Teknologi Pengelolaan Limbah Radioaktif



(PTLR), BATAN di Serpong. Namun, pemilik sumber wajib terlebih dahulu memenuhi persyaratan persetujuan pengiriman zat radioaktif ke BAPETEN. Dalam hal izin pemanfaatan (penggunaan) tidak ada, maka sesuai ketentuan berupa kebijakan, Direktorat Perizinan FRZR akan menerbitkan izinnya terlebih dahulu.

Salah satu contoh kasus adalah PT. Pertamina (Persero) Unifery Unit IV, Cilacap yang menyimpan 9 buah sumber radioaktif ke PTLR-BATAN, yang diterbitkan dalam 1 izin pemanfaatan, tanggal 4 Desember 2012. Berita Acara Serah Terima Limbah Radioaktif dibuat tanggal 26 November 2012 dan surat tugas pengangkutan tertanggal 10 Desember 2012. Akan tetapi formulir lembar isian surat penyerahan limbah radioaktif yang membuktikan tiba di lokasi PTLR tertanggal 17 Desember 2012.

Berdasarkan temuan hasil inspeksi tertanggal 20 – 21 Agustus 2014, penetapan penghentian penggunaan zat radioaktif belum diterbitkan. Hal ini berarti sumber data sumber radioaktif masih muncul di B@LIS dan tagihan biaya penghentian kegiatan tidak ada. Implikasinya, Penerimaan Negara Bukan Pajak tidak ada.

#### **Penerapan POB dan PTL**

##### ➤ **Penerapan POB**

Uraian POB untuk tiap kelompok kegiatan pengangkutan meliputi 26 poin yang menetapkan mekanisme permohonan persetujuan mulai dari tahap awal hingga akhir memerlukan proses yang panjang sehingga akan memakan waktu yang panjang untuk penerbitan persetujuan. Padahal, pihak pemohon sangat membutuhkan zat radioaktif untuk segera diangkut menuju satu tujuan tertentu terutama untuk kegiatan impor, kegiatan radiografi industri dan *well logging* ketika di lapangan.

Secara khusus kegiatan impor, jika zat radioaktif semakin lama disimpan di kawasan pabeanan maka biaya sewa gudang juga semakin besar. Oleh karena itu, tidak heran jika pemohon yang terkait dengan kegiatan impor, radiografi industri dan *well logging* mengambil jalan pintas karena ketentuan tidak dapat dipatuhi. Namun, untuk kegiatan re-ekspor, pengelolaan limbah dan kegiatan lain barangkali mekanisme dalam POB masih relevan karena zat radioaktif tersebut tidak harus sesegera mungkin tiba di suatu tempat.

Mengenai kewajiban pemohon terkait pembayaran biaya persetujuan pada poin 16 sd 19 yang membuat kondisi sedemikian rupa barangkali berlebihan karena pemohon tidak mungkin membiarkan zat radioaktif berlama-lama dalam suatu tempat apalagi kegiatan impor. Dalam bagian Tingkat Layanan, kebijakan

antisipatif sudah ditetapkan bahwa “persetujuan pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif dalam rangka ekspor, impor atau re-ekspor ini merupakan satu kesatuan dengan penerbitan persetujuan ekspor, impor atau re-ekspor zat radioaktif.” Permohonan persetujuan pengangkutan siklusnya merupakan satu mata rantai dengan permohonan izin impor dan permohonan persetujuan impor. Sikuens KATUN yang diterbitkan BAPETEN adalah izin impor, persetujuan impor dan persetujuan pengangkutan zat radioaktif.

##### ➤ **Penerapan PTL**

Pemohon persetujuan harus memenuhi persyaratan administrasi dan persyaratan teknis dalam PTL. Pada dasarnya, kedua jenis persyaratan tersebut sudah ada di BAPETEN ketika diajukan permohonan izin impor atau ekspor dan dokumennya relatif masih valid mengingat tenggang waktu antara permohonan persetujuan dengan terbitnya izin impor atau izin ekspor relatif baru (kurang dari 1 tahun karena masa berlaku izin impor atau ekspor 1 tahun). Jika ada perubahan hanya sebagian persyaratan administrasi, misalnya pemegang izin. Akan tetapi, untuk permohonan persetujuan re-ekspor kadangkala mengalami masalah karena persyaratan teknis yang diminta bisa jadi dokumennya tidak disimpan dengan baik oleh pemegang izin (misalnya penggunaan *well logging*) dan masalah tersebut dapat diterima akal karena zat radioaktif yang digunakan barangkali sudah lama hingga puluhan tahun.

Mengenai penetapan waktu yang diperlukan BAPETEN untuk melakukan penilaian dokumen elektronik permohonan persetujuan pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif diuraikan dalam 6 poin. Penetapan waktu sejumlah 6 poin tersebut diulang lagi karena sudah ada dalam POB sejumlah 26 poin yang menjadikan Lampiran semakin lebih rinci dan efeknya pemohon cenderung enggan untuk memahaminya.

Selain itu, izin pemanfaatan yang dimaksud dalam setiap persyaratan administrasi harus disebutkan dengan jelas (izin impor, izin ekspor, izin re-ekspor, izin pengalihan, izin penggunaan, izin penyimpanan atau izin yang lain). Jangan sampai Direktorat Perizinan FRZR menjadi multi tafsir karena bisa berpotensi menjadi sengketa hukum [4]. Berdasarkan praktek dan realita di lapangan maka izin pemanfaatan yang dimaksud dapat berupa izin impor, izin ekspor dan izin penggunaan tergantung dari jenis kegiatannya yang merupakan bagian dari pemanfaatan.

Jika kegiatannya impor dan pemohon sedang mengajukan persetujuan pengangkutan maka izin pemanfaatan yang dimaksud adalah

izin impor. Jika kegiatannya ekspor dan pemohon sedang mengajukan persetujuan pengangkutan maka izin pemanfaatan yang dimaksud adalah izin ekspor. Jika kegiatannya re-ekspor atau pengelolaan limbah radioaktif dan pemohon sedang mengajukan persetujuan pengangkutan maka izin pemanfaatan yang dimaksud adalah izin penggunaan. Oleh karena itu, dalam hal zat radioaktif tidak memiliki izin penggunaan ketika zat radioaktif tidak akan digunakan lagi, maka pemohon harus terlebih dahulu mengurus izin penggunaan. Dengan adanya izin penggunaan, pemohon dapat mengurus persetujuan.

#### ➤ Kebijakan Terkait Persetujuan Pengangkutan Kamera Radiografi

Dalam rangka mengatasi banyaknya keluhan dari pihak pemegang izin terkait penggunaan sumber yang mobil, khususnya penggunaan kamera radiografi di lapangan maka Peraturan Kepala (Perka) BAPETEN terkait penggunaan kamera radiografi telah diubah menjadi Perka BAPETEN No.8 Tahun 2014 tentang Perubahan atas Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 7 Tahun 2009 tentang Keselamatan Radiasi dalam Penggunaan Kamera Radiografi Industri.

Salah satu perubahan Perka BAPETEN adalah terkait dengan persetujuan pengiriman. Dalam hal ini ditetapkan bahwa persetujuan pengiriman pada atau antar kabupaten dan/atau kota berlaku selama 3 bulan sejak tanggal persetujuan pengiriman diterbitkan. Pemegang izin wajib mengajukan permohonan perubahan izin jika terjadi perpindahan peralatan radiografi dari satu lokasi ke lokasi lain yang tidak tercantum dalam surat izin. Solusi yang ditawarkan adalah menjadikan masa berlaku persetujuan lebih lama (3 bulan) [5].

## KESIMPULAN

1. SK Kepala BAPETEN No. 572/K/X/2013 terdiri dari isi dan 3 lampiran yang memuat Prosedur Operasional Baku (POB) dan Penetapan Tingkat Layanan (PTL). Pengangkutan zat radioaktif dibedakan dalam 3 kelompok kegiatan:  
(1) Persetujuan Pelaksanaan Pengangkutan Zat Radioaktif dalam Rangka Ekspor, Impor atau Re-ekspor;  
(2) Persetujuan Pelaksanaan Pengangkutan Zat Radioaktif dalam Kegiatan Radiografi Industri atau *Well Logging*; dan (3) Persetujuan Pelaksanaan Pengangkutan Zat Radioaktif dalam Kegiatan Lainnya (Transaksional/Lokasi Tunggal). POB dan PTL sangat rinci yang

digambarkan dalam bagan alur POB sehingga terkesan rumit.

2. Penerapan SK Kepala BAPETEN ini lebih didedikasikan untuk mengoperasikan kegiatan pengangkutan sumber yang mobil (radiografi industri portabel dan mobil, *well logging* dan gauging portabel).
3. POB yang menetapkan mekanisme persetujuan terlalu panjang dan kewajiban pembayaran biaya persetujuan pada poin 16 sd 19 barangkali berlebihan karena pemohon tidak mungkin membiarkan zat radioaktif berlama-lama dalam suatu tempat, apalagi kegiatan impor.
4. Proses persetujuan kegiatan pengangkutan seharusnya dapat dilakukan lebih cepat lagi mengingat persyaratan administrasi dan persyaratan teknis dalam PTL sudah ada di BAPETEN, ketika permohonan izin impor dan persetujuan impor. Jikalau ada perubahan data hanya terkait pemegang izin ketika re-ekspor atau pengelolaan limbah dan data teknis paparan radiasi.
5. Rangkaian kegiatan persetujuan pengiriman zat radioaktif dalam rangka penyimpanan limbah radioaktif juga terkait dengan persetujuan penghentian kegiatan termasuk biayanya.
6. Izin pemanfaatan yang merupakan salah satu persyaratan administrasi harus disebut secara jelas (izin impor, izin ekspor, izin re-ekspor, izin pengalihan, izin penggunaan, izin penyimpanan atau izin yang lain) karena berpotensi menjadi sengketa hukum jika salah tafsir.
7. Penegakan hukum melalui sanksi administratif hanya relevan untuk sumber yang mobil karena memiliki izin penggunaan sehingga sanksi yang diatur dalam PP No.33 Tahun 2007 dan PP No. 29 Tahun 2008 dapat diterapkan. Sanksi administrasi tidak relevan diterapkan terhadap kegiatan impor, ekspor, re-ekspor atau sumber lainnya.

## UCAPAN TERIMA KASIH

Diucapkan terima kasih banyak kepada yang dihormati 3 orang staf muda Direktorat Perizinan FRZR, Sdr. Roy Chandra, Sdr. Darwin Fernandus Sihombing dan Sdr. Tiar Fridianto yang bersedia melkukan diskusi, memberikan masukan dan dokumen SK. Kepala BAPETEN No. 572/K/X/2013.

## DAFTAR PUSTAKA

- [1] BAPETEN, SK Kepala BAPETEN No. 572/K/X/2013 tentang Penetapan Tingkat Pelayanan (Service Level Arrangement) Persetujuan Pelaksanaan Pengangkutan Zat Radioaktif di Lingkungan Badan Pengawas Tenaga Nuklir, 2013, Jakarta.
- [2] BAPETEN, Peraturan Pemerintah No. 26 Tahun 2002 tentang Keselamatan Pengangkutan zat Radioaktif, 2002, Jakarta.
- [3] T. Marpaung, *Tinjauan Kendali Pengawasan Pengangkutan Zat Radioaktif Berdasarkan PP No.26 Tahun 2002 dan Amandemennya*, BAPETEN, 2014, Jakarta.
- [4] T. Marpaung, *Studi Kasus Penegakan Hukum PT. X dalam Pemanfaatan Kamera Radiografi Industri Tahun 2013*, BAPETEN, 2014, Jakarta.
- [5] BAPETEN, *Peraturan Kepala BAPETEN No.8 Tahun 2014 tentang Perubahan atas Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 7 Tahun 2009 tentang Keselamatan Radiasi dalam Penggunaan Kamera Radiografi Industri*. 2014, Jakarta

## PENGATURAN LINTAS BATAS PENGANGKUTAN LIMBAH RADIOAKTIF DI WILAYAH HUKUM REPUBLIK INDONESIA

Nanang Triagung Edi Hermawan

Direktorat Pengaturan Pengawasan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif

Badan Pengawas Tenaga Nuklir

Jln. Gajah Mada No.8 Jakarta Pusat 10120

[n.triagung@bapeten.go.id](mailto:n.triagung@bapeten.go.id)

### ABSTRAK

PENGATURAN LINTAS BATAS PENGANGKUTAN LIMBAH RADIOAKTIF DI WILAYAH HUKUM REPUBLIK INDONESIA. Pemanfaatan bahan nuklir dan zat radioaktif di seluruh dunia terus mengalami peningkatan. Hal tersebut tentu saja berpotensi menimbulkan limbah radioaktif yang juga meningkat, baik secara kuantitas maupun kualitas. Pengawasan terhadap kegiatan pengelolaan limbah radioaktif harus dilakukan, termasuk dalam hal pengangkutan limbah radioaktif lintas batas antar negara. Tujuan pengawasan tersebut diantaranya untuk mencegah terjadinya penyelundupan, pembuangan limbah radioaktif di laut, serta mengantisipasi potensi terjadinya insiden atau kecelakaan pada saat pengangkutan limbah radioaktif lintas batas di wilayah hukum Republik Indonesia. Dikarenakan kondisi geografi Indonesia yang sangat luas, berupa negara kepulauan pada titik persilangan lalu lintas perdagangan dunia yang sangat strategis, dan keterbatasan sumber daya atau infrastruktur, pengawasan pengangkutan lintas batas limbah radioaktif harus dilakukan melalui pendekatan bertingkat dengan prioritas terhadap limbah radioaktif tingkat tinggi. Persetujuan multilateral harus diatur dan diterapkan untuk pengiriman limbah radioaktif tingkat tinggi dari negara asal ke negara tujuan yang melintas dan/atau singgah di daerah pabean Republik Indonesia.

Kata kunci: limbah radioaktif, pengangkutan, lintas batas, persetujuan multilateral.

### ABSTRACT

*THE ARRANGEMENTS OF TRANSBOUNDARY MOVEMENT OF RADIOACTIVE WASTE IN THE JURISDICTION OF THE REPUBLIC OF INDONESIA. The utilization of nuclear and radioactive material is increase rapidly in the world. This condition has the potential to increase generation of radioactive waste, both in quantity and quality. Radioactive waste management control must be done, including for transboundary movement of radioactive waste in states borders. The objectives of controlling are for preventing illicit trafficking, disposal of radioactive wastes in to the sea, and anticipating the safety risk probability if the radiological accident or incident happened on the transboundary movement of radioactive waste in the jurisdiction of the Republic of Indonesia. Due to the Indonesia's geography condition is very large, form an archipelago at the point of intersection traffic strategic world trade, and limitation of resources or infrastructure, the control of transboundary movement of radioactive waste must be implemented by grading approach with the most priority to high level radioactive waste. Multilateral approval mechanism must be arranged and applied for the shipment of high level radioactive waste from the origin to destination country that cross and/or transit in Indonesian custom area.*

*Keywords: radioactive waste, transportation, transboundary, multilateral approval.*

### PENDAHULUAN

Pemanfaatan bahan nuklir dan zat radioaktif dewasa ini semakin meningkat, seperti dalam bidang penelitian dan pengembangan, kesehatan, industri, dan energi. Kegiatan ini tentu saja juga menyebabkan terjadinya peningkatan timbulnya limbah radioaktif, baik secara kuantitas maupun kualitas. Dalam kegiatan pengadaan bahan nuklir dan zat radioaktif, sangat dimungkinkan terjadinya transaksi ekspor-impor antar negara, termasuk dalam hal pengelolaan limbah radioaktif yang dihasilkan dari setiap jenis pemanfaatan tenaga nuklir.

Penggunaan sumber radioaktif yang berasal dari suatu negara biasa disertai dengan perjanjian pengembalian sumber bekas sebagai limbah radioaktif ke negara asal. Hal yang sama

juga diterapkan untuk bahan bakar nuklir bekas dari reaktor nuklir. Bahan bakar nuklir bekas yang telah digunakan pada reaktor riset di Indonesia dikembalikan ke negara asal untuk dikelola lebih lanjut di negara asal. Di samping pengembalian ke negara asal, beberapa negara yang menganut daur bahan nuklir tertutup seringkali mengirim bahan bakar nuklir bekas untuk diproses ulang di negara lain yang memiliki fasilitas pemrosesan ulang. Kenyataan tersebut di atas menyebabkan terjadinya lalu lintas pengangkutan limbah radioaktif lintas batas negara.

Posisi strategis negara Indonesia yang berada di persilangan lalu lintas perdagangan dunia, antara benua Asia dan benua Australia, serta antara Samudera Hindia dan Samudera Pasifik, sangat dimungkinkan menjadi tempat

perlintasan maupun transit pengiriman limbah radioaktif antar negara. Pergerakan lintas batas limbah radioaktif yang melalui wilayah hukum Negara Kesatuan Republik Indonesia harus diawasi untuk menjamin perlindungan keselamatan, keamanan dan kedamaian, baik terhadap masyarakat maupun kelestarian lingkungan hidup.

Indonesia sebagai negara kepulauan terluas di dunia masih memiliki banyak keterbatasan, baik sarana dan prasarana maupun infrastruktur penunjang untuk melakukan pengawasan terhadap pergerakan atau pengiriman limbah radioaktif antar negara yang melintas atau singgah. Dengan demikian perlu dirumuskan suatu kebijakan nasional yang dituangkan ke dalam sistem peraturan perundang-undangan, termasuk mekanisme implementasinya di lapangan melalui suatu studi yang mendalam dan komprehensif.

Adapun tujuan dilakukannya studi pengaturan lintas batas pengangkutan limbah radioaktif di wilayah hukum Republik Indonesia, diantaranya adalah:

- menyamakan pemahaman mengenai sistem internasional yang berlaku;
- menyamakan pengertian mengenai kebijakan nasional yang sudah ada;
- mensosialisasikan konsep pengaturan lintas batas pengangkutan limbah radioaktif sebagaimana telah diatur dalam Peraturan Pemerintah No.61 Tahun 2013 tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif.

## METODOLOGI

Studi pengaturan lintas batas pengangkutan limbah radioaktif di wilayah hukum negara Republik Indonesia ini dilakukan dengan metode diskriptif melalui studi pustaka dengan tahapan langkah meliputi pengumpulan literatur dan informasi pendukung, analisis, diskusi dan pembahasan, serta penyusunan laporan. Lingkup pembahasan dititikberatkan mengenai pengaturan persetujuan multilateral dalam lintas batas pengangkutan atau pengiriman limbah radioaktif tingkat tinggi.

## PRINSIP DASAR PENGELOLAAN LIMBAH RADIOAKTIF

Limbah radioaktif didefinisikan sebagai zat radioaktif dan bahan, serta peralatan yang telah terkena zat radioaktif atau menjadi radioaktif karena pengoperasian instalasi nuklir yang tidak dapat digunakan lagi. Limbah radioaktif diklasifikasikan menjadi limbah radioaktif tingkat rendah, sedang, dan tinggi [1]. Limbah radioaktif tingkat tinggi terdiri atas bahan bakar nuklir bekas dan limbah radioaktif yang ditimbulkan dari pemrosesan ulang bahan

bakar nuklir bekas. Pengelolaan limbah radioaktif meliputi tahapan kegiatan pengumpulan, pengelompokan, pengolahan, pengangkutan, penyimpanan, dan/atau pembuangan limbah radioaktif [1,2].

Dalam setiap tahapan pengelolaan limbah radioaktif, setiap pemangku kepentingan harus menerapkan prinsip-prinsip dasar dalam pengelolaan limbah radioaktif, yang meliputi [3]:

- perlindungan terhadap kesehatan manusia;
- perlindungan terhadap kelestarian lingkungan hidup;
- perlindungan hingga di luar tapal batas negara;
- tidak menimbulkan beban bagi generasi mendatang;
- penetapan sistem hukum nasional;
- pengendalian timbulnya limbah radioaktif;
- saling keterkaitan atau keberlanjutan dalam setiap tahap pengelolaan; dan
- keselamatan fasilitas.

Penerapan prinsip dasar dalam pengelolaan limbah radioaktif sebagaimana disebut di atas juga harus diterapkan dalam hal pengaturan lintas batas pengangkutan limbah radioaktif, baik yang melintas, singgah atau transit di wilayah Indonesia.

## SISTEM PENGANGKUTAN LINTAS BATAS

Beberapa konvensi atau perjanjian internasional terkait dengan pengangkutan lintas batas limbah radioaktif telah ditetapkan, diantaranya *Joint Convention on The Safety of Spent Fuel Management and on The Safety of Radioactive Waste Management* [4], *Code of Practice on the International Transboundary Movement of Radioactive Waste* [5], and *Convention on the Prevention of Marine Pollution by Dumping of Wastes and Other Matter, commonly called London Convention* [6].

Di dalam *Joint Convention Article no.27* diatur bahwa setiap negara pihak harus melakukan langkah-langkah yang sesuai untuk memastikan setiap pengangkutan lintas batas dilakukan sesuai dan konsisten dengan ketentuan dalam konvensi maupun perangkat ketentuan internasional lain yang terkait. Setiap negara pihak harus memastikan bahwa [4]:

- setiap negara asal harus melakukan langkah-langkah untuk memastikan setiap pengangkutan lintas batas limbah radioaktif memiliki izin dan dilakukan dengan pemberitahuan dan persetujuan badan pengawas di negara tujuan;
- pengangkutan lintas batas yang melalui suatu negara transit harus dikenakan ketentuan internasional yang terkait dengan setiap jenis moda angkutan yang digunakan;



- c. setiap negara tujuan harus memberikan persetujuan terhadap suatu pengangkutan lintas batas hanya jika secara administrasi dan teknis, termasuk pengaturan yang diperlukan untuk pengelolaan bahan bakar nuklir bekas atau limbah radioaktif, berkesesuaian dengan konvensi internasional;
- d. setiap negara asal memberikan izin atau persetujuan terhadap pengangkutan lintas batas hanya jika persyaratan yang diberlakukan oleh negara tujuan sebagaimana dimaksud dalam poin c terpenuhi;
- e. setiap negara asal harus melakukan langkah-langkah yang sesuai untuk menyetujui pengembalian ke negaranya jika pengangkutan lintas batas tidak sesuai dengan ketentuan, kecuali terdapat pengaturan lain yang dapat diterapkan.

Setiap negara pihak dilarang memberikan izin atau persetujuan pengiriman bahan bakar nuklir bekas atau limbah radioaktif dengan tujuan tempat di belahan selatan bumi yang berada pada posisi lebih besar dari 60<sup>0</sup> Lintang Selatan untuk maksud penyimpanan ataupun pembuangan. Ketentuan ini berkaitan dengan pelarangan percobaan senjata nuklir pada wilayah tersebut.

Secara prinsip, merupakan hak setiap negara untuk melarang perpindahan lintas batas limbah radioaktif dari, menuju, atau melintas wilayahnya. Di dalam *Code of Practice on the International Transboundary Movement of Radioactive Waste*, terdapat beberapa ketentuan meliputi [5]:

- a. setiap negara yang terlibat dalam perpindahan lintas batas limbah radioaktif harus mengambil langkah yang sesuai untuk memastikan bahwa setiap perpindahan dilakukan mengikuti standar keselamatan internasional;
- b. setiap negara harus mengambil langkah yang sesuai untuk memastikan bahwa setiap perpindahan limbah radioaktif dilaksanakan setelah mendapatkan notifikasi atau persetujuan pengiriman, penerimaan, dan transit sesuai dengan peraturan perundang-undangan masing-masing;
- c. setiap negara yang terkait dengan perpindahan lintas batas limbah radioaktif harus memiliki badan pengawas yang relevan dan mengadopsi prosedur yang sesuai;
- d. negara penerima harus mengizinkan penerimaan limbah radioaktif untuk dikelola atau dibuang apabila memiliki kapasitas secara administratif dan teknis, serta tersedia sistem pengawasan untuk mengelola atau membuang limbah radioaktif yang sesuai dengan standar keselamatan internasional;
- e. setiap negara harus mengambil tindakan yang sesuai untuk mengintroduksi ketentuan mengenai jaminan pertanggungjawaban, ganti

rugi atau tindakan remedial terhadap kerusakan yang mungkin ditimbulkan selama pelaksanaan perpindahan lintas batas yang relevan ke dalam sistem peraturan perundang-undangan;

- f. setiap negara harus mengambil tindakan yang sesuai, termasuk mengadopsi peraturan perundang-undangan, untuk memastikan setiap perpindahan lintas batas limbah radioaktif dilaksanakan sesuai dengan kode ini.

Perpindahan lintas batas limbah radioaktif secara umum dilakukan menggunakan moda angkutan laut. Pengangkutan ini dapat bersinggungan dengan tindakan pelanggaran hukum, seperti penyelundupan ataupun pembuangan limbah radioaktif ke laut lepas atau samudera. Sebagaimana disebutkan di dalam Konvensi London, pembuangan limbah radioaktif ke laut lepas atau samudera merupakan tindakan yang terlarang [6].

## SISTEM HUKUM INDONESIA

Sebagai perwujudan tanggung jawab negara untuk melindungi masyarakat dan lingkungan hidup dari potensi dampak merugikan akibat keberadaan limbah radioaktif, maka kegiatan pengelolaan limbah radioaktif harus dilakukan dan menjadi tanggung jawab penghasil dan pengelola limbah radioaktif. Kegiatan tersebut diawasi secara ketat oleh Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) melalui tiga pilar pengawasan yang meliputi penyusunan peraturan, penyelenggaraan sistem perizinan, dan pelaksanaan inspeksi [1].

Berkaitan dengan limbah radioaktif yang berasal dari luar negeri, negara Indonesia secara tegas melarang limbah tersebut masuk, disimpan, ataupun dibuang di wilayah Indonesia. Hal tersebut dikecualikan untuk limbah radioaktif yang berasal dari zat radioaktif yang diproduksi di dalam negeri.[2]

Mengingat posisi strategis Indonesia yang berada di jalur utama lalu lintas perdagangan dunia, maka untuk menerapkan prinsip dasar pengelolaan limbah radioaktif dikaitkan dengan perpindahan lintas batas, Indonesia harus memiliki perangkat pengawasan, mulai dari sistem peraturan perundang-undangan, perizinan, dan inspeksi yang memadai.

Berkaitan dengan sistem peraturan perundang-undangan sebagai landasan atau payung hukum, di dalam Peraturan Pemerintah No.61 Tahun 2013 tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif sebagai pengganti Peraturan Pemerintah No.27 Tahun 2002 telah diatur secara eksplisit ketentuan mengenai perpindahan lintas batas limbah radioaktif yang menuju, dari, melalui, ataupun singgah di wilayah hukum

Negara Republik Indonesia dalam bab tersendiri [2]. Pengaturan perpindahan lintas batas limbah radioaktif yang diatur hanya berupa limbah radioaktif tingkat tinggi, khususnya yang berwujud bahan bakar nuklir bekas.

Prioritas tersebut didasarkan potensi risiko bahaya radiasi pada pengangkutan bahan bakar nuklir bekas yang sangat tinggi dibandingkan dengan jenis limbah radioaktif yang lain, serta mempertimbangkan keterbatasan infrastruktur pengawasan yang kita miliki. Risiko bahaya radiasi yang sangat tinggi dalam pelaksanaan pengangkutan bahan bakar nuklir bekas berkaitan dengan adanya zat radioaktif produk fisi yang terdiri atas berbagai radionuklida dengan laju paparan radiasi sangat tinggi dan berumur paro relatif panjang, bahkan sangat panjang. Di samping itu, pembangkitan panas sebagai akibat proses peluruhan radionuklida produk fisi juga harus mendapatkan perhatian khusus, sehingga bungkusan bahan bakar nuklir bekas harus dilengkapi dengan sistem pendinginan yang handal.

Di samping aspek teknis berupa potensi bahaya radiasi yang sangat penting, pelaksanaan pengangkutan bahan nuklir, termasuk bahan bakar nuklir bekas, memiliki sensitivitas aspek politis yang strategis. Sebagai negara peserta konvensi mengenai pelarangan penyebaran dan uji coba senjata nuklir, Indonesia harus memastikan bahwa bahan nuklir yang melintas atau singgah di wilayah hukum Indonesia tidak bertentangan dengan maksud penggunaan tenaga nuklir untuk tujuan damai.

Meskipun negara Indonesia merupakan negara kepulauan terbesar di dunia, tetapi pengawasan di titik terluar maupun di tapal batas masih belum memadai. Berbagai kendala yang masih menjadi permasalahan utama diantaranya personil yang tidak mencukupi, juga perangkat keamanan, seperti jumlah kapal pengawas yang masih sangat terbatas, terlebih dalam hal pengawasan lintas batas pengangkutan zat radioaktif oleh BAPETEN. Di samping terus mendorong penambahan dan pembenahan infrastruktur pengawasan, maka pengaturan yang jelas, tegas, dan mampu laksana dapat menjadi perangkat pengawasan yang cukup optimal dan efisien.

## PERSETUJUAN LINTAS BATAS

Pengiriman bahan bakar nuklir bekas dari negara asal ke negara tujuan dengan melalui dan/atau singgah di daerah pabean Negara Kesatuan Republik Indonesia dengan atau tanpa mengganti sarana pengangkutan wajib mendapat persetujuan dari Kepala BAPETEN sebelum pengiriman dilaksanakan. Persetujuan pengiriman atau pemindahan lintas batas bahan

nuklir bekas merupakan persetujuan yang bersifat multilateral dimana pergerakan bahan bakar nuklir bekas harus mendapatkan persetujuan dari badan pengawas negara asal, negara yang dilalui atau disinggahi, hingga negara tujuan akhir. Persetujuan tersebut menjadi perangkat pengawasan secara administrasi yuridis yang cukup efisien untuk mengawasi pengiriman lintas batas bahan bakar nuklir bekas, dan sudah menjadi praktik yang umum secara internasional.

Adapun pengertian daerah pabean, sebagaimana diatur di dalam Undang-undang No. 17 Tahun 2006 tentang Perubahan Atas Undang-undang No. 10 Tahun 1995 tentang Kepabeaan, merupakan wilayah Republik Indonesia yang meliputi wilayah darat, perairan dan ruang udara di atasnya, serta tempat-tempat tertentu di Zona Ekonomi Eksklusif dan landas kontinen yang di dalamnya berlaku undang-undang ini [7].

Untuk memperoleh persetujuan sebagaimana tersebut di atas, pengirim limbah radioaktif harus menyampaikan notifikasi secara tertulis kepada Kepala BAPETEN dan melampirkan dokumen berupa [2]:

- a. persetujuan dari badan pengawas negara asal;
- b. persetujuan dari badan pengawas negara tujuan;
- c. dokumen pengangkutan, yang paling sedikit berisi data atau informasi mengenai:
  1. identitas pengirim, pengangkut, dan penerima;
  2. tanggal dan lama singgah;
  3. rute pengangkutan;
  4. jenis, aktivitas, dan kuantitas bahan bakar nuklir bekas; dan
  5. tipe bungkusan.

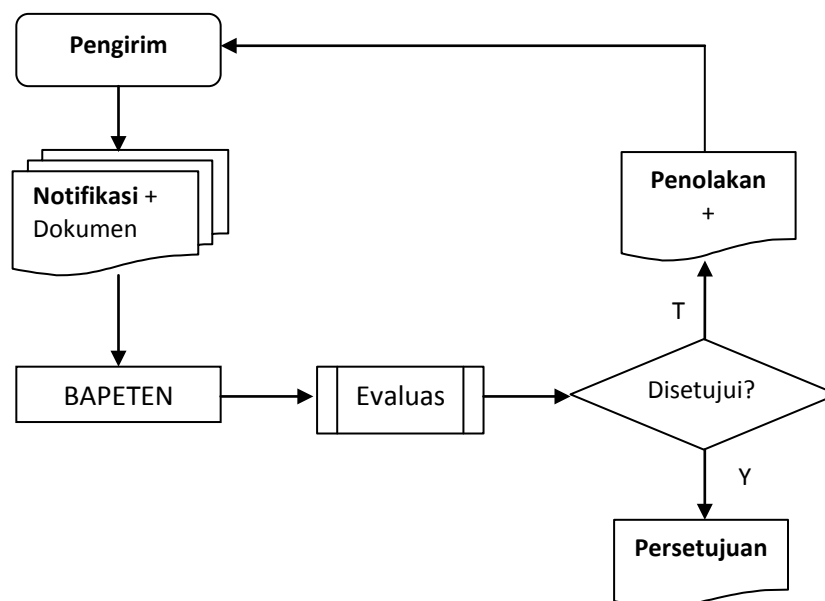
Selanjutnya Kepala BAPETEN melakukan penilaian terhadap dokumen-dokumen sebagaimana tersebut di atas dalam kurun waktu paling lama 3 (tiga) hari kerja terhitung sejak notifikasi diterima. Hasil proses penilaian berupa persetujuan atau penolakan atas pengajuan notifikasi. Persetujuan yang diberikan oleh Kepala BAPETEN paling sedikit memuat data atau informasi mengenai [2]:

- a. identitas pengiriman bahan bakar nuklir bekas;
- b. negara asal dan negara tujuan bahan bakar nuklir bekas diangkut;
- c. dokumen mengenai jenis, aktivitas, karakteristik, dan jumlah bahan bakar nuklir bekas yang akan melalui dan/atau singgah di daerah pabean Negara Kesatuan Republik Indonesia;
- d. alat angkut yang akan digunakan;
- e. tanggal pelaksanaan pengangkutan, waktu singgah, dan nama pelabuhan atau bandar udara tempat masuk dan keluar bahan bakar nuklir bekas; dan

f. masa berlaku persetujuan.

Secara ringkas proses pengajuan notifikasi pengangkutan lintas batas bahan bakar nuklir bekas, proses evaluasi dokumen persyaratan,

hingga penerbitan persetujuan pengiriman lintas batas dapat dilihat pada Gambar 1.



Gambar 1. Alur permohonan dan penerbitan persetujuan notifikasi perpindahan lintas batas bahan bakar nuklir bekas [2]

Persetujuan atas notifikasi perpindahan lintas batas bahan nuklir bekas diberikan dengan catatan bahwa pelaksanaan pengangkutan harus

dilaksanakan sesuai dengan peraturan perundang-undangan mengenai keselamatan dan keamanan pengangkutan zat radioaktif.

## KESIMPULAN

Dari uraian makalah mengenai pengaturan lintas batas pengangkutan limbah radioaktif ini dapat disimpulkan beberapa hal penting, meliputi:

1. Pengangkutan lintas batas limbah radioaktif berupa bahan bakar nuklir bekas yang melalui atau singgah di wilayah hukum Republik Indonesia harus diawasi untuk memastikan keselamatan, keamanan, dan kedamaian bagi anggota masyarakat dan lingkungan hidup.
2. Prioritas pengawasan pengangkutan lintas batas bahan bakar nuklir bekas berkaitan dengan potensi risiko bahaya radiasi yang tinggi, dan aspek politis yang strategis.
3. Pengawasan pelaksanaan pengangkutan lintas batas bahan bakar nuklir bekas secara administrasi yuridis dilakukan dengan penerbitan persetujuan pengiriman lintas batas oleh BAPETEN sesuai dengan ketentuan Peraturan Pemerintah No. 61 Tahun 2013 tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif.

## DAFTAR PUSTAKA

- [1]. Undang-undang Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran;
- [2]. Peraturan Pemerintah Nomor 61 Tahun 2013 tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif;
- [3]. IAEA, *Principle of Radioactive Waste Management*, Safety Series No. 111-F, Vienna, 1995;
- [4]. IAEA, *Joint Convention on The Safety of Spent Fuel Management and on The Safety of Radioactive Waste Management*, Information Circular No.456, Vienna, 1997;
- [5]. IAEA, *Code of Practice on the International Transboundary Movement of Radioactive Waste*, Information Circular No.386, Vienna, 1990;
- [6]. IMO, *Convention on the Prevention of Marine Pollution by Dumping of Wastes and Other Matter*, London, 1972;
- [7]. Undang-undang Nomor 17 Tahun 2006 tentang Perubahan Atas Undang-undang No. 10 Tahun 1995 tentang Kepabeanan.

## TINJAUAN KENDALI PENGAWASAN PENGANGKUTAN ZAT RADIOAKTIF BERDASARKAN PP NO.26 TAHUN 2002 DAN AMANDEMENNANYA

Togap Marpaung \*)

Pegawas Radiasi Madya, dan Inspektur Utama Keselamatan Radiasi  
Badan Pengawas Tenaga Nuklir  
Jl. Gajah Mada No. 8, Jakarta Pusat 10120  
Telepon (021) 6385 8269-70 e-mail: [t.marpaung@bapeten.go.id](mailto:t.marpaung@bapeten.go.id)

### ABSTRAK

**TINJAUAN KENDALI PENGAWASAN PENGANGKUTAN ZAT RADIOAKTIF BERDASARKAN PP NO.26 TAHUN 2002 DAN AMANDEMENNANYA.** PP No.26 Tahun 2002 tentang Keselamatan Pengangkutan Zat Radioaktif telah diberlakukan sekitar 12 tahun. PP ini menjadi dasar hukum dalam pengawasan pengangkutan zat radioaktif yang diselenggarakan melalui perizinan, inspeksi dan penegakan hukum. Hingga saat ini sudah dilakukan pembahasan yang kelima untuk harmonisasi amandemennya di Kementerian Hukum dan Hak Azasi Manusia. Poin utama maklah ini adalah Pasal 6 ayat (1) PP No. 26 Tahun 2002 yang menetapkan “pengangkutan zat radioaktif hanya dapat dilakukan bila pengirim dan penerima zat radioaktif telah memiliki izin pemanfaatan tenaga nuklir dari Badan Pengawas” dan Pasal 55 ayat (1) draf akhir amandemennya yang menetapkan “pengirim dan penerima sebelum melaksanakan pengangkutan wajib memiliki izin pemanfaatan sumber radiasi pengion”. Disimpulkan bahwa ketentuan tersebut tidak dapat diterapkan secara seksama terutama bagi pihak penerima, kecuali zat radioaktif dijadikan limbah radioaktif. Bahkan bagi pengirim sendiri juga tidak dapat diterapkan secara absolut tergantung jenis kegiatan pengangkutannya. Juga ketentuan yang mengatur pelanggaran sanksi administrasi yang ditetapkan dalam Pasal 34 – Pasal 35 PP No.26 Tahun 2002 dan Pasal 82 – Pasal 85 amandemennya tidak dapat diterapkan.

**Kata Kunci:** pengangkutan, zat radioaktif, izin pemanfaatan, pengirim, pengangkut, penerima.

### ABSTRACT

**REVIEW OF REGULATORY CONTROL OF TRANSPORT OF RADIOACTIVE MATERIAL BASED ON GOVERNMENT REGULATION (GR) NO.26 YEAR 2002 AND ITS AMENDMENTS.** GR No. 26 Year 2002 on Safety Transport of Radioactive Material have been enacted about 12 years. GR is the legal basis in controlling the transport of radioactive material performing through licensing, inspection and enforcement. Until now, discussion has been doing five times for harmonization amendments in the Ministry of Justice and Human Rights. The main points of this paper is Article 6, paragraph (1) GR No. 26 Year 2002 which establishes "the transport of radioactive substances can only be done if the consignor and consignee of radioactive material have a license of utilization of nuclear energy from Regulatory Body" and Article 55 paragraph (1) a draft final iss amanedments which establishes "the consignor and the consignee before carrying out the transport required to have a license of utilization of sources of ionizing radiation". It was concluded that these provisions can not be applied carefully, especially for the consginor, unless the radioactive material will be managed to be a radioactive waste. Even for theconsignee itself also can not be applied depending on the type of absolute transport activities. Also provisions governing administrative sanctions violations set forth in Article 34 - Article 35 of Regulation 26 Year 2002 and Article 82 - Article 85 amendments can not be applied.

**Key Words:** transportation, radioactive materia, utilization license, consignor, carrier, consginee.

### PENDAHULUAN

Peraturan Pemerintah (PP) No. 26 Tahun 2002 tentang Keselamatan Pengangkutan Zat Radioaktif menjadi dasar hukum dalam pengawasan pengangkutan zat radioaktif yang diselenggarakan melalui perizinan dan inspeksi serta penegakan hukum. Ketentuan yang diatur dalam PP No. 26 Tahun 2002 ini dianggap tidak sesuai lagi dengan rekomendasi *Internasional Atomic Energy Agency (IAEA)*, yang dipublikasikan melalui *IAEA TS-R-1 Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material*, 2009. Selain itu, merebaknya isu global dan tingginya perhatian dunia terhadap urgensi pengaturan mengenai

keamanan dalam pengangkutan zat radioaktif, perlu disikapi dan ditindaklanjuti. Proses kegiatan pengangkutan zat radioaktif sangat luas dan kompleks, jika disederhanakan maka tahap awal meliputi pembuatan desain zat radioaktif hingga pembuatan bungkusan yang melibatkan desainer atau pabrikan sebagai subjek hukum. Tahap menengah meliputi pengujian bungkusan, tipe dan kategorinya beragam yang melibatkan laboratorium uji sebagai subjek hukum. Tahap akhir meliputi penyiapan, pengiriman, pemuatan, transit, pembokaran dan penerimaan bungkusan zat radioaktif.

Mengingat ruang lingkup kegiatan pengangkutan yang luas ditambah lagi pengertian

zat radioaktif yang jenisnya beragam sehingga pembahasan tinjauan ini dibatasi hanya pengangkutan zat radioaktif pada tahap akhir untuk pemanfaatan tenaga nuklir di bidang fasilitas radiasi dan zat radioaktif (FRZR). Pokok bahasan tulisan ini mengenai tinjauan peraturan, penerapannya melalui penyelenggaraan perizinan dan inspeksi termasuk mekanisme penerapan sanksi administrasi dan penegakan hukum. Fokus bahasan lebih dipertajam lagi tentang izin pemanfaatan yang dikaitkan dengan sanksi administrasi karena berpotensi sengketa hukum.

Tim penyusunan amandemen PP No. 26 Tahun 2002, nampaknya mengalami kesulitan untuk merumuskan kriteria teknis pengangkutan zat radioaktif menjadi norma dikarenakan salah satu faktor utamanya adalah pengaturan pengangkutan zat radioaktif ruang lingkungannya luas dan kompleks. Oleh karenanya ketentuan yang diatur dalam pasal-pasal cukup sulit dipahami, padahal pembahasan amandemen PP No. 26 Tahun 2002 ini sudah berlangsung lama dan rapat koordinasi terbatas dalam rangka harmonisasi sudah berlangsung 5 kali di kantor Kementerian Hukum dan Hak Azasi Manusia (KEMENKUMHAM), Jakarta.

Tinjauan kendali pengawasan dalam pengangkutan zat radioaktif dilakukan dengan tujuan utama:

1. menguraikan kendali pengawasan pengangkutan zat radioaktif secara umum
2. mengidentifikasi kewajiban pengirim dan penerima memiliki izin pemanfaatan sebelum zat radioaktif diangkut.
3. menelaah implikasi kewajiban pengirim dan penerima memiliki izin pemanfaatan dikaitkan dengan sanksi administrasi.

## METODOLOGI

Tinjauan kendali pengawasan dalam pengangkutan zat radioaktif dilakukan dengan metode deskriptif melalui studi literatur dengan tahapan meliputi pengumpulan literatur dan informasi pendukung, analisis, diskusi dan pembahasan serta penulisan makalah. Diskusi dan pembahasan dilakukan dengan rekan sekerja di BAPETEN dari Direktorat Peraturan FRZR, Direktorat Inspeksi FRZR, Pusat Pengkajian Sistem dan Teknologi Pengawasan FRZR terutama dari Direktorat Perizinan FRZR. Juga dilakukan diskusi dengan pihak pemohon atau pemegang izin, khususnya Petugas Proteksi Radiasi (PPR) yang ditunjuk pemegang izin menjadi orang yang bertanggungjawab dalam hal keselamatan radiasi.

## HASIL DAN PEMBAHASAN

### Pengertian Pengangkutan dan Zat Radioaktif

Pengertian pengangkutan meliputi: desain, pembuatan, pengujian zat radioaktif, pengujian bungkusan, penyiapan, pengiriman, pemeliharaan dan perbaikan pembungkus, pemuatan, serta penyimpanan selama transit, penyimpanan dan sesudah pengangkutan, pembongkaran dan penerimaan bungkusan [1]. Proses kegiatan pengangkutan zat radioaktif sangat luas dan kompleks, mata rantainya panjang dimulai dari tahap awal dan menengah hingga akhir.

Tahap awal meliputi pembuatan desain zat radioaktif hingga pembuatan bungkusan yang melibatkan desainer atau pabrikan sebagai subjek hukum. Tahap menengah meliputi pengujian zat radioaktif, pengujian bungkusan berdasarkan tipe dan kategorinya oleh laboratorium uji sebagai subjek hukum. Tahap akhir meliputi penyiapan, pengiriman, pemuatan, penyimpanan selama transit, pembongkaran dan penerimaan bungkusan zat radioaktif melalui jaringan lalu lintas umum, dengan menggunakan sarana angkutan darat, air dan udara yang melibatkan 3 subjek hukum, yaitu pengirim, pengangkut dan penerima.

Ruang lingkup pengangkutan zat radioaktif dari aspek keselamatan radiasi, meliputi: (1) klasifikasi zat radioaktif; (2) bungkusan zat radioaktif; (3) persiapan pengangkutan zat radioaktif; (4) proteksi dan keselamatan radiasi dalam pengangkutan zat radioaktif; dan (5) pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif.

Pengertian zat radioaktif dari aspek keselamatan radiasi dan keamanan sumber radioaktif telah mengindikasikan betapa rumitnya penyusunan Rancangan Peraturan Pemerintah (RPP). Zat radioaktif dari aspek keselamatan radiasi, meliputi:

- Zat radioaktif diklasifikasikan, sebagai berikut: (1) Zat Radioaktif Aktivitas Jenis Rendah; (2) Benda Terkontaminasi Permukaan; (3) Zat Radioaktif Bentuk khusus; (4) Zat Radioaktif Daya Sebar Rendah; (5) Bahan Fisil; dan (6) Uranium Heksaforida (UF<sub>6</sub>). Poin nomor 4 dan 5 adalah lingkup zat radioaktif untuk Instalasi dan Bahan Nuklir (IBN).
- Zat Radioaktif Aktivitas Jenis Rendah terdiri dari: (a) Zat Radio-aktif Aktivitas Jenis Rendah-I; (b) Zat Radioaktif Aktivitas Jenis Rendah-II; dan (c) Zat Radioaktif Aktivitas Jenis Rendah-III.
- Benda Terkontaminasi Permukaan terdiri dari: (1) Benda Terkontaminasi



Permukaan-I; dan (2) Benda Terkontaminasi Permukaan-II.

- Tipe Bungkusan terdiri atas:
  - (1) Bungkusan Industri;
  - (2) Bungkusan Tipe A;
  - (3) Bungkusan Tipe B(U);
  - (4) Bungkusan Tipe B(M);
  - (5) Bungkusan Tipe C; dan
  - (6) Bungkusan Dikecualikan.
- Bungkusan industri terdiri atas:
  - (a) Bungkusan industri-I;
  - (b) Bungkusan industri-II; dan
  - (c) Bungkusan industri-III. Sedangkan Kategori Bungkusan terdiri atas:
    - (1) I-Putih;
    - (2) II-Kuning; dan
    - (3) III-Kuning.

Zat radioaktif dari aspek keamanan sumber radioaktif, meliputi:

- Zat radioaktif bentuk khusus dan zat radioaktif daya sebar rendah.
- Zat radioaktif bentuk khusus dan zat radioaktif daya sebar rendah dikategorikan menjadi:
  - (a) sumber radioaktif kategori 1;
  - (b) sumber radioaktif kategori 2;
  - (c) sumber radioaktif kategori 3;
  - (d) sumber radioaktif kategori 4; dan
  - (e) sumber radioaktif kategori 5 [2].

Zat radioaktif bentuk khusus adalah sumber radioaktif terbungkus yang merupakan satu kesatuan dalam satu wadah. Bungkusan adalah pembungkus dengan isi zat radioaktif di dalamnya, yang disiapkan untuk diangkut. Fungsi bungkusan disatu sisi merupakan seperangkat peralatan nuklir yang siap untuk digunakan di tempat kerja setelah dipasang sesuai manual instruksi. Beberapa contoh sumber terbungkus berupa peralatan yang digunakan untuk industri adalah sebagai berikut: iradiator, kamera radiografi industri (portabel, *mobile*, dan terpasang tetap), gauging (terpasang tetap dan portabel), *well logging* dan barang konsumen (misalnya detektor asap), dan yang digunakan untuk medik adalah radioterapi. Contoh sumber terbuka (bentuk padat atau gas) yang digunakan untuk industri adalah kegiatan perunut dan sumber terbuka (bentuk cairan) yang digunakan untuk medik adalah kegiatan kedokteran nuklir. Zat radioaktif bentuk padat, cair dan gas ini dikenal dengan zat radioaktif curah karena zat radioaktifnya merupakan satu kesatuan.

Dalam industri tambang, misalnya tambang timah maka hasil samping tambang dapat dikategorikan sebagai zat radioaktif asalkan memenuhi kriteria, yaitu jumlah dan konsentrasi aktivitas radionuklidanya. Zat radioaktif tersebut lazim dikenal sebagai *Technologically Enhanced Naturally Occuring*

*Radioactive Material* (TENORM). Pengertian TENORM adalah zat radioaktif alam yang dikarenakan kegiatan manusia atau proses teknologi terjadi peningkatan paparan potensial jika dibandingkan dengan keadaan awal.

### Pengaturan Pengangkutan Zat Radioaktif

Penyusunan peraturan merupakan tugas pokok pertama BAPETEN dan Direktorat Pengaturan Pengawasan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif (DP2FRZR) diberi tugas untuk mengembangkan peraturan di bidang FRZR termasuk pengangkutan zat radioaktif. Amandemen PP No. 26 Tahun 2002 mulai direncanakan tahun 2009 dan konsepsi selesai dikerjakan oleh DP2FRZR tahun 2010. Latar belakang amandemen dilakukan mengingat dan menimbang PP No. 26 Tahun 2002 tidak sesuai lagi dengan rekomendasi *Internasional Atomic Energy Agency* (IAEA), yang dipublikasi melalui IAEA TS-R-1 *Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material*, edisi 2009, berikut dokumen pendukungnya yang menjadi acuan dalam praktik pengangkutan zat radioaktif yang lazim di dunia. Isu global dan tingginya perhatian dunia terhadap urgensi aspek keamanan juga menjadi perhatian. Penyusunan amandemen PP No.26 Tahun 2002 bertujuan untuk:

1. menyempurnakan dan memperkuat landasan hukum yang memiliki kemampulaksanaan, kedayagunaan, dan kehasilgunaan yang optimum terhadap kegiatan pengangkutan zat radioaktif;
2. menjamin kepastian hukum yang lebih komprehensif terhadap terwujudnya keselamatan pekerja dan anggota masyarakat, serta perlindungan terhadap lingkungan hidup dari potensi timbulnya bahaya radiasi yang berasal dari kegiatan pengangkutan zat radioaktif; dan
3. memberikan landasan hukum yang jelas dan pasti terhadap internalisasi dan penerapan aspek keamanan dalam pengangkutan zat radioaktif secara nasional [3].

Rancangan amandemen PP No.26 Tahun 2002 (RPP) mulai disusun dan dibahas dalam bentuk pasal-pasal di tingkat internal BAPETEN sejak tahun 2011. Hingga saat ini, Juli 2014 rakor RPP telah memasuki tahap pembahasan yang ke-5 di KEMENKUMHAM. Kemajuan hasil pembahasan belum mencapai kesepakatan bahwa materinya dapat diteruskan ke Sekretariat Negara (SETNEG) untuk selanjutnya diteruskan ke Presiden untuk ditandatangani. Ada beberapa ketentuan yang diatur dalam pasal-pasal masih dalam

perdebatan, merupakan norma atau tidak, dan masalah lainnya.

Pada tahap akhir kegiatan pengangkutan zat radioaktif melibatkan 3 subjek hukum (pengirim, pengangkut dan penerima) dan kewajiban pengirim dan penerima ditetapkan dalam:

- Pasal 6 PP No. 26 Tahun 2002 :
  - (1) Pengangkutan zat radioaktif hanya dapat dilakukan bila pengirim dan penerima zat radioaktif telah memiliki izin pemanfaatan tenaga nuklir dari Badan Pengawas.
  - (2) Selain izin pemanfaatan, sebelum pengangkutan dilaksanakan, pengirim harus terlebih dahulu mendapat persetujuan pengiriman dari Badan Pengawas.
  - (3) Persetujuan diatur lebih lanjut dengan Keputusan Kepala Badan Pengawas.
- Pasal 55 amandemennya:
  - (1) Pengirim dan penerima sebelum melaksanakan pengangkutan wajib memiliki izin pemanfaatan sumber radiasi pengion.
  - (2) Dalam melaksanakan pengangkutan, pengirim harus memastikan pengangkut telah memenuhi ketentuan peraturan perundang-undangan di bidang pengangkutan.
- Pasal 74 amandemennya:
  - (1) Pengirim wajib mendapat persetujuan pengiriman zat radioaktif dari Kepala BAPETEN sebelum pelaksanaan pengangkutan.
  - (2) Untuk memperoleh persetujuan pengiriman zat radioaktif, pengirim harus mengajukan permohonan kepada Kepala BAPETEN dengan melampirkan dokumen persyaratan yang meliputi:
    - (a) fotokopi sertifikat mutu zat radioaktif;
    - (b) fotokopi sertifikat persetujuan desain zat radioaktif;
    - (c) fotokopi sertifikat persetujuan desain bungkusan; dan/atau
    - (d) prosedur pengangkutan.

Ketentuan yang mengatur pelanggaran sanksi administrasi ditetapkan dalam Pasal 34 – Pasal 35 PP No.26 Tahun 2002 dan Pasal 82 – Pasal 85 amandemennya.

**Tabel 1. Sanksi Administrasi**

<b>Pasal 34 – Pasal 35 PP No.26/2002</b>	<b>Pasal 82 – Pasal 85 Amandemennya</b>
a.peringatan tertulis; b.pembekuan izin pemanfaatan; atau c.pencabutan izin	a.peringatan tertulis b.penghentian sementara kegiatan pemanfaatan; atau c.pencabutan izin.

Perihal izin pemanfaatan yang ditetapkan dalam PP No.26 Tahun 2002 dan amandemennya juga ditetapkan dalam SK Kepala BAPETEN No. No.572/K/X/2013 tentang Penetapan Tingkat Layanan Persetujuan Pengangkutan Zat Radioaktif di Lingkungan BAPETEN. Pada bagian Lampiran I, II dan III, ditetapkan bahwa salah satu persyaratan administrasi adalah izin pemanfaatan sumber radiasi pengion.

Dalam SK Kepala BAPETEN tersebut juga ditetapkan kelompok pengangkutan zat radioaktif yang dibedakan dalam 3 kegiatan: meliputi:(1) Persetujuan Pelaksanaan Pengangkutan Zat Radioaktif dalam Rangka Ekspor, Impor atau Re-ekspor; (2) Persetujuan Pelaksanaan Pengangkutan Zat Radioaktif dalam Kegiatan Radiografi Industri atau *Well Logging*; dan (3) Persetujuan Pelaksanaan Pengangkutan Zat Radioaktif dalam Kegiatan Lainnya (Transaksional/Lokasi Tunggal) [4].

Terdapat pendapat dari internal BAPETEN yang menganggap bahwa ketentuan terkait izin pemanfaatan dalam PP No.26 dan amandemennya adalah benar. Dalam makalah “Pengembangan Sistem Inspeksi Keselamatan Radiasi Terhadap Kegiatan Pengangkutan Zat Radioaktif,” pemakalah menyatakan “disamping mempersyaratkan bahwa pengirim dan penerima wajib memiliki izin pemanfaatan, kegiatan pengangkutan zat radioaktif harus mendapatkan persetujuan pengiriman dari BAPETEN” [5].

Agar pengangkut dapat melakukan pengangkutan zat radioaktif sesuai ketentuan baik dari aspek keselamatan radiasi maupun keamanan sumber radioaktif, maka ada kewajiban bagi pengirim untuk memberikan keterangan mengenai bungkusan, petunjuk teknis dan bahaya yang mungkin timbul. Dengan demikian keterangan yang diberikan kepada pengangkut tersebut adalah menjadi pedoman bagi pengangkut dan petunjuk bila terjadi sesuatu. Adapun akibat kesalahan pemberitahuan atau keterangan yang tidak lengkap sehingga mengakibatkan kerugian, maka hal ini menjadi tugas dan tanggungjawab pengirim.

### Penyelenggaraan Perizinan Pengangkutan Zat Radioaktif

Peyelenggaraan perizinan merupakan tugas pokok kedua BAPETEN dan Direktorat Perizinan FRZR diberi tugas untuk mengoperasikan penerapan PP No. 26 Tahun 2002 melalui sistem perizinan. Adapun sistem perizinan yang dikerjakan hanya pada tahap akhir proses kegiatan pengangkutan zat radioaktif, yaitu pemenuhan persyaratan administrasi dan persyaratan teknis yang dieksekusi melalui Surat Keputusan Kepala BAPETEN yang diamanatkan Pasal 6 ayat (2) dan ayat (3) PP No. 6 Tahun 2002. Pada tanggal 21 Oktober 2013 terbitlah SK Kepala BAPETEN No.572/K/X/2013 tentang Penetapan Tingkat Layanan Persetujuan Pengangkutan Zat Radioaktif di Lingkungan BAPETEN yang mengoperasikan Pasal 6 ayat (2) tersebut (topik ini akan dibahas tersendiri). Tahap awal dan tahap menengah proses kegiatan pengangkutan zat radioaktif dikerjakan oleh Direktorat Perizinan Instalasi dan Bahan Nuklir (IBN), misalnya masa berlaku sertifikat bungkusan kamera radiografi.

Dasar penetapan pengirim dan penerima wajib terlebih dahulu memiliki izin pemanfaatan tersebut mengacu pada bagian Penjelasan Umum alinea ketiga PP No. 26 Tahun 2002, sebagai berikut: "Untuk membantu dan memudahkan pengawasan terhadap pengangkutan zat radioaktif kepada pengirim dan penerima yang akan melakukan kegiatan pengangkutan zat radioaktif dibebankan kewajiban untuk terlebih dahulu memiliki izin pemanfaatan tenaga nuklir. Kewajiban tersebut dilatarbelakangi oleh adanya kebijakan dalam peraturan perundang-undangan yang berlaku yang menegaskan bahwa setiap kegiatan pemanfaatan tenaga nuklir, termasuk pengangkutan zat radioaktif wajib mendapat izin dari Badan Pengawas."

Pasal 17 ayat (1) Undang-undang (UU) No. 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran menetapkan setiap pemanfaatan tenaga nuklir wajib memiliki izin, kecuali dalam hal-hal tertentu yang diatur lebih lanjut dengan Peraturan Pemerintah. Dalam konteks pengangkutan zat radioaktif maka ketentuan Pasal 17 ayat (1) UU No.10 Tahun 1977 tersebut dimaknai bahwa setiap subjek hukum (pengirim dan penerima) wajib memiliki izin pemanfaatan sebelum zat radioaktif diangkut. Dalam Ketentuan Umum UU No.10 Tahun 1997, arti pemanfaatan terdiri dari 13 kegiatan, meliputi: penelitian, pengembangan, penambangan, pembuatan, produksi, pengangkutan, penyimpanan, pengalihan, ekspor, impor, penggunaan, dekomisioning, dan pengelolaan limbah radioaktif.

Berdasarkan PP No.29 Tahun 2008 tentang Perizinan Pemanfaatan Sumber Radiasi Pengion dan Bahan Nuklir. Praktik yang berlaku selama ini bahwa ketentuan penerima wajib memiliki izin terlebih dahulu sebelum zat radioaktif diangkut dapat diterapkan secara absolut, tetapi bagi penerima tidak demikian. Penerima tidak akan pernah memiliki izin pemanfaatan apalagi jenisnya izin penggunaan. Sebagai contoh, rumah sakit yang akan menggunakan Co-60, aktivitas 8.000 Ci untuk radioterapi. Kecuali pada saat Co-60 akan menjadi limbah radioaktif maka izin pengelolaan limbah sudah pasti dimiliki oleh Pusat Teknologi Pengelolaan Limbah Radioaktif (PTLR) - BATAN. Pemanfaatan dikaitkan dengan status pengirim, jenis izin pemanfaatan dan masa berlaku izin, diberikan dalam Tabel 2.

**Tabel 2. Pengirim Zat Radioaktif, Jenis Izin Pemanfaatan dan Masa Berlaku Izin**

<b>Pengirim Zat Radioaktif</b>	<b>Jenis Izin Pemanfaatan</b>	<b>Masa Berlaku izin</b>
Importir	izin Impor	1 tahun
Pengalih	izin pengalihan	1 tahun
Pengguna	izin penggunaan	1 – 5 tahun
Eksportir	izin ekspor	1 tahun

Untuk kegiatan pengangkutan dalam rangka re-ekspor dan pengelolaan limbah harus dan pasti ada izin penggunaan, hanya masalahnya barangkali masa berlaku izin penggunaan sudah kedaluwarsa. Adapun Keputusan Tata Usaha Negara (KATUN) yang diterbitkan oleh BAPETEN terkait kegiatan pengangkutan adalah persetujuan pengiriman zat radioaktif dan bukan izin pengangkutan zat radioaktif.

Penerima tidak dimungkinkan memiliki izin penggunaan karena persyaratan izin yang menjadi ketentuan, pada prinsipnya belum dapat dipenuhi secara lengkap dan sesuai. Penerima sebagai pemohon izin penggunaan ke BAPETEN harus terlebih dahulu memperoleh sejumlah dokumen dari pihak pengirim (misalnya importir kamera radiografi industri), antara lain:

- 1) spesifikasi teknis atau manual operasi kamera radiografi dan peralatan penunjang;
- 2) fotokopi sertifikat desain zat radioaktif (sumber radioaktif terbungkus) ISO 2919.
- 3) fotokopi sertifikat desain bungkusan, misalnya kamera radiografi sesuai ISO 3999.
- 4) fotokopi persetujuan pengiriman zat radioaktif.

- 5) berita acara uji fungsi kamera radiografi.
- 6) garansi kontrak purna jual yang berlaku 1 tahun.

Sebagian dari dokumen tersebut menjadi syarat izin penggunaan yang disampaikan oleh penerima ke Direktorat Perizinan FRZR, BAPETEN. Jika suatu instansi/perusahaan sudah memiliki izin penggunaan maka kondisi itu tidak berlaku karena sistem perizinan memberlakukan 1 (satu) zat radioaktif diterbitkan izin penggunaan, kecuali zat radioaktif berupa curah. Jadi prinsipnya satu izin untuk satu sumber. Untuk penggunaan jenis lain, misalnya iradiator dan radioterapi, dokumen dan ketentuan yang harus dipenuhi importir lebih rumit lagi.

### **Penyelenggaraan Inspeksi dan Penegakan Hukum dalam Pengangkutan Zat Radioaktif**

#### **➤ Penyelenggaraan Inspeksi Terkait Pengangkutan Zat Radioaktif**

Penyelenggaraan inspeksi merupakan tugas pokok yang ketiga BAPETEN dan Direktorat Inspeksi FRZR melalui inspektur diberi tugas secara rutin untuk memantau komitmen pemegang izin dalam menerapkan persyaratan izin dari aspek keselamatan radiasi dan keamanan sumber radioaktif, juga persetujuan pengiriman zat radioaktif di lapangan.

Pasal 78 PP No. 29 Tahun 2008 menetapkan bahwa inspeksi dilakukan meliputi pemeriksaan administrasi dan teknis yang dilaksanakan secara berkala atau sewaktu-waktu, dengan atau tanpa pemberitahuan. Inspeksi yang dilakukan oleh inspektur untuk memastikan bahwa persyaratan keselamatan radiasi dan keamanan sumber radioaktif telah dipenuhi di lapangan. Selanjutnya dalam Pasal 79 PP No.29 Tahun 2008 ditegaskan bahwa inspektur memiliki kewenangan, antara lain: (1) melakukan inspeksi selama proses perizinan; (2) menghentikan pemanfaatan sumber radiasi pengan jika terjadi situasi yang membahayakan terhadap: keselamatan pekerja, masyarakat, dan lingkungan hidup; atau keamanan sumber radioaktif. Kedua kewenangan inspektur ini merupakan hal yang strategis dalam rangka penegakan hukum manakala terjadi pelanggaran sanksi administrasi atau sanksi pidana.

Direktorat Inspeksi FRZR sebagai unit penyelenggara inspeksi harus mencermati prioritas utama pelaksanaan inspeksi selama pengangkutan zat radioaktif. Ada beberapa faktor yang dipertimbangkan terkait karakteristik zat radioaktif yang menjadi objek hukum, meliputi: (1) jenis, aktivitas, waktu paro dan energi zat radioaktif; (2) tipe dan jenis bungkusan; dan (3) jenis kegiatan pengangkutan. Sedangkan jadwal

penentuan inspeksi dengan kesesuaian pengangkutan perlu juga mendapat perhatian meskipun tidak terlalu spesifik, kegiatan inspeksi dapat dikoordinasikan dengan Direktorat Perizinan FRZR. Penggunaan anggaran inspeksi dapat dibuat lebih fleksibel terkait dengan skla prioritas.

Inspeksi dapat dilakukan pada tiap tahapan yang terdiri dari tahapan persiapan, pelaksanaan pengiriman, maupun pasca penerimaan pembungkus. Bahkan inspeksi juga dapat dilakukan pada seluruh tahapan yang berarti inspektur mengawal mulai dari pemuatan sebagai titik keberangkatan (misalnya pelabuhan laut) hingga sampai tiba pada titik pembongkaran zat radioaktif di lokasi (pabrik, proyek atau *workshop*). Kegiatan inspeksi terkait pengangkutan sudah berjalan sejak pengawasan berada di Biro Pengawasan Tenaga Atom (BPTA), BATAN.

Dalam hal terjadi kedaruratan radiasi atau ancaman keamanan selama pengangkutan zat radioaktif maka pengirim yang bertanggungjawab untuk melakukan tindakan penanganan. Petugas Proteksi Radiasi akan melakukan penanggulangan kedaruratan radiasi sesuai prosedur dan petugas keamanan sumber radioaktif juga akan melakukan tindakan keamanan kelompok pemamfaatan A, B, C atau D.

#### **➤ Pengalaman Inspeksi Terkait Pengangkutan Zat Radioaktif**

Data dan pengalaman inspeksi terkait dengan pengangkutan zat radioaktif ketika pengawasan berada di BPTA, BATAN dapat digunakan sebagai masukan adalah sebagai berikut:

1. Inspeksi selama pengangkutan sumber radioaktif Co-60 yang diimpor dari Kanada (NORDION) untuk iradiator. Aktivitas sumber amat sangat besar, ratusan ribu curie (Ci) yang diangkut dari pelabuhan Tanjung Periuk, Jakarta Utara ke lokasi pabrik PT. Indogamma, Cibitung, Jawa Barat.
2. Inspeksi selama pengangkutan sumber radioaktif Cs-137 yang diimpor dari Prancis untuk kegiatan radioterapi (*blood irradiator*). Aktivitas sumber 3.000 Ci diangkut menggunakan truk trailer dari pelabuhan Tanjung Priuk ke RSUPN dr Cipto Mangunkusumo, Jakarta Pusat.
3. Inspeksi selama pengangkutan sumber radioaktif Co-60 yang diimpor dari Prancis untuk kegiatan radioterapi (*cancer treatment*). Aktivitas sumber 8.000 Ci diangkut dari kantor Importir,



PT. Medtek Jakarta Pusat ke RSUD dr Syaiful Anwar, Malang, Jawa Timur. Inspektur tidak secara langsung mengawal sumber radioaktif tersebut selama dalam perjalanan tetapi inspektur langsung ke lokasi rumah sakit setelah sumber radioaktif lebih dulu tiba di tempat.

4. Inspeksi pasca pengangkutan sumber radioaktif Cs-137 aktivitas beberapa mCi untuk kegiatan *well logging* milik PT. Baker Atlas di lokasi pelabuhan laut, Palembang dan dilanjutkan ke lokasi *workshop* di Prabumulih, Sumatera Selatan.

Dari keempat kegiatan pengangkutan zat radioaktif tidak satupun penerima yang memiliki izin pemanfaatan, apalagi jika yang dimaksud izin penggunaan. Bahkan pengirim sebagai importir belum tentu memiliki izin impor. Pada umumnya dimasa lampau, sumber radioaktif sudah diimpor dan tiba di dalam negeri (misalnya pelabuhan, rumah sakit dan pabrik) tetapi izin impor belum ada, masih dalam prospek.

Untuk kegiatan radiografi industri, tindakan yang dilakukan BPTA, BATAN adalah inspektur melakukan penyegelan terhadap sumber radioaktif yang berada di *workshop* kantor importir sebelum dikirim ke lokasi proyek. Penulis pernah melakukan penyegelan terhadap kamera radiografi industri milik importir PT. Tawada dan PT. Pratita Jakarta. Namun kebijakan tersebut sudah tidak diberlakukan lagi sejak pengawasan berada di BAPETEN mengingat hal itu menyalahi peraturan. Inspektur BAPETEN bukanlah sebagai penyidik pegawai negeri sipil (PPNS) yang mempunyai kewenangan untuk penyitaan terhadap objek hukum yang diawasi jika ada pelanggaran hukum.

#### ➤ **Penegakan Hukum Terkait Pengangkutan Zat Radioaktif**

Meskipun secara tegas dirumuskan mekanisme penegakan hukum dalam hal terjadi pelanggaran terhadap sejumlah pasal yang ditetapkan dalam sanksi administrasi, yaitu Pasal 34 PP No. 26 Tahun 2002 dan Pasal 82 amandemennya. Akan tetapi inspektur BAPETEN harus mencermati jenis kegiatan pengangkutan yang dilakukan oleh pengirim, apalagi penerima.

Jika pemahaman para personil yang ditugaskan di garda depan pengawasan terkait penegakan hukum (inspektur, evaluator perizinan dan ahli hukum) semata-mata hanya mengacu pada Pasal 6 ayat (1) PP No. 26 Tahun 2002, yaitu "pengangkutan zat radioaktif hanya dapat dilakukan bila pengirim dan penerima zat

radioaktif telah memiliki izin pemanfaatan tenaga nuklir dari BAPETEN" maka malapetaka dapat terjadi bagi penerima. Kecuali status pengirim dan penerima adalah badan hukum (perusahaan/perorangan yang sama), biasanya terjadi untuk kegiatan sumber yang mobil (mudah dipindahkan), tentu yang dimaksud tidaklah demikian.

Untuk pelaksanaan pengangkutan zat radioaktif yang bersifat mobil (radiografi industri, *well logging* dan gauging portabel) maka sanksi administrasi dapat diterapkan mengingat izin penggunaan telah dimiliki. Tetapi untuk kegiatan pengangkutan zat radioaktif di luar sumber yang mobil maka ketentuan tersebut tidak dapat diterapkan. Termasuk kegiatan pengangkutan sumber yang mobil jika dalam rangka impor, ekspor, re-ekspor dan pengelolaan limbah, sanksi administrasi tidak dapat diterapkan. Temuan pelanggaran selama pengangkutan sumber yang mobil harus dilakukan tindakan penegakan hukum melalui mekanisme peringatan tertulis, hingga pembekuan dan pencabutan izin. Mekanisme penegakan hukum yang sama dilakukan terhadap sumber yang terpasang tetap ketika digunakan, yang diatur dalam PP No.29 Tahun 2008.

Jika ada pendapat bahwa izin impor dan persetujuan impornya dicabut maka tindakan itu tidak ada faedahnya karena zat radioaktif sudah diimpor dan dikeluarkan dari kawasan kepabeanan. Kebijakan BAPETEN yang demikian menjadi tidak sesuai dan sia-sia.

Jadi prinsip utama penegakan hukum terkait pengangkutan zat radioaktif adalah selama penggunaan meskipun zat radioaktif dalam keadaan sedang diangkut. Bagi pengirim sumber yang mobil, apabila izin penggunaannya sudah tidak berlaku atau tidak memiliki izin penggunaan maka bisa dikenakan penegakan hukum karena melanggar Pasal 43 jo Pasal 17 ayat (1) UU No. 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran. Oleh karena itu, penegakan hukum fokus pada pengirim yang bertanggungjawab dari aspek keselamatan radiasi dan keamanan sumber radioaktif ketika kegiatan pengangkutan yang sejatinya sudah dicakup dalam izin penggunaan. Hal ini berarti, jika izin penggunaan sudah ada maka izin penyimpanan tidak diperlukan lagi.

#### ➤ **Izin Pemanfaatan dalam Pengangkutan Zat Radioaktif Berpotensi Salah Tafsir**

Dalam hal kegiatan pengangkutan zat radioaktif, jangan sampai Direktorat Inspeksi sebagai penyelenggara penegakan hukum di bidang FRZR menjadi multi tafsir mengenai makna izin pemanfaatan karena bisa berpotensi



menjadi sengketa hukum dan beban berat bagi pemegang izin. Berdasarkan praktek dan realita di lapangan maka izin pemanfaatan yang dimaksud dapat berupa izin impor, izin ekspor dan izin penggunaan tergantung dari jenis kegiatannya yang merupakan bagian dari pemanfaatan.

Jika kegiatannya impor dan pemohon sedang mengajukan persetujuan pengangkutan maka izin pemanfaatan yang dimaksud adalah izin impor. Jika kegiatannya ekspor dan pemohon sedang mengajukan persetujuan pengangkutan maka izin pemanfaatan yang dimaksud adalah izin ekspor. Jika kegiatannya re-ekspor atau pengelolaan limbah radioaktif dan pemohon sedang mengajukan persetujuan pengangkutan maka izin pemanfaatan yang dimaksud adalah izin penggunaan.

Oleh karena itu, jika zat radioaktif tidak memiliki izin penggunaan ketika re-ekspor atau dikelola menjadi limbah radioaktif, maka pemohon harus terlebih dahulu mengurus izin penggunaan. Dengan adanya izin penggunaan maka secara otomatis pemohon dapat mengurus persetujuan pengangkutan.

Potensi penegakan hukum terkait kegiatan pengangkutan zat radioaktif dapat terjadi. Sebagai contoh, kasus penegakan hukum PT. X dalam pemanfaatan sumber radioaktif untuk kegiatan radiografi industri yang hingga saat ini masih dalam proses pengadilan. Dalam kasus ini, PT. X diadukan oleh inspektur BAPETEN ke pihak penegak hukum karena tidak mempunyai izin pemanfaatan, yaitu berupa izin penggunaan dan izin penyimpanan. Dalam keterangannya "PT. X tidak menerima tuduhan pelanggaran tersebut dengan menyampaikan bukti bahwa permohonan izin penggunaan untuk ke-4 sumber radioaktif sedang dalam proses ke BAPETEN dan sumber radioaktif tersebut dalam keadaan disimpan di *bunker*."

Jika sumber radioaktif bersifat baru yang didatangkan dari kegiatan importasi atau dari pihak lain maka izin penggunaan tidak mungkin dimiliki oleh Penerima. Dalam kasus ini, Pengirim adalah juga Penerima, izin yang dimiliki adalah izin impor untuk ke-4 sumber radioaktif tersebut. Importasi untuk ke-4 sumber radioaktif dilakukan tidak sekaligus tetapi bertahap. Dilain pihak, ketentuan izin penyimpanan sumber radioaktif tidak diatur lagi dalam PP No.29 Tahun 2008".

Jika kasusnya dikembangkan bahwa PT. X tidak mempunyai persetujuan impor dan persetujuan pengiriman zat radioaktif maka kasus ini menjadi lebih menarik untuk ditelaah. Dalam hal ini, PT. X bertindak sebagai importir zat radioaktif untuk digunakan sendiri sebagai jasa teknik nuklir dengan prinsip uji tak rusak-UTR (*non destructive testing*-NDT). Zat radioaktif

diimpor dari Singapura dan izin impor telah dimiliki dari BAPETEN dengan masa berlaku 1 tahun. Kegiatan importasi zat radioaktif ini sudah menjadi kegiatan yang rutin tidak hanya oleh PT. X tetapi juga PT. Y dan PT. Z dengan kondisi yang sama.

Berdasarkan data, zat radioaktif yang diimpor oleh ke-3 perusahaan tersebut mendapat klirens dari pihak Bea Cukai sehingga zat radioaktif dapat dikeluarkan dari kawasan pabeanan tanpa persetujuan impor dan persetujuan pengangkutan dari BAPETEN. Padahal ketentuannya setiap zat radioaktif yang didatangkan dari luar negeri harus dilengkapi persetujuan pengangkutan ketika dipindahkan dari kawasan pabeanan ke tempat lain, misalnya lokasi kantor PT. X, PT. Y dan PT. Z [6].

## KESIMPULAN

Ketentuan Pasal 6 ayat (1) PP No. 26 Tahun 2002 yang menetapkan "pengangkutan zat radioaktif hanya dapat dilakukan bila pengirim dan penerima zat radioaktif telah memiliki izin pemanfaatan tenaga nuklir dari Badan Pengawas" dan Pasal 55 ayat (1) draf akhir amandemennya yang menetapkan "pengirim dan penerima sebelum melaksanakan pengangkutan wajib memiliki izin pemanfaatan sumber radiasi pengion" tidak dapat diterapkan secara seksama terutama bagi pihak penerima, kecuali zat radioaktif dijadikan limbah radioaktif. Bahkan bagi pengirim sendiri juga tidak dapat diterapkan secara absolut tergantung jenis kegiatan pengangkutannya.

Dasar penetapan pengirim dan penerima wajib terlebih dahulu memiliki izin pemanfaatan dilatarbelakangi pemahaman Tim Perumus Peraturan Pengangkutan Zat Radioaktif pada tahun 2002, sebagai berikut "Untuk membantu dan memudahkan pengawasan terhadap pengangkutan zat radioaktif kepada pengirim dan penerima yang akan melakukan kegiatan pengangkutan zat radioaktif dibebankan kewajiban untuk terlebih dahulu memiliki izin pemanfaatan tenaga nuklir. Kewajiban tersebut dilatarbelakangi oleh adanya kebijakan dalam peraturan perundang-undangan yang berlaku yang menegaskan bahwa setiap kegiatan pemanfaatan tenaga nuklir, termasuk pengangkutan zat radioaktif wajib mendapat izin dari Badan Pengawas." Tim Perumus Peraturan pada tahun 2002 barangkali terjebak hanya pada arti pemanfaatan semata sebagaimana ditetapkan dalam Ketentuan Umum UU No. 10 Tahun 1997 tanpa menelaah implikasinya dalam kegiatan pengangkutan secara operasional di lapangan.

Subjek hukum sebagai pengirim zat radioaktif bisa sebagai eksportir, importir dan pengguna (dalam rangka penggunaan sumber yang

mobil dan sumber yang terpasang tetap atau kegiatan transaksional), re-ekspor dan pengelolaan limbah. Hanya sumber yang mobil dapat dijerat penegakan hukum jika terjadi pelanggaran sanksi administrasi karena memiliki izin penggunaan. Mekanisme sanksi administrasi (peringatan tertulis, hingga pembekuan dan pencabutan izin) dapat diterapkan sesuai dengan PP No.29 Tahun 2008. Bagi pengirim dalam kegiatan sumber yang mobil, yang izin penggunaannya sudah tidak berlaku atau tidak memiliki izin penggunaan maka bisa dikenakan penegakan hukum sanksi pidana karena melanggar Pasal 43 jo Pasal 17 ayat (1) UU No. 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran.

Kegiatan impor dan ekspor tidak dapat dijerat penegakan hukum karena tidak memiliki izin penggunaan meskipun statusnya sebagai pengirim yang memiliki izin impor, persetujuan impor, izin ekspor dan persetujuan ekspor. Langkah penegakan hukum melalui mekanisme sanksi administrasi dan sanksi pidana tidak dapat diterapkan. Tidak ada gunanya izin impor dan persetujuan impor dicabut. Terlebih lagi jika izin impor hanya berlaku untuk zat radioaktif yang diimpor. Namun, jika izin impor masih berlaku untuk zat radioaktif yang lain, barangkali ada efeknya, terganggu kebutuhan pengguna sebagai pengirim. Akan tetapi pihak pengirim yang bertindak sebagai calon pengguna dapat mencari solusinya dengan cara membeli zat radioaktif dari importir lain. Sedangkan kegiatan re-ekspor dan pengelolaan limbah meskipun memiliki izin penggunaan tetapi langkah penegakan hukum melalui mekanisme sanksi administrasi dan sanksi pidana tidak dapat diterapkan. Izin penggunaan sudah tidak bermakna lagi manakala persetujuan pengangkutan dalam rangka re-ekspor dan pengelolaan limbah sudah diterbitkan.

Agar pengangkut dapat melakukan pengangkutan zat radioaktif sesuai ketentuan baik dari aspek keselamatan radiasi maupun keamanan sumber radioaktif, maka ada kewajiban bagi pengirim untuk memberikan keterangan mengenai bungkusan, petunjuk teknis dan bahaya yang mungkin timbul.

Dalam hal terjadi kecelakaan radiasi atau ancaman terhadap keamanan sumber radioaktif selama pengangkutan maka pengirim akan dijerat melalui peraturan perundang-undangan yang berlaku. Tentunya ada sejumlah peraturan perundang-undangan yang terkait dengan pengangkutan dan yang lain dapat diterapkan untuk mengatasi kasus tersebut selain peraturan perundang-undangan ketenaganukliran.

## UCAPAN TERIMA KASIH

Diucapkan terima kasih banyak kepada Yth.:

1. Bapak Nanang Triagung Edi Hermawan, ST., MT., Staf Direktorat Pengaturan Pengawasan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif, BAPETEN sehingga penulis lebih termotivasi untuk juga menulis makalah yang lebih total dan operasional untuk pengawasan.
2. Bapak Nasrudin, SH., MM., Direktur Harmonisasi Peraturan Perundang-Undangan, Kementerian Hukum dan Hak Azasi Manusia, yang mendorong penulis agar memberikan kontribusi melalui pembuatan makalah meskipun tidak terlibat dalam Tim BAPETEN yang menyusun amandemen PP No.26 Tahun 2002.
3. Ibu Ardhien Nissa SH., LLM, Kabid SDA dan LH, Sekretariat Negara, yang memotivasi penulis agar selalu berkarya melalui tulisan mengingat pengalaman kerja penulis selama 8 tahun di Direktorat Pengaturan Pengawasan Fasilitas Radiasi dan Zat Radioaktif, BAPETEN.

## DAFTAR PUSTAKA

- [1] BAPETEN, *Peraturan Pemerintah No.26 Tahun 2002 tentang Keselamatan Pengangkutan Zat Radioaktif*, 2002, Jakarta.
- [2] BAPETEN, *Amandemen Peraturan Pemerintah No.26 Tahun 2002 tentang Keselamatan Pengangkutan Zat Radioaktif*, 2014, Jakarta.
- [3] BAPETEN, *Konsepsi Amandemen Peraturan Pemerintah No.26 Tahun 2002 tentang Keselamatan Pengangkutan Zat Radioaktif*, 2010, Jakarta
- [4] BAPETEN, *SK Kepala BAPETEN No. 572/K/X/2013 tentang Penetapan Tingkat Pelayanan (Service Level Arrangement) Persetujuan Pelaksanaan Pengangkutan Zat Radioaktif di Lingkungan Badan Pengawas Tenaga Nuklir*, 2013, Jakarta.
- [5] N., T., E., Hermawan, *Pengembangan Sistem Inspeksi Keselamatan Radiasi Terhadap Kegiatan Pengangkutan Zat Radioaktif*, 2014, Jakarta.
- [6] T., Marpaung, *Studi Kasus Penegakan Hukum PT. X dalam Pemanfaatan Kamera Radiografi Industri Tahun 2013*, BAPETEN, 2014, Jakarta.

## **PENGELOLAAN ZAT RADIOAKTIF TERBUNGKUS YANG TIDAK DIGUNAKAN BERDASARKAN PERATURAN PEMERINTAH NOMOR 61 TAHUN 2013**

**Suhaedi Muhammad, Nazaroh**

Pusat Teknologi Keselamatan Dan Metrologi Radiasi – BATAN  
Jl. Lebakbulus Raya No. 49 JKSKL Jakarta 12070

### **ABSTRAK**

**PENGELOLAAN ZAT RADIOAKTIF TERBUNGKUS YANG TIDAK DIGUNAKAN BERDASARKAN PERATURAN PEMERINTAH NOMOR 61 TAHUN 2013.** Di dalam pasal 7 Peraturan Pemerintah Nomor 61 Tahun 2013 disebutkan bahwa penghasil limbah radioaktif wajib melakukan pengumpulan dan pengelompokan zat radioaktif terbungkus yang tidak digunakan dan mengirimnya kembali ke negara asal atau menyerahkan kepada BATAN. Sedangkan di dalam pasal 12 disebutkan bahwa BATAN wajib melakukan pengumpulan dan pengelompokan zat radioaktif terbungkus yang tidak digunakan yang diserahkan oleh Penghasil Limbah Radioaktif. Selama pengumpulan dan pengelompokan tersebut BATAN dapat melakukan kajian dengan tujuan untuk menentukan apakah zat radioaktif terbungkus tersebut dapat digunakan sebagai zat radioaktif terbungkus yang dapat digunakan kembali, zat radioaktif terbungkus yang dapat didaur ulang atau sebagai limbah radioaktif. Khusus untuk zat radioaktif terbungkus yang dapat digunakan kembali atau dapat didaur ulang, pelaksanaannya harus melibatkan beberapa unit kerja di lingkungan BATAN yang memiliki SDM dan fasilitas yang diperlukan. Untuk keperluan pengelolaan zat radioaktif terbungkus ini terlebih dahulu harus dibuat kajian keselamatan sesuai dengan jenis zat radioaktif dan peruntukannya. Kajian keselamatan ini harus disampaikan ke Badan Pengawas Tenaga Nuklir ( BAPETEN). Selanjutnya harus disiapkan beberapa dokumen yang dibutuhkan baik dalam bentuk instruksi kerja maupun standar operasional prosedur ( SOP). Sedangkan tahapan kegiatannya meliputi pengeluaran bungkusan zat radioaktif terbungkus dari gudang penyimpanan di Pusat Teknologi Limbah Radioaktif (PTLR) dan pengangkutan ke lokasi penanganan atau lokasi daur ulang, pelaksanaan penanganan atau daur ulang, pengukuran aktivitas dan standarisasi zat radioaktif terbungkus hasil penanganan atau hasil daur ulang, penyiapan wadah untuk zat radioaktif terbungkus hasil penanganan atau hasil daur ulang, penerbitan sertifikat untuk zat radioaktif terbungkus hasil penanganan atau hasil daur ulang dan pengemasan zat radioaktif terbungkus hasil penanganan atau hasil daur ulang.

Kata Kunci : Penghasil limbah, zat radioaktif terbungkus.

### **ABSTRACT**

**MANAGEMENT OF RADIOACTIVE SEALED SOURCE THAT ARE NOT USED BASED ON GOVERNMENT REGULATION NUMBER 61 YEAR 2013,** Article 7 of Government Regulation No. 61 Year 2013 states that radioactive waste producers are required to perform the collection and classification of radioactive material encased unused and sent back to the country of origin or to submit to BATAN. While in chapter 12 mentioned that BATAN compulsory collection and grouping of radioactive substances are not used wrapped submitted by Producing Radioactive Waste. During the gathering and grouping BATAN can conduct a study with the aim to determine whether the radioactive material encased in radioactive substances can be used as reusable draped, wrapped radioactive substances that can be recycled or as radioactive waste. Especially for radioactive substances wrapped reusable or recyclable, its implementation must involve some work units that have BATAN human resources and facilities management diperlukan. Untuk purposes of this radioactive substance encased must get a safety assessment in accordance with the type of radioactive substances and peruntukannya. Kajian safety must be submitted to the Nuclear Energy Agency (BAPETEN). Furthermore, be prepared several documents required in the form of work instructions and standard operating procedures (SOP). While the stages of its activities include spending parcel wrapped radioactive substances from the storage warehouse in Radioactive Waste Technology Center (PTLR) and transport to the site of treatment or recycling location, implementation or handling of recycling, activity measurement and standardization of handling radioactive material encased results or recycled, preparation of containers for radioactive material encased result handling or recycling results, the issuance of certificates for handling radioactive material encased results or recycled packaging and handling of radioactive material encased results or recycled.

Keywords: waste producers, radioactive sealed source

### **PENDAHULUAN**

Setelah cukup lama menunggu kelahiran peraturan pemerintah sebagai pengganti Peraturan

Pemerintah Nomor 27 Tahun 2002 tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif, kini telah berlaku Peraturan Pemerintah Nomor 61 Tahun

2013 tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif lahir sebagai pengganti Peraturan Pemerintah Nomor 27 Tahun 2002 tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif. Peraturan pemerintah yang baru ini bersifat lebih komprehensif dari peraturan pemerintah yang sebelumnya [1].

Di dalam pasal 7 Peraturan Pemerintah Nomor 61 Tahun 2013 disebutkan bahwa penghasil limbah radioaktif wajib melakukan pengumpulan dan pengelompokan zat radioaktif terbungkus yang tidak digunakan. Setelah dilakukan pengumpulan dan pengelompokan penghasil limbah Radioaktif wajib mengirim kembali ke negara asal atau menyerahkan kepada BATAN [1].

Khusus untuk penyerahan zat radioaktif terbungkus yang tidak digunakan kepada BATAN wajib dilaksanakan oleh Penghasil Limbah Radioaktif setelah memperoleh persetujuan pengiriman dari Kepala BAPETEN. Pelaksanaan penyerahan kepada BATAN wajib dilakukan paling lama 14 (empat belas) hari kerja sejak diterbitkannya persetujuan pengiriman oleh Kepala BAPETEN dan

dibuktikan dengan berita acara serah terima yang dibuat oleh BATAN. Salinan berita acara serah terima wajib disampaikan oleh Penghasil Limbah Radioaktif kepada Kepala BAPETEN paling lama 14 (empat belas) hari kerja sejak saat penyerahan kepada BATAN.

Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN) selaku badan pelaksana wajib melakukan pengumpulan dan pengelompokan zat radioaktif terbungkus yang tidak digunakan yang diserahkan oleh Penghasil Limbah Radioaktif. Selama pengumpulan dan pengelompokan tersebut BATAN dapat melakukan kajian sesuai dengan standar, pedoman, persyaratan dan/atau prosedur yang ditetapkan oleh Kepala BATAN dengan tujuan untuk menentukan apakah zat radioaktif terbungkus tersebut dapat digunakan sebagai zat radioaktif terbungkus yang dapat digunakan kembali, zat radioaktif terbungkus yang dapat didaur ulang atau sebagai limbah radioaktif.

Jika dari laporan hasil kajian menentukan sebagai zat radioaktif terbungkus yang dapat digunakan kembali, maka Kepala BATAN

menerbitkan sertifikat yang menyatakan zat radioaktif terbungkus dapat dimanfaatkan kembali. Begitupun jika dari laporan hasil kajian menentukan sebagai zat radioaktif terbungkus yang dapat didaur ulang, maka Kepala BATAN menerbitkan sertifikat yang menyatakan zat radioaktif terbungkus telah diuji atau distandardisasi ulang untuk dapat dimanfaatkan kembali.

Berdasarkan uraian tersebut di atas, untuk dapat melakukan pengelolaan zat radioaktif terbungkus yang dapat digunakan kembali dan/atau zat radioaktif terbungkus yang didaur ulang, maka harus melibatkan beberapa unit kerja yang ada di lingkungan BATAN yang memiliki sarana dan fasilitas yang mendukung kegiatan tersebut.

Tulisan ini akan menguraikan tentang dokumen, sarana dan fasilitas, sumber daya manusia yang dibutuhkan serta unit-unit kerja mana saja yang dapat dilibatkan untuk pelaksanaan kegiatan pengelolaan zat radioaktif terbungkus yang dapat digunakan kembali dan/atau zat radioaktif terbungkus yang didaur ulang beserta kontribusinya serta tahapan kegiatan yang harus dilakukan berdasarkan tugas pokok institusi sebagaimana yang ditetapkan di dalam Peraturan Kepala Badan Tenaga Nuklir Nasional ( BATAN ) Nomor 14 Tahun 2013 tentang Organisasi Dan Tata Kerja BATAN [2].

## BAHAN DAN METODOLOGI

Bahan yang digunakan dalam penyusunan tulisan tentang pengelolaan zat radioaktif terbungkus yang tidak digunakan ini terdiri dari dokumen pengelolaan limbah radioaktif bentuk tertutup yang diterbitkan oleh Medhi Physics, USA dan Peraturan Pemerintah Nomor 61 Tahun 2013 tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif [1,2,3].

Sedangkan metode yang digunakan dalam penyusunan tulisan tentang pengelolaan zat radioaktif terbungkus yang tidak digunakan ini adalah :

1. Kajian penerapan Peraturan Pemerintah Nomor 61 Tahun 2013 tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif.
2. Kajian pengalaman dalam hal penanganan limbah radioaktif bentuk tertutup.



## HASIL DAN PEMBAHASAN

### 1. Dokumentasi Riwayat Zat Radioaktif Terbungkus

Sebelum melakukan pengelolaan zat radioaktif terbungkus yang berasal dari penghasil limbah, maka terlebih dahulu harus dilakukan dokumentasi riwayat zat radioaktif terbungkus tersebut. Tujuannya agar zat radioaktif terbungkus yang akan dikaji dapat ditelusuri riwayat awalnya. Untuk keperluan ini, Pusat Teknologi Limbah Radioaktif (PTLR)-BATAN dapat ditunjuk selaku unit kerja yang bertanggungjawab dapat menyiapkan beberapa dokumen yang diperlukan, yaitu :

1. Copy surat permohonan pelimbahan dari pemilik zat radioaktif ( penghasil sumber lemah ).
2. Copy surat izin pemanfaatan zat radioaktif dari BAPETEN.
3. Copy sertifikat kendali kualitas zat radioaktif.
4. Copy surat persetujuan pengiriman zat radioaktif dari BAPETEN.

Semua dokumen di atas dapat diambil dari bundel dokumen yang dikirim pemilik sumber lemah pada saat menyerahkan ke PTLR-BATAN.

### 2. Penyiapan Dokumen Yang Diperlukan.

Untuk keperluan pelaksanaan kegiatan pengelolaan zat radioaktif terbungkus yang diperoleh dari penghasil limbah, terlebih dahulu harus disiapkan beberapa dokumen khususnya berupa instruksi kerja atau Standar Operasional Prosedur (SOP), yaitu :

1. Dokumen kajian keselamatan yang meliputi jenis sumber terbungkus dan penggunaannya, aspek keselamatan pada proses penanganan ( baik dengan daur ulang maupun tanpa daur ulang ) serta aspek keselamatan pada saat pengujian sumber terbungkus tersebut.
2. Instruksi kerja atau SOP pengambilan zat radioaktif terbungkus dari gudang penyimpanan di PTLR-BATAN yang akan dilakukan penanganan atau daur ulang. Unit kerja yang bertanggungjawab untuk menyusun dokumen ini adalah PTLR-BATAN.
3. Instruksi kerja atau SOP pengangkutan zat radioaktif terbungkus dari gudang penyimpanan di PTLR-BATAN ke lokasi pelaksanaan penanganan atau daur ulang. Unit kerja yang

bertanggungjawab untuk menyusun dokumen ini adalah PTLR-BATAN.

4. Instruksi kerja atau SOP proses penanganan zat radioaktif terbungkus ( non daur ulang ) sehingga dapat digunakan kembali. Unit kerja yang bertanggungjawab untuk menyusun dokumen ini adalah unit kerja yang ada di Kawasan Nuklir Serpong yang memiliki fasilitas *Hot Cell*, *Glove Box* atau *Fume Hood* ( PTRR, PTBN, PRSG atau PT.INUKI ).
5. Instruksi kerja atau SOP proses daur ulang zat radioaktif terbungkus sehingga dapat digunakan kembali. Unit kerja yang bertanggungjawab untuk menyusun dokumen ini adalah unit kerja yang ada di Kawasan Nuklir Serpong yang memiliki fasilitas *Hot Cell*, *Glove Box* atau *Fume Hood* ( PTRR, PTBN, PRSG atau PT.INUKI ).
6. Instruksi kerja atau SOP pengukuran aktivitas dan standarisasi zat radioaktif terbungkus baik hasil non daur ulang maupun hasil daur ulang yang dapat digunakan kembali. Unit kerja yang bertanggungjawab untuk menyusun dokumen ini adalah Pusat Teknologi Keselamatan Dan Metrologi Radiasi (PTKMR)-BATAN.
7. Instruksi kerja atau SOP penerbitan sertifikat zat radioaktif terbungkus hasil penanganan ( non daur ulang ) atau hasil daur ulang yang dapat digunakan kembali. Unit kerja yang bertanggungjawab untuk menyusun dokumen ini adalah Pusat Teknologi Keselamatan Dan Metrologi Radiasi (PTKMR)-BATAN.
8. Instruksi kerja atau SOP Uji sumber terbungkus. Unit kerja yang bertanggungjawab untuk menyusun dokumen ini adalah Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi (PTKMR)-BATAN.
9. Instruksi kerja atau SOP Uji Bungkus. Unit kerja yang bertanggungjawab untuk menyusun dokumen ini adalah Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi (PTKMR)-BATAN.
10. Instruksi kerja atau SOP pengemasan sumber terbungkus. Unit kerja yang bertanggungjawab untuk menyusun dokumen ini adalah Pusat Teknologi Radioisotop Dan Radiofarmaka (PTRR)-BATAN.

### 3. Sarana Dan Fasilitas

Untuk keperluan pengelolaan zat radioaktif terbungkus diperlukan sarana dan fasilitas baik



untuk penanganan biasa maupun untuk proses daur ulang. Sarana dan fasilitas yang diperlukan serta unit kerja pendukungnya secara lengkap diberikan pada Tabel 1.

Tabel 1. Sarana Dan Fasilitas Untuk Pengelolaan Zat Radioaktif Terbungkus

No.	Jenis Kegiatan	Unit Kerja (Kontributor)	Sarana Dan Fasilitas
01.	Pengeluaran bungkusan zat radioaktif dari tempat penyimpanan di PTLR-BATAN.	PTLR	Perlengkapan proteksi radiasi personil, <i>Cran</i> /alat penangkat, <i>forklift</i> , <i>tool kit</i> , dll
02.	Pengangkutan bungkusan zat radioaktif dari PTLR-BATAN ke lokasi penanganan.	PTLR	Perlengkapan proteksi radiasi personil, <i>forklift</i> , <i>tool kit</i> , kendaraan pengangkut, dll.
03.	Penanganan zat radioaktif yang perlu diproses ( non daur ulang ) :		
	a. Pemasukan bungkusan zat radioaktif terbungkus ke dalam <i>Hot cell</i> atau <i>fume hood</i> atau <i>glove box</i> .	PTRR, PTBN, PRSG, PT.INUKI	Perlengkapan proteksi radiasi personil, <i>Hot Cell</i> , <i>Glove box</i> , <i>Fume Hood</i> , <i>tool kit</i> dan peralatan lainnya.
	b. Pengeluaran zat radioaktif terbungkus dari bungkusan di dalam <i>Hot Cell</i> atau <i>fume hood</i> atau <i>Glove box</i> .	PTRR, PTBN, PRSG, PT.INUKI	Perlengkapan proteksi radiasi personil, <i>Hot Cell</i> , <i>Glove box</i> , <i>Fume Hood</i> , ragum, <i>tool kit</i> dan peralatan lainnya.
	c. Pengukuran aktivitas awal zat radioaktif terbungkus.	PTRR, PTBN, PRSG, PT.INUKI	Perlengkapan proteksi radiasi personil, <i>Hot Cell</i> , <i>Glove box</i> , <i>Fume Hood</i> , <i>dose callibrator</i> dan peralatan lainnya.
	d. Penanganan zat radioaktif sesuai dengan jenis dan peruntukannya.	PTRR, PTBN, PRSG, PT.INUKI	Perlengkapan proteksi radiasi personil, <i>Hot Cell</i> , <i>Glove box</i> , <i>Fume Hood</i> , gelas <i>beaker</i> , pengaduk berputar, ragum dan peralatan lainnya.
	e. Pengukuran aktivitas awal zat radioaktif terbungkus hasil penanganan.	PTRR, PTBN, PRSG, PT.INUKI	Perlengkapan proteksi radiasi personil, <i>Hot Cell</i> , <i>Glove box</i> , <i>Fume Hood</i> , <i>dose callibrator</i> dan peralatan lainnya.
	f. Penyediaan wadah untuk zat radioaktif terbungkus hasil penanganan	PTRR, PTLR, PTKMR	Kontener , drum dan komponen pembungkus lain.
	g. Pemasukan zat radioaktif terbungkus hasil penanganan ke dalam wadah	PTRR, PTBN, PRSG, PT.INUKI	Perlengkapan proteksi radiasi personil, <i>Hot Cell</i> , <i>Glove box</i> , <i>Fume Hood</i> , <i>tool kit</i> dan peralatan lainnya.
04.	Proses daur ulang zat radioaktif terbungkus.	PTRR, PTBN, PRSG, PT.INUKI	Perlengkapan proteksi radiasi personil, <i>Hot Cell</i> , <i>Glove box</i> , <i>Fume Hood</i> , <i>tool kit</i> dan peralatan lain sesuai dengan jenis proses daur ulang
05.	Standarisasi zat radioaktif.	PTKMR	Peralatan untuk standarisasi zat radioaktif.
06.	Pengujian sumber terbungkus	PTKMR	Fasilitas pengujian sumber terbungkus.
07.	Penyiapan wadah untuk pengiriman zat radioaktif.	PTRR	Kontener zat radioaktif dan komponen pembungkus lainnya.
08.	Pengujian bungkusan zat radioaktif.	PTKMR	Fasilitas pengujian bungkusan zat radioaktif.
09.	Pengemasan zat radioaktif.	PTRR	Fasilitas pengemasan zat radioaktif.
10.	Penerbitan sertifikat.	PTKMR	Sarana untuk penerbitan sertifikat

#### 4. Sumber Daya Manusia (SDM)

Untuk keperluan pelaksanaan kegiatan pengelolaan zat radioaktif terbungkus yang berasal dari penghasil limbah baik tanpa daur ulang maupun dengan daur ulang diperlukan sumber daya manusia yang handal dan

profesional di bidangnya masing-masing. Sumber daya manusia, asal unit kerja dan keahliannya secara lengkap diberikan pada Tabel 2.

Tabel 2. Sumber Daya Manusia Untuk Kegiatan Pengelolaan Zat Radioaktif Terbungkus

No.	Jenis Kegiatan	Unit Kerja	Kualifikasi SDM
01.	Pengeluaran bungkusan zat radioaktif terbungkus dari tempat penyimpanan di PTLR.	PTLR	Petugas proteksi radiasi, memiliki kemampuan dan pengalaman dalam hal pemasukan dan pengeluaran bungkusan zat radioaktif terbungkus di gudang penyimpanan PTLR.
02.	Pengangkutan bungkusan zat radioaktif terbungkus dari gudang PTLR ke lokasi penanganan atau daur ulang.	PTLR	Petugas proteksi radiasi, memiliki kemampuan dan pengalaman dalam hal pengangkutan zat radioaktif.
03.	Penanganan zat radioaktif terbungkus di dalam <i>hot cell</i> , <i>glove box</i> atau <i>fume hood</i> .	PTRR, PTBN, PRSG, PT.INUKI	Pekerja radiasi, memiliki kemampuan dan pengalaman dalam pengoperasian <i>Hot Cell</i> , <i>Glove box</i> atau <i>Fume Hood</i> .
04.	Standarisasi zat radioaktif terbungkus baik hasil non daur ulang maupun hasil daur ulang.	PTKMR	Pekerja radiasi, memiliki kemampuan dan pengalaman dalam standarisasi zat radioaktif.
05.	Sertifikasi zat radioaktif terbungkus hasil penanganan atau hasil daur ulang.	PTKMR	Memiliki kemampuan dan pengalaman dalam pembuatan sertifikat zat radioaktif.
06.	Pengujian sumber terbungkus.	PTKMR	Memiliki kemampuan dan pengalaman dalam pengujian sumber terbungkus.
07.	Penyiapan wadah ( kontener ) untuk zat radioaktif hasil penanganan atau hasil daur ulang.	PTRR	Pekerja radiasi, memiliki kemampuan dan pengalaman dalam pembuatan kontner zat radioaktif.
08.	Pengujian bungkusan	PTKMR	Memiliki kemampuan dan pengalaman dalam pengujian bungkusan.
09.	Pengemasan zat radioaktif hasil penanganan atau hasil daur ulang.	PTRR	Pekerja radiasi, memiliki kemampuan dan pengalaman dalam pengemasan zat radioaktif.

#### 5. Pengeluaran Bungkusan Zat Radioaktif Dari Tempat Penyimpanan di PTLR-BATAN Dan Pengangkutan Ke Lokasi Penanganan

Bungkusan zat radioaktif terbungkus yang akan diambil dari tempat penyimpanan di PTLR terlebih dahulu telah ditentukan sesuai dengan jenis zat radioaktif dan peruntukannya. Pihak PTLR yang bertanggungjawab terhadap pengeluaran bungkusan ini terlebih dahulu harus menyiapkan dokumen identitas dari zat radioaktif

yang akan dikeluarkan agar penelusuran riwayatnya lebih mudah. Dokumen yang dimaksud berupa copy surat permohonan pelibahan dari pemilik zat radioaktif ( penghasil sumber lemah ), copy surat izin pemanfaatan zat radioaktif dari BAPETEN, copy sertifikat kendali kualitas zat radioaktif dan copy surat persetujuan pengiriman zat radioaktif dari BAPETEN.

Setelah bungkusan zat radioaktif dikeluarkan dari tempat penyimpanan, pihak

PTLR bertanggungjawab juga untuk melakukan pengangkutan bungkusan tersebut ke lokasi penanganan ( bisa di PTRR, di PT.INUKI, PTBN atau PRSG ). Hasil pelaksanaan pengeluaran bungkusan dan pengiriman ke lokasi penanganan harus dicatat di lembar rekaman seperti yang ada di dalam instruksi kerja atau SOP sehingga bisa dipertanggung-jawabkan dari aspek jaminan kualitas.

#### **6. Penanganan Zat Radioaktif Yang Perlu Diproses Di Hot Cell, Glove Box atau Fume Hood ( Non Daur Ulang )**

Untuk zat radioaktif terbungkus yang berasal dari penghasil limbah yang bisa diproses di *Hot Cell*, *Glove Box* atau *Fume Hood* tanpa harus di daur ulang yang dapat dilakukan di PTRR atau PRSG atau PTBN atau PT. INUKI tahapan kegiatannya adalah sebagai berikut [3] :

1. Pemasukan bungkusan zat radioaktif terbungkus ke dalam Hot cell atau fume hood atau glove box sesuai dengan jenis dan aktivitas zat radioaktif serta peruntukannya.
2. Pengeluaran kapsul yang berisi zat radioaktif terbungkus dari bungkusan di dalam *Hot Cell* atau *fume hood* atau *Glove box*.
3. Pengukuran aktivitas awal zat radioaktif terbungkus.
4. Penanganan zat radioaktif terbungkus di dalam *Hot Cell*, *Glove box* atau *fume hood* sesuai dengan jenis dan peruntukannya.
5. Pengukuran aktivitas awal zat radioaktif terbungkus hasil penanganan.
6. Penyediaan wadah untuk zat radioaktif terbungkus hasil penanganan.
7. Pemasukan zat radioaktif terbungkus hasil penanganan ke dalam wadah.
8. Pengukuran ulang aktivitas dan standarisasi zat radioaktif terbungkus hasil penanganan ( untuk kegiatan ini dilakukan di PTKMR ).
9. Penyiapan dan pengujian wadah ( kontener ) untuk zat radioaktif terbungkus hasil penanganan ( untuk kegiatan ini bisa dilakukan oleh PTRR ).
10. Pengemasan zat radioaktif terbungkus hasil penanganan ( untuk kegiatan ini bisa dilakukan oleh PTRR ).

#### **7. Daur Ulang Zat Radioaktif Terbungkus Yang Dapat Dilakukan Di Hot Cell**

Untuk zat radioaktif terbungkus yang berasal dari penghasil limbah yang bisa di daur

ulang di dalam *di Hot Cell*, yang dapat dilakukan di PTRR atau PRSG atau PTBN atau PT. INUKI tahapan kegiatannya adalah sebagai berikut [3] :

1. Pemasukan bungkusan zat radioaktif terbungkus ke dalam *Hot cell* sesuai dengan jenis dan aktivitas zat radioaktif serta peruntukannya.
2. Pengeluaran kapsul yang berisi zat radioaktif terbungkus dari bungkusan di dalam *Hot Cell*.
3. Pengukuran aktivitas awal zat radioaktif terbungkus.
4. Proses daur ulang zat radioaktif terbungkus di dalam *Hot Cell* sesuai dengan jenis dan peruntukannya.
5. Pengukuran aktivitas awal zat radioaktif terbungkus hasil daur ulang.
6. Penyediaan wadah untuk zat radioaktif terbungkus hasil daur ulang.
7. Pemasukan zat radioaktif terbungkus hasil daur ulang ke dalam wadah.
8. Pengukuran ulang aktivitas dan standarisasi zat radioaktif terbungkus hasil daur ulang ( untuk kegiatan ini dilakukan di PTKMR ).
9. Penyiapan dan pengujian wadah ( kontener ) untuk zat radioaktif terbungkus hasil daur ulang ( untuk kegiatan ini bisa dilakukan oleh PTRR ).
10. Pengemasan zat radioaktif terbungkus hasil daur ulang ( untuk kegiatan ini bisa dilakukan oleh PTRR ).

#### **KESIMPULAN**

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

- Zat radioaktif terbungkus yang akan dilakukan penanganan baik tanpa daur ulang maupun dengan daur ulang terlebih dahulu harus didokumentasi riwayatnya ( melalui beberapa dokumen terkait ) agar mampu telusur.
- Untuk melakukan kegiatan pengelolaan zat radioaktif terbungkus baik tanpa daur ulang maupun dengan daur ulang harus melibatkan beberapa unit kerja yang ada di lingkungan BATAN yang memiliki SDM dan fasilitas yang diperlukan.
- Sebelum dilakukan kegiatan pengelolaan zat radioaktif terbungkus baik tanpa daur ulang maupun dengan daur ulang terlebih dahulu harus dibuat kajian keselamatan sesuai dengan

jenis zat radioaktif dan peruntukannya. Kajian keselamatan ini harus disampaikan kepada BAPETEN.

- Untuk keperluan pelaksanaan pengelolaan zat radioaktif terbungkus baik tanpa daur ulang maupun dengan daur ulang terlebih dahulu harus disiapkan dokumen baik bentuk instruksi kerja maupun SOP sesuai yang diperlukan.
- Lingkup kegiatan pengelolaan zat radioaktif terbungkus di dalamnya meliputi : pembuatan kajian keselamatan, pembuatan instuksi kerja atau SOP, pengeluaran bungkusan zat radioaktif terbungkus dari gudang penyimpanan di PTR dan pengangkutannya ke lokasi penanganan atau daur ulang, pelaksanaan penanganan zat radioaktif terbungkus, pelaksanaan daur ulang zat radioaktif terbungkus, pengukuran aktivitas dan standarisasi zat radioaktif terbungkus hasil penanganan atau hasil daur ulang dan penrbitan sertifikat untuk zat radioaktif terbungkus hasil penanganan atau hasil daur ulang.

#### DAFTAR PUSTAKA

- [1]. Sekretariat Negara, “Peraturan Pemerintah No. 61 Tahun 2013 Tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif, Jakarta, 2013.
- [2]. Badan Tenaga Nuklir Nasional, ” Peraturan Kepala BATAN Nomor 14 Tahun 2013 tentang Organisasi Dan Tatakerja BATAN “, Jakarta, 2013.
- [3]. *Medhi Physics* , “ Dokumen Pengelolaan Limbah Radioaktif Bentuk Tertutup Di Instalasi Produksi Radioisotop Dan Radiofarmaka (IPRR) “, Medhi Physics, 1989.

## PENENTUAN KETEBALAN *DEAD LAYER* DETEKTOR HPGe MELALUI SIMULASI DAN PENGUKURAN KURVA KALIBRASI EFISIENSI UNTUK ANALISIS LIMBAH RADIOAKTIF PEMANCAR GAMMA

Nurokhim

Pusat Teknologi Keselamatan dan Metrologi Radiasi, BATAN

Jl. Lebakbulus Raya No. 49 JKSKL Jakarta 12070

Email: nurokhim@batan.go.id

### ABSTRAK

PENENTUAN KETEBALAN *DEAD LAYER* DETEKTOR HPGe MELALUI SIMULASI DAN PENGUKURAN KURVA KALIBRASI EFISIENSI UNTUK ANALISIS LIMBAH RADIOAKTIF PEMANCAR GAMMA. Ketebalan *dead layer* detektor HPGe merupakan parameter yang sangat penting untuk menentukan efisiensi kalibrasi pada analisis kandungan radionuklida dalam limbah radioaktif. Namun demikian informasi ketebalan ini tidak mudah diperoleh, data dari pabrik pembuat detektor umumnya tidak akurat, dan ketebalan *dead layer* berubah seiring dengan lama pemakaian detektor. Penelitian ini dilakukan untuk menentukan ketebalan *dead layer* detektor HPGe GC2020 yang telah digunakan rutin di laboratorium. Penentuan dilakukan dengan membandingkan kurva kalibrasi hasil pengukuran di laboratorium dengan hasil perhitungan program MCNP5. Di laboratorium kurva kalibrasi dibuat dengan melakukan pencacahan radionuklida-radionuklida standar Cd-109, Co-60, Cs-137, Mn-54, dan Co-60 yang diletakkan pada posisi 0, 7,5 dan 15 cm dari permukaan detektor. Kurva yang sama dibuat secara simulasi dengan menghitung efisiensi tiap energi radionuklida berdasarkan data konfigurasi detektor-sumber dengan variasi tebal *dead layer* 1 - 2 mm. Dapat disimpulkan bahwa tebal *dead layer* adalah 1,50 mm dengan penyimpangan kurva simulasi terhadap pengukuran kurang dari 8% pada rentang energi 80 - 1400 keV.

Kata kunci: *dead layer*, HPGe, simulasi, efisiensi, kalibrasi, limbah radioaktif.

### ABSTRACT

*DETERMINATION OF DEAD LAYER THICKNESS OF HPGe DETECTOR THROUGH SIMULATION AND MEASUREMENT OF EFFICIENCY CALIBRATION CURVE FOR RADIOACTIVE WASTE ANALYSIS OF GAMMA TRANSMITTER. Dead layer thickness of HPGe detector is a very important parameter for determining the efficiency of the calibration on the analysis of radionuclide content in radioactive waste. However, information of this thickness is not easily obtained, the data from the detector's manufacturers are generally not accurate, and the dead layer thickness is changed together with the long of time of detector usage. This study was conducted to determine the thickness of deadlayer HPGe GC2020 detector which has been used routinely in the laboratory. The determination is done by comparing the results of the calibration curve from measurements in the laboratory with calculation result of MCNP5 program. In the laboratory, the calibration curve is made by measuring of radionuclides standard Cd-109, Co-60, Cs-137, Mn-54 and Co-60 that is placed at position 0, 7.5 and 15 cm from the detector surface. The same curve made in simulation manner by calculating the energy efficiency of each radionuclides based on data detector-source configuration with a dead layer thickness variations of 1-2 mm. It can be concluded that the dead layer thickness was 1.50 mm with a deviation of the simulated curve measurement is less than 8% in the energy range 80-1400 keV.*

*Keywords: dead layer, HPGe, simulation, efficiency, calibration, radioactive waste.*

### PENDAHULUAN

Detektor *germanium* kemurnian tinggi (HPGe: *High Pure Germanium*) banyak digunakan di laboratorium. Detektor HPGe sangat berguna dalam karakterisasi untuk menentukan kandungan berbagai radionuklida dalam limbah radioaktif. Detektor HPGe jugasangat penting dalam analisis radionuklida di

berbagai sampel pemantauan lingkungan, baik di tanah, air, udara, maupun makhluk hidup. Resolusinya yang sangat baik serta efisiensinya yang cukup tinggi memungkinkan detektor HPGe dapat digunakan untuk analisis kualitatif maupun kuantitatif berbagai radionuklida dalam sampel. Dengan kemampuan tersebut maka berbagai jenis radionuklida pemancar gamma dalam limbah radioaktif maupun sampel



lingkungan dapat dideteksi dan ditentukan radioaktivitasnya.

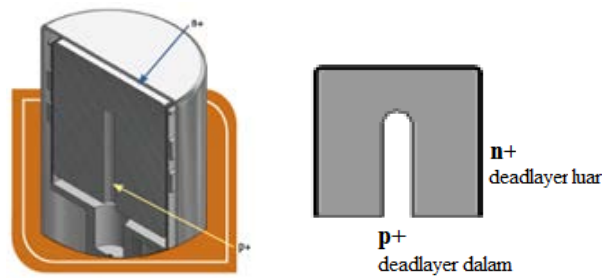
Ketelitian detektor HPGe dalam analisis kuantitatif sangat ditentukan oleh efisiensi detektor. Secara konvensional penentuan efisiensi dilakukan melalui kalibrasi langsung dengan menentukan respon detektor terhadap berbagai energi gamma, menggunakan sumber standar yang diketahui aktivitasnya, biasanya berupa larutan standar yang berisi satu atau beberapa radioisotop. Efisiensi dihitung pada berbagai energi gamma yang muncul, kemudian diekstrapolasi dalam rentang energi yang terdeteksi untuk menghasilkan kurva efisiensi. Selanjutnya kurva efisiensi digunakan untuk menghitung aktivitas radioisotop dalam sampel yang energi radiasi gammanya boleh jadi tidak berpartisipasi dalam menghasilkan kurva kalibrasi [1]. Pendekatan ini praktis, namun kurang akurat dan presisi, terutama untuk sampel-sampel yang kompleks geometri atau komposisinya, pembuatan standar yang sesuai memerlukan banyak biaya, waktu dan menimbulkan banyak limbah radioaktif [2]. Di fasilitas pengelolaan limbah radioaktif sampel dapat berupa kontener sesungguhnya seperti sel dan drum limbah, tangki penyimpanan limbah, kolom resin dsb., atau dapat berupa spesimen dalam berbagai bentuk misalnya sampel cairan dalam marineli, botol dsb., atau spesimen padat potongan pipa, bahan bakar bekas dan sebagainya. Dalam hal ini pembuatan standar melalui simulasi menggunakan program komputer merupakan pilihan terbaik, standar yang benar-benar mirip dengan sampel yang akan diukur dapat dibuat secara simulasi.

Penentuan efisiensi detektor secara simulasi menggunakan perangkat lunak telah banyak dikembangkan. Banyak program yang dapat digunakan untuk melakukan simulasi perhitungan efisiensi, salah satunya adalah program *Monte Carlo N-Particle* versi ke-5 (MCNP5). Program MCNP5 dapat digunakan untuk simulasi mengikuti jejak partikel atau foton dari posisi lahir sampai diserap oleh material di sekitarnya atau hilang dari sistem [3]. Dengan menyusun konfigurasi detektor-sumber yang sesuai maka simulasi perhitungan efisiensi dapat dilakukan. Penggunaan perangkat lunak untuk kalibrasi efisiensi detektor walaupun tidak sepenuhnya dapat menggantikan kalibrasi di

laboratorium namun akan mengurangi ketergantungan terhadap jumlah sumber standar, menghemat waktu untuk proses preparasi dan kalibrasi, dan fleksibel untuk mengantisipasi sampel-sampel yang mempunyai geometri dan komposisi material berbeda dengan sumber standar. Apabila geometri dan komposisi material detektor-sumber telah diperoleh dengan akurat maka perubahan geometri dan komposisi sampel dapat ditiru dengan simulasi.

Dalam penentuan efisiensi detektor melalui simulasi, spesifikasi geometri material detektor-sumber merupakan hal yang sangat penting, akurasi geometri dan komposisi material sangat menentukan hasil perhitungan. Analisis sensitivitas menunjukkan bahwa komponen yang paling sensitif mempengaruhi hasil perhitungan adalah dimensi kristal dan *dead layer* [4]. VARGAS dan kawan-kawan mendapatkan bahwa efisiensi berubah signifikan dengan dimater dan posisi kristal [5,6]. KAMBOJ dan KAHN menyatakan bahwa volume kristal dan bukan hanya diameter dan panjang kristal yang terutama mempengaruhi efisiensi [7]. Sementara itu RODENAS dan kawan-kawan menyatakan bahwa kenaikan tebal *dead layer* membuat penurunan efisiensi detektor tidak hanya karena atenuasi sinar gamma dalam *dead layer* tetapi juga karena reduksi volume aktif detektor [8]. Sedangkan BOCHUD dan kawan-kawan menemukan bahwa terkait dengan diameter dan panjang kristal di situ terdapat *dead layer* di bagian permukaan detektor yang berpengaruh besar terhadap efisiensi detektor [9].

*Dead layer* adalah bagian kristal germanium yang tidak responsif terhadap radiasi yang datang. Pada detektor koaksial HPGe tipe standar (SEGe: *Standard Electrode Coaxial Germanium*) kristal germanium mempunyai bentuk silinder dengan kontak tipe-n pada bagian luar dan tipe-p di permukaan lubang dalam (Gambar 1). Kontak tipe-n dan tipe-p merupakan lapisan tipis yang dibuat dengan teknik difusi litium dan implantasi boron. Kontak tipe n merupakan *dead layer* depan yang berhadapan langsung dengan sumber radiasi sedang kontak tipe-p merupakan *dead layer* dalam. Tebal masing-masing *dead layer* menurut spesifikasi pabrik adalah 0.5 mm dan 0.3 $\mu$ m [10], namun demikian banyak penelitian menunjukkan bahwa angka ketebalan ini tidak akurat dan berubah seiring dengan lama pemakaian detektor.



Gambar 1. Kristal detektor Germanium [10]

Makalah ini menguraikan proses penentuan ketebalan *dead layer* detektor HPGe GC2020, dimana parameter fisik detektor lainnya seperti ukuran kristal, aluminium pemegang kristal dan *cryostat* telah diketahui dengan baik. Diuraikan proses pembuatan kurva kalibrasi dari pengukuran serta kalibrasi dari simulasi program MCNP5. Analisis perbandingan kurva kalibrasi hasil simulasi terhadap pengukuran digunakan untuk menentukan ketebalan *dead layer*.

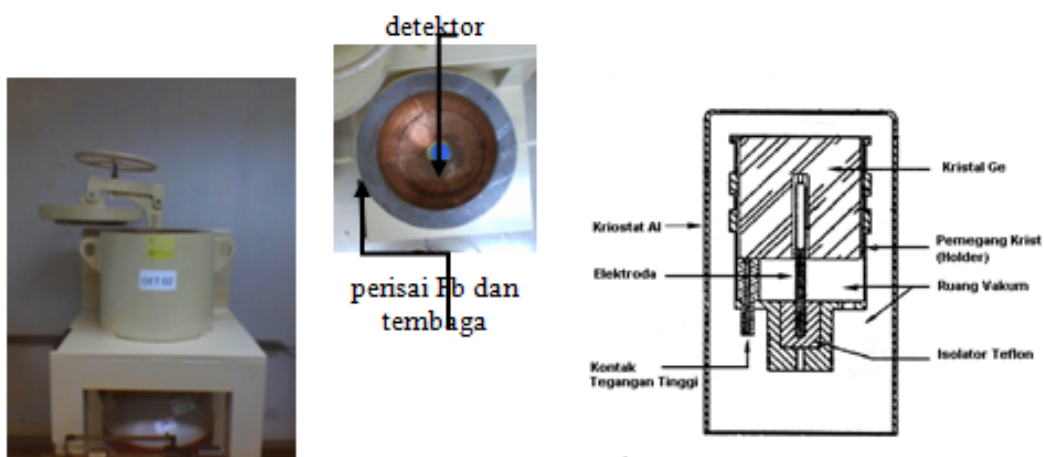
**TATA KERJA**

**Alat dan Bahan:**

Penentuan efisiensi detektor di laboratorium dilakukan dengan mengukur sumber standar menggunakan perangkat detektor HPGe GC2020 buatan Canberra dalam perisai timbal seperti Gambar 2. Detektor dihubungkan dengan perangkat suplai tegangan tinggi HVDC,

*Amplifier* penguat sinyal serta *Multi Channel Analyzer (MCA) multi port* yang dioperasikan dengan program GENIE 2000 untuk merekam spektrum pencacahan. Pencacahan untuk kalibrasi menggunakan 5 buah sumber titik; Cd-109, Co-57, Cs-137, Mn-54 dan Co-60 buatan NIST (*National Institute of Standards and Technology*) dengan aktivitas sumber masing-masing 1  $\mu\text{Ci}$  pada tanggal 18 Oktober 2006.

Simulasi untuk menentukan efisiensi detektor pada berbagai tebal *dead layer* dilakukan dengan menggunakan perangkat lunak MCNP5, menggunakan data-data spesifikasi dan ukuran dimensi detektor seperti Tabel 1. Antar muka untuk mendesain dan memasukkan data-data input menggunakan program Visual Editor (VISED) 5.4. Sedangkan untuk mempermudah analisa data, pembuatan dan analisis perbandingan kurva efisiensi digunakan perangkat lunak MATLAB 7.8.



Gambar 2. Bentuk fisik dan spesifikasi bagian dalam detektor HPGe GC2020.[4,11]

Tabel 1. Parameter fisik geometri dan material detektor [4,11].

Material/Komponen (kerapatan)	Dimensi (mm)
Kristal Germanium (5,323 g/cm <sup>3</sup> )	
Diameter luar	61,5
Tinggi	35,5
Diameter lubang ( <i>hole</i> )	10
Kedalaman lubang	15
<i>Dead layer</i> Luar	0,5 - 0,75
<i>Dead layer</i> Dalam ( <i>hole</i> )	0,003 - 0.005
Aluminium pemegang kristal (2,71 g/cm <sup>3</sup> ):	
Diameter	64,5
Tinggi	20
Tebal samping	1
Tebal bawah	3
Aluminium <i>Cryostat</i> (2.71 g/cm <sup>3</sup> )::	
Diameter	76
Tinggi	100
Tebal	1,5
Window (hampa)	
Tebal	1,5
Jarak window-kristal	5
Perisai Timbal (11.34 g/cm <sup>3</sup> ) & Tembaga (8.96 g/cm <sup>3</sup> )	
Diameter luar	42,5
Tinggi	40
Tebal dinding	5,3
Tebal tutup	6,8
Tebal bawah	4,8
Tebal Lapisan dalam (tembaga)	2

**Prosedur**

Penentuan efisiensi detektor secara ekperimental dilakukan dengan melakukan pencacahan 5 buah sumber standar titik menggunakan detektor HPGe di laboratorium. Setiap sumber standar di cacah untuk arah

vertikal dengan posisi 0, 7.5 dan 15 cm dari permukaan detektor.

Kurva efisiensi detektor pada berbagai posisi dibuat dengan menentukan efisiensi *photo peak* pencacahan pada tiap energi yang muncul dalam spektrum. Efisiensi *photo peak* ( $\epsilon$ ) tiap energi dihitung menggunakan persamaan [12]:

$$\epsilon(E) = \frac{S}{T_1 Y A K_w U_f} \tag{1}$$

dimana  $\epsilon(E)$  adalah efisiensi *photo peak* pada energi E, S adalah luas neto *photo peak*, T<sub>1</sub> adalah lama pencacahan, y adalah rasio terbentuknya radiasi gamma atau *yield*

radionuklida pada energi E, A adalah aktivitas radionuklida standar pada spesifikasi/referensi pabrik (18 Oktober 2006), U<sub>f</sub> adalah faktor konversi satuan aktivitas A ke satuan Bq (jika

diperlukan), dan  $K_w$  adalah faktor koreksi peluruhan aktivitas A dari spesifikasi/referensi

$$K_w = e^{-\frac{\ln(2)t_w}{T_{1/2}}} \quad (2)$$

dimana  $t_w$  adalah lama peluruhan sumber kalibrasi dari 18 Oktober 2006 sampai saat mulai pencacahan dan  $T_{1/2}$  adalah umur paro radionuklida standar kalibrasi. Besaran probabilitas/rasio pembentukan radiasi gamma

sampai saat dimulai pencacahan, yaitu:

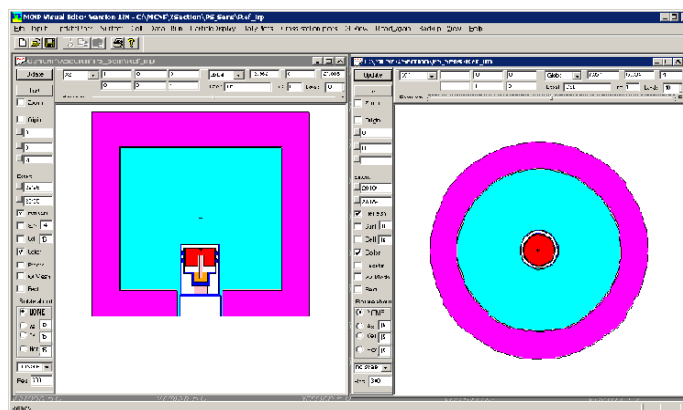
atau *Yield* energi gamma tiap radionuklida dapat dilihat dalam referensi data standar peluruhan radiasi gamma dari IAEA [13]. Besarnya Umur paro, energi serta *yield* dari kelima radionuklida seperti terlihat pada Tabel 2.

Tabel 2: Karakteristik radiasi radionuklida sumber standar. [13]

Radionuklida	$T_{1/2}$ (hari)	E (keV)	Yield
Cd-109	461,40	88,034	0,0363
Co-57	271,80	12,061 136,474	0,8551 0,1071
Cs-137	11019,35	661,657	0,8499
Mn-54	312,29	834,838	0,9997
Co-60	1925,23	1173,228 1332,492	0,9985 0,9998

Perhitungan efisiensi detektor secara simulasi dibuat dengan memasukkan data-data parameter fisik geometri dan material detektor (Tabel 1) dalam program *visual editor* (VISED) yang ada dalam MCNP5. Spesifikasi ukuran detektor digunakan untuk mendefinisikan batasan-batasan permukaan (*surface*), membentuk sel (*cell*) serta melakukan pengesetan jenis material tiap sel, sehingga akan mensimulasi bentuk geometri detektor beserta perisai, seperti tampak pada Gambar 3. Perhitungan efisiensi detektor tiap energi dan posisi sumber dilakukan dengan melakukan pengesetan kartu *tally* (kode penghitung)

perhitungan distribusi pulsa energi yang terbentuk dalam sel detektor yaitu kartu *tally* F8 untuk partikel atau jenis sumber radiasi foton dan atau elektron. Kemudian *tally* energi  $E_n$  diisi dengan energi *bins* atau *slot* inkremen mendekati angka resolusi detektor. Perhitungan efisiensi dilakukan dengan mengeset sumber radiasi dengan satu juta foton gamma pada posisi *point source*, kemudian menjalankan program sehingga diperoleh besaran efisiensi yang merupakan hasil normalisasi banyaknya foton yang terdeteksi dalam sel detektor terhadap sumber.



Gambar 3. Model detektor HPGe GC2020 dalam Vised MCNP5 [4]

Perhitungan efisiensi detektor untuk simulasi dilakukan dengan variasi tebal *dead layer* 1, 1,25, 1,5, 1,75 dan 2 mm. Untuk setiap ketebalan *dead layer* dihitung besar efisiensi tiap energi gamma yang ada di Tabel 2 pada posisi 0, 7,5 dan 15 cm dari permukaan detektor.

Analisis dilakukan dengan membuat

$$\ln(\varepsilon) = \sum_{i=0}^n b_i \cdot (\ln(E))^i \quad (3)$$

Dimana  $b_i$  adalah koefisien polinomial yang dapat ditentukan melalui perhitungan,  $\varepsilon$  adalah efisiensi *photo peak*, dan  $E$  energi *photo peak*.

### HASIL DAN PEMBAHASAN

Tabel 3 memperlihatkan data hasil perhitungan efisiensi pengukuran di laboratorium dan hasil perhitungan simulasi dengan MCNP5 untuk *dead layer* 1 mm pada tiga posisi sumber titik yaitu 0, 7,5 dan 15 cm dari permukaan

kurva kalibrasi efisiensi untuk berbagai ketebalan *dead layer* dan posisi sumber radiasi, kemudian membandingkannya dengan kurva kalibrasi dari hasil pengukuran di laboratorium. Dengan menggunakan *curve fitting* maka kurva kalibrasi efisiensi dapat dinyatakan dengan fungsi polinomial:

detektor. Deviasi efisiensi simulasi terhadap pengukuran laboratorium yang besar dan bernilai positif menunjukkan bahwa efisiensi hasil perhitungan MCNP5 jauh lebih besar dari nilai pengukuran di laboratorium. Dari data tersebut juga menunjukkan bahwa penggunaan spesifikasi tebal *dead layer* dari pabrik pembuat detektor tidak sesuai dan mengakibatkan efisiensi yang diperoleh dari perhitungan jauh lebih besar dari yang sebenarnya.

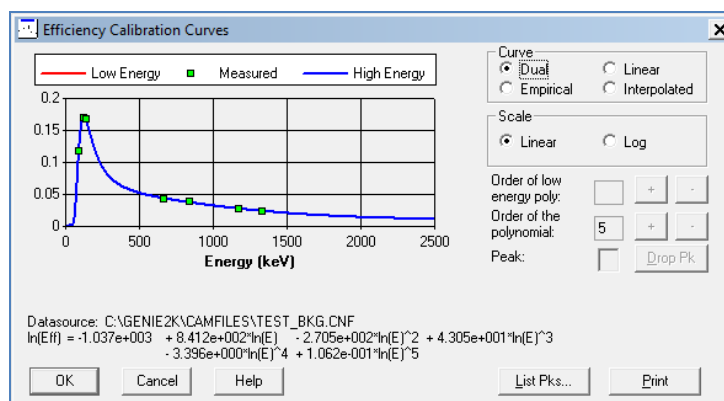
Tabel 3. Data pengukuran dan simulasi Efisiensi detektor untuk *dead layer* 1 mm.

Ey (keV)	Pengukuran LAB			MCNP5			Deviasi Efisiensi (%)		
	0	7,5	15	0	7,5	15	0	7,5	15
88.03	1,17E-01	1,18E-02	3,69E-03	1,50E-01	1,52E-02	4,70E-03	27,56	29,16	27,32
122.06	1,68E-01	1,56E-02	4,90E-03	1,94E-01	1,76E-02	5,52E-03	15,52	13,34	12,59
136.47	1,67E-01	1,58E-02	4,86E-03	1,95E-01	1,74E-02	5,46E-03	17,07	10,16	12,23
661.66	4,23E-02	3,90E-03	1,29E-03	5,19E-02	4,37E-03	1,45E-03	22,50	12,12	11,93
834.84	3,70E-02	3,17E-03	1,06E-03	4,21E-02	3,57E-03	1,16E-03	13,57	12,36	9,87
1173.23	2,16E-02	2,34E-03	7,67E-04	3,11E-02	2,62E-03	8,63E-04	44,13	11,92	12,46
1332.49	1,91E-02	2,09E-03	6,94E-04	2,79E-02	2,32E-03	7,43E-04	46,06	10,90	7,08

Kurva kalibrasi efisiensi untuk posisi 0 cm dengan *curve fitting* polinomial pangkat 5 menggunakan GENIE 2000 diperoleh persamaan kalibrasi:

$$\ln(\varepsilon) = -1037 + 841,2 \ln(E) - 270,5 \ln(E)^2 + 43,05 \ln(E)^3 - 3,396 \ln(E)^4 + 0,1062 \ln(E)^5 \quad (4)$$

Pangkat polinomial dapat dipilih dan persamaan kurva dapat ditampilkan dalam bentuk: linier, empirik atau terinterpolasi; seperti diperlihatkan pada Gambar 4.

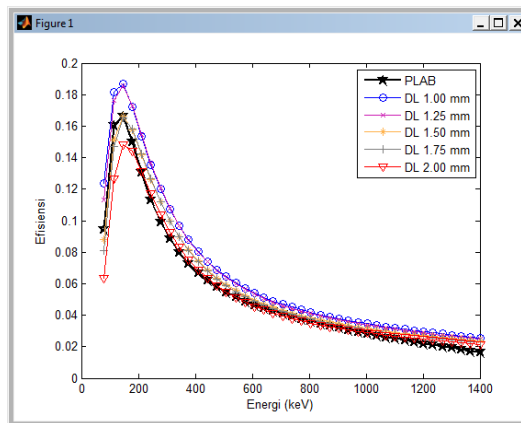
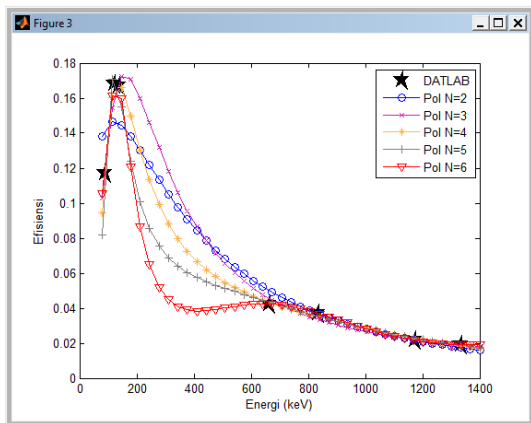


Gambar 4. Kurva Kalibrasi dalam GENIE 2000



Kurva yang sama juga bisa didapat dengan melakukan *fitting* data menggunakan fungsi *polyfit* dan *polyval* pada MATLAB. Dengan menggunakan fungsi *log* (logaritma alam) dilakukan *fitting* data  $\log(\epsilon)$  terhadap  $\log(E)$  maka koefisien-koefisien persamaan (4) bisa didapatkan, dan selanjutnya besaran efisiensi sebagai fungsi energi dapat diperoleh melalui nilai eksponensial dari masing-masing parameter. Pemilihan nilai pangkat polinomial sangat mempengaruhi bentuk kurva efisiensi.

Gambar 5 memperlihatkan pengaruh pengambilan nilai pangkat polinomial (N) untuk data pengukuran laboratorium pada posisi sumber di permukaan detektor. Kurangnya data pengukuran pada energi 122 – 661 keV membuat daerah energi tersebut tidak terinterpolasi dengan baik. Dari gambar tersebut terlihat bahwa polinomial pangkat 3 dan 4 merupakan pendekatan terbaik untuk kurva kalibrasi.

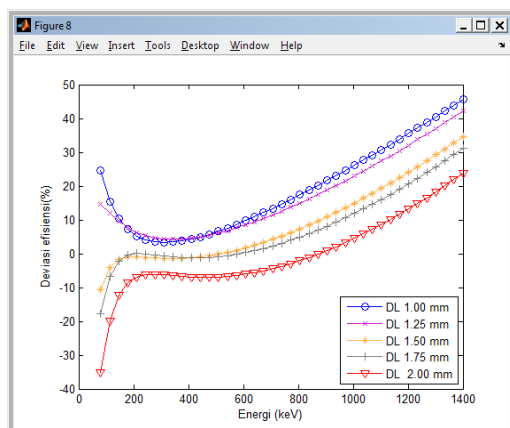


Gambar 5. Pengaruh pangkat polinomial (N) terhadap bentuk kurva efisiensi

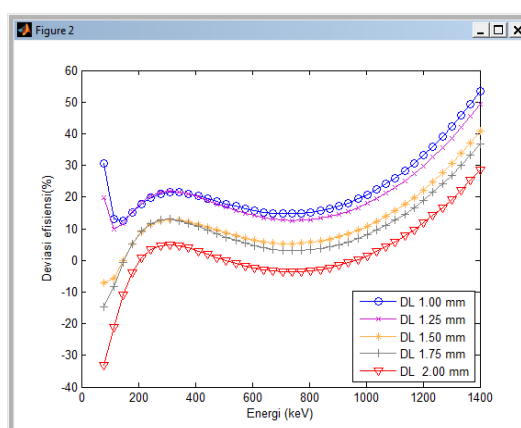
Gambar 6. Kurva Efisiensi pengukuran (PLAB) dan simulasi MCNP5, N=4.

Gambar 6 memperlihatkan kurva efisiensi hasil pengukuran di laboratorium (PLAB) dan simulasi untuk tebal *dead layer* (DL) 1, 1,25, 1,5, 1,75 dan 2 mm pada posisi sumber radiasi di permukaan detektor. Dari gambar tersebut dapat dilihat bahwa untuk tebal DL 1 dan 1.25 mm efisiensi perhitungan MCNP

masih jauh lebih besar dari pengukuran di laboratorium. semakin tebal *dead layer* kurva semakin mendekati hasil pengukuran. Persentase deviasi perhitungan MCNP5 terhadap pengukuran untuk *fitting* dengan polinomial pangkat 3 dan pangkat 4 seperti terlihat pada Gambar 7 dan 8.



Gambar 7. Deviasi efisiensi MCNP5 terhadap pengukuran, N=3

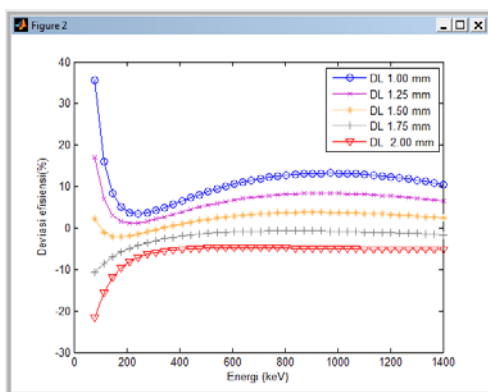


Gambar 8. Deviasi Efisiensi MCNP5 terhadap pengukuran, N=4

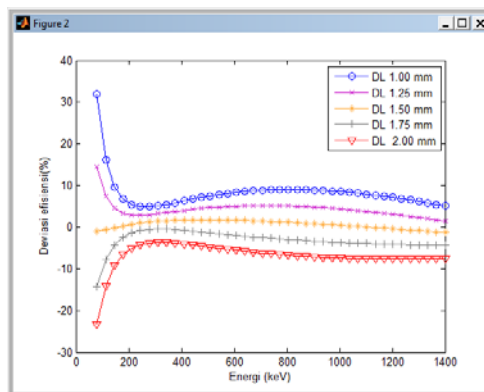
Dari ke dua gambar tersebut terlihat bahwa ketebalan DL 1-2 mm secara keseluruhan tidak ada yang memenuhi deviasi < 10% untuk seluruh rentang energi 80-1400 keV. Di kedua gambar, hampir di semua ketebalan *dead layer* deviasi yang besar terjadi pada energi tinggi diatas 1000 keV, hal ini kemungkinan terjadi karena pengaruh penjumlahan koinsiden (*coincidence summing*) pencacahan Co-60 di laboratorium, dimana Co-60 ini termasuk radionuklida yang berpotensi kuat menghasilkan penjumlahan bertingkat (*cascade summing*) atau *true coincidence summing* (TCS) dari dua energi gamma [14]. Pada pencacahan sumber radiasi di permukaan detektor, efisiensi detektor maksimum, maka dengan aktivitas sumber Co-60 yang cukup besar kemungkinan terjadinya penjumlahan *cascade* antara energi 1173,228 dengan 1332,492 keV juga cukup besar [15]. Walaupun demikian meskipun semua kurva menunjukkan deviasi yang besar, secara visual dari Gambar 7 dan 8 terlihat bahwa *dead layer*

(DL) 1,5 dan 1,75 mm cenderung lebih di pilih di banding tiga kurva lainnya.

Gambar 9 dan 10 memperlihatkan deviasi kurva simulasi terhadap pengukuran untuk posisi pengukuran 7,5 dan 15 cm dari permukaan detektor menggunakan polinomial pangkat 3. Dari kedua kurva tersebut tampak kurva dengan DL 1,5 mm merupakan kurva yang paling mendekati dengan kurva hasil pengukuran laboratorium. Pada Gambar 9, empat kurva dengan DL  $\geq 1.25$  mempunyai deviasi < 10% untuk energi > 200 keV dan pada Gambar 10 semua kurva mempunyai deviasi < 10% untuk energi >150 keV. Sedangkan untuk DL 1,5 mm, pada rentang energi 80-1400 deviasinya hanya berkisar antara -2,27% pada 146 keV sampai 3,79% pada 905 keV (Gambar 9) dan antara -1,34% pada 1400 keV sampai 1,70% pada 476-509 keV (Gambar 10). Dengan demikian deviasi maksimum untuk *dead layer* 1,5 mm sebesar 3,79 dan 1,70% untuk posisi sumber 7,5 dan 15 cm.



Gambar 9. Deviasi kurva simulasi terhadap Pengukuran, jarak sumber 7.5 cm



Gambar 10. Deviasi kurva simulasi terhadap pengukuran, jarak sumber 15 cm

Tabel 4 merupakan rangkuman nilai maksimum deviasi kurva efisiensi terhadap pengukuran laboratorium untuk *dead layer* 1,25, 1,5 dan 1,75 mm dengan pendekatan polinomial pangkat 2, 3, 4 dan 5. Seperti telah diuraikan diatas untuk pengukuran di permukaan detektor (posisi 0 cm) kemungkinan efek koinsiden membuat deviasi sangat besar, walaupun secara visual berdasarkan kurva deviasi dengan *dead layer* 1,5 mm menempati posisi yang baik dibanding kurva lainnya namun belum dapat digunakan untuk menetapkan besarnya ketebalan *dead layer*. Dari tabel dapat dilihat bahwa pada posisi sumber 7,5 dan 15 cm simulasi perhitungan dengan tebal

*dead layer* 1,5 mm memberikan deviasi yang kecil, jauh dibawah deviasi untuk tebal *dead layer* 1,25 dan 1,75 mm yang rata-rata menyimpang > 10%. Dengan mengacu tabel tersebut maka ketebalan *dead layer* yang paling cocok adalah 1,5 mm dengan deviasi < 4% jika dipilih polinomial yang tepat pangkat 3 atau < 8% untuk seluruh kemungkinan pemilihan pangkat polinomial. Hasil ini sebanding dengan hasil investigasi yang diperoleh oleh BOSON dkk. [16] dan NGO QUANG HUY [17,18] yang mendapatkan tebal *dead layer* pada detektor GC1518 sebesar 1,15 mm pada tahun 2005 dan menjadi 1,46 mm pada tahun 2009.

Tabel 4. Deviasi maksimum kurva efisiensi simulasi terhadap pengukuran.

Posisi sumber (cm)	Tebal <i>Dead layer</i> (mm)	Maksimum Deviasi untuk rentang energi 80-1400 keV (%)			
		Polinomial pangkat 2	Polinomial pangkat 3	Polinomial pangkat 4	Polinomial pangkat 5
0	1,25	38,77	42,13	49,47	44,67
	1,50	28,97	34,66	40,76	41,28
	1,75	24,03	31,17	36,76	32,80
7,5	1,25	10,68	17,03	16,8	18,57
	1,50	3,94	3,79	4,30	4,27
	1,75	11,11	10,65	11,37	10,20
15	1,25	9,78	14,50	16,69	20,07
	1,50	1,87	1,70	6,46	7,70
	1,75	11,92	14,28	13,54	11,56

## KESIMPULAN

Efisiensi sumber titik dari pengukuran yang sangat dekat dengan detektor tidak dapat digunakan sebagai pertimbangan dalam menentukan ketebalan *dead layer* karena deviasi kurva efisiensi hasil simulasi terhadap pengukuran sangat besar. Namun dengan menggeser posisi pengukuran  $\geq 7,5$  cm dari permukaan detektor, deviasi dari perbandingan kurva simulasi dan pengukuran menjadi kecil sehingga penentuan *dead layer* dapat dilakukan.

Keterbatasan jumlah dan distribusi data efisiensi pada berbagai energi mempengaruhi bentuk kurva efisiensi, dalam hal ini pemilihan pangkat polinomial untuk *fitting* kurva kalibrasi menjadi sangat penting. Secara visual untuk data dalam penelitian ini polinomial terbaik untuk pendekatan kurva efisiensi adalah pangkat 3 atau 4.

Berdasarkan analisis kurva efisiensi dari laboratorium dan simulasi ini ketebalan *dead layer* adalah 1,5 mm dengan deviasi kurva kalibrasi  $< 8$  % pada rentang energi 80 – 1400 keV.

## DAFTAR PUSTAKA

- [1]. DOWDALL, M. and SELNAS, G., *Monte Carlo Simulations for Gamma Measurements in Monitoring and Emergency Situation*, Norwegian Radiation Protection Authority, Osteras, 2006.
- [2]. RAPHAEL, *Photopeak Efficiency Calibration by Monte Carlo Method for Environment Radioactivity Analysis*, Master Dissertation, the Univ. of the Western Cape, 2010.
- [3]. X-5 MONTE CARLO TEAM. MCNP, *A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5 Volume II: User's Guide*, 2003.
- [4]. NUROKHIM. Analisis Sensitivitas Komponen Detektor HPGe Dengan Simulasi Monte Carlo, *Prosiding Seminar Teknologi Pengelolaan Limbah X, PTLR-BATAN*, 2012.
- [5]. VARGAS, M.J. et. al., Monte Carlo simulation of the self-absorption corrections for natural samples in gamma-ray spectrometry, *Applied Radiation and Isotopes, Volume 57, Issue 6, December 2002*.
- [6]. VARGAS, M.J. et. al., Efficiency transfer in the calibration of a coaxial p-type HpGe detector using the Monte Carlo method, *Applied Radiation and Isotopes, Volume 58, Issue 6, June 2003*.
- [7]. KAMBOJ, S. and KAHN, B., Use of Monte Carlo simulation to examine gamma-ray interaction in germanium detectors. *Radiation Measurements, Volume 37, Issue 1, February 2003*.

- [8]. RODENAS, J. et.al., Analysis of influence of germanium dead layer on detector calibration simulation for environmental radioactive samples using the Monte Carlo method. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A. Volume 496, Issues 2–3, 11 January 2003.*
- [9]. BOCHUD, F. et.al., Simple Monte-Carlo method to calibrate well-type HPGe detectors. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A. Volume 569, Issue 3, 21 December 2006.*
- [10]. CANBERRA, *Standard Electrode Coaxial Ge Detectors (SEGe)*, www.canberra.com/products/detectors/pdf/SEGe-detectors-C40021.pdf, online, 2013.
- [11]. DAMON, R.W., Determination of the photopeak detection efficiency of a HPGe detector, for volume sources, via Monte Carlo simulations, 2005.
- [12]. CANBERRA, *Genie™ 2000 Spectroscopy Software. Customization Tools, V3.1*, Canberra Industries inc., 2006.
- [13]. IAEA, *Update of X-Ray and Gamma Ray Decay Data Standards for Detector Calibration and other Applications. Volume 1: Recommended Decay Data, High Energy Gamma Ray Standards and Angular Correlation Coefficients*, IAEA Publication, Vienna, 2007.
- [14]. IAEA, *Update of X-Ray and Gamma Ray Decay Data Standards for Detector Calibration and other Applications. Volume 2: Data Selection, Assessment and Evaluation Procedures*, IAEA Publication, Vienna, 2007.
- [15]. SUVAILA, R. and SIMA, O., Complex Gamma Ray Spectra Analysis, *Romanian Reports in Physics, Vol. 63, No.4, P.975-987*, 2011.
- [16]. BOSON, J., AGREN, G., JOHANSSON, L., A detail investigation of HPGe detector response for improved Monte Carlo efficiency calculations, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A. Volume 587, Issue 2-3, March 2008.*
- [17]. HUY, N.Q., The influence of dead layer thickness increase on efficiency decrease for a coaxial HPGe p-type detector, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A. Volume 621, Issue 1-3, September 2010.*
- [18]. HUY, N.Q., Dead-layer thickness effect for gamma spectra measured in HPGe p-type detector, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A. Volume 641, Issue 1, June 2011.*

## TANYA JAWAB

Penanya: Sucipta  
Instansi : BATAN

Pertanyaan:

- a. Dalam detektor *dead layer* itu berada dimana dan dari bahan apa?
- b. Kalau *dead layer* merupakan parameter fisik detektor, mengapa ditetapkannya melalui simulasi?

Jawaban:

- a. *Dead layer* adalah lapisan tipis di permukaan kristal detektor germanium. *Dead layer* merupakan lapisan kontak elektroda, pada detektor tipe-p seperti GC2020 *dead layer* bagian luar dibuat dengan teknik *dopping* difusi litium sedangkan *dead layer* dalam yang berada di permukaan lubang kristal dibuat dengan implantasi boron.
- b. Memang ada beberapa metode untuk melakukan penentuan *dead layer* secara langsung, misalnya dengan *x-ray* atau *gamma scanning*, namun untuk detektor yang telah terpasang dan dipakai rutin metode tersebut riskan untuk diterapkan. Penetapan melalui simulasi ini lebih sederhana dan mudah dikerjakan.

**PENERAPAN TINGKAT KLIERENS UNTUK LIMBAH RADIOAKTIF  
DARI PRODUK GENERATOR Tc-99m  
BERDASARKAN PERKA BAPETEN NOMOR 16 TAHUN 2012**

**Suhaedi Muhammad<sup>(1)</sup>, Rr.Djarwanti<sup>(2)</sup>, RPS, Farida Tusafariah<sup>(3)</sup>**

<sup>(1,3)</sup>Pusat Teknologi Keselamatan Dan Metrologi Radiasi – BATAN

email : [suhaedi.muhammad62@gmail.com](mailto:suhaedi.muhammad62@gmail.com), [farida\\_k3ui@yahoo.com](mailto:farida_k3ui@yahoo.com)

<sup>(2)</sup>Pusat Radioisotop Dan Radiofarmaka – Gedung 11 Kawasan Nuklir Serpong

Email : [rrdjarwantirahayups@yahoo.co.id](mailto:rrdjarwantirahayups@yahoo.co.id)

**ABSTRAK**

**PENERAPAN TINGKAT KLIERENS UNTUK LIMBAH RADIOAKTIF DARI PRODUK GENERATOR Tc-99m BERDASARKAN PERKA BAPETEN NOMOR 16 TAHUN 2012.** Penggunaan produk Generator Tc-99m menghasilkan beberapa jenis limbah radioaktif yaitu limbah padat terbakar, limbah padat terkompaksi dan limbah cair. Dalam pengelolaan jenis-jenis limbah tersebut pihak pemegang izin perlu mengetahui dan memahami masalah tingkat klierens sehingga dapat memastikan kapan limbah dari produk Generator Tc-99m tersebut dianggap sebagai limbah radioaktif dan kapan bisa diperlakukan sebagai limbah biasa. Untuk keperluan tersebut pemegang izin harus membuat kajian terkait dengan pengelolaan limbah radioaktif guna penerapan nilai tingkat klierens yang akan disampaikan ke Badan Pengawas Tenaga Nuklir ( BAPETEN ). Dalam menetapkan nilai tingkat klierens ini, pemegang izin harus benar-benar memperhatikan nilai laju paparan radiasi dan analisa konsentrasi aktivitas. Dari hasil kajian, dapat diterapkan nilai klierens untuk limbah radioaktif padat terbakar dan padat terkompaksi nilai tingkat kontaminasi permukaan kurang dari sama dengan 1 Bq/cm<sup>2</sup> sedangkan nilai konsentrasi aktivitas kurang dari atau sama dengan 10 Bq/g ( Mo-99 ) dan 100 Bq/g ( Tc-99m). Sedangkan untuk limbah radioaktif cair, nilai konsentrasi aktivitas kurang dari atau sama dengan 10 Bq/g ( Mo-99 ) dan 100 Bq/g ( Tc-99m ).

*Kata Kunci : Generator Tc-99m, Limbah Radioaktif, Tingkat Klierens.*

**ABSTRACT**

**APPLICATION CLEARNS LEVEL FOR RADIOACTIVE WASTE FROM GENERATOR Tc-99m PRODUCT BASED ON NUMBER 16 YEAR PERKA BAPETEN 2012.** The use of Tc-99m Generator products produce several types of radioactive waste are burning solid waste, compacted solid waste and liquid waste. In the management of these types of waste permit holders need to know and understand the issues clearns level so as to ensure that when waste of Tc-99m Generator products are considered as radioactive waste and when it can be treated as ordinary waste. For the purposes of the license holder must make a study related to the management of radioactive waste to the application clearns level value to be delivered to the Board of Trustees of Nuclear Power (BAPETEN). In application the value clearns level, the license holder must really pay attention to the value of the rate of radiation exposure and analysis of activity concentration. From the results of the study, can be assigned the value klierens for solid radioactive waste burning and compacted solid surface contamination levels value less than or equal to 1 Bq/cm<sup>2</sup> while the value of the activity concentration of less than or equal to 10 Bq / g (Mo-99) and 100 Bq / g (Tc-99m). As for the liquid radioactive waste, the value of the activity concentration of less than or equal to 10 Bq / g (Mo-99) and 100 Bq / g (Tc-99m).

*Keywords: Tc-99m Generator, Radioactive Waste, Clearns level*

**PENDAHULUAN**

Produk Generator Tc-99m yang digunakan di rumah sakit dan termasuk dalam kategori zat radioaktif terbuka akan menghasilkan limbah radioaktif baik dalam bentuk padat dengan kategori padat terbakar dan padat terkompaksi maupun limbah radioaktif cair dengan kategori tingkat rendah dan tingkat sedang [1].

Guna menjamin keselamatan dan kesehatan baik bagi manusia maupun lingkungan, maka di

dalam Peraturan Pemerintah Nomor 61 Tahun 2013 tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif pasal 21 disebutkan bahwa : Penghasil Limbah Radioaktif wajib melakukan pengumpulan dan pengelompokan zat radioaktif terbuka yang tidak digunakan dan bahan serta peralatan yang terkontaminasi dan/atau teraktivasi yang tidak digunakan. Sedangkan di dalam pasal 22 disebutkan bahwa : Penghasil Limbah Radioaktif wajib melakukan pengolahan zat radioaktif terbuka yang tidak digunakan dan bahan serta peralatan yang terkontaminasi dan/atau teraktivasi yang tidak digunakan [2,3,4].



Limbah radioaktif yang dihasilkan dari penggunaan produk Generator Tc-99m harus dikelola secara baik dan benar sesuai dengan ketentuan yang berlaku agar tidak menimbulkan dampak radiologi yang merugikan baik bagi pekerja, masyarakat maupun lingkungan.

Agar limbah radioaktif yang dihasilkan dari penggunaan produk Generator Tc-99m dapat dikelola dengan baik dan benar, pihak pemegang izin (PI) dapat menerapkan tingkat klierens dengan mengajukan permohonan persetujuan penerapan tingkat klierens tersebut kepada Kepala BAPETEN sebagaimana ditetapkan di dalam Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 16 Tahun 2012 tentang Tingkat Klierens [3,4].

Selama ini limbah radioaktif yang dihasilkan dari penggunaan produk Generator Tc-99m di rumah sakit masih menjadi beban pihak produsen baik produk tersebut diproduksi di dalam negeri maupun yang diimpor dari produsen luar negeri.

Guna mengatasi permasalahan ini, maka pihak pemegang izin (PI) baik sebagai pengguna maupun produsen dapat menerapkan tingkat klierens untuk limbah radioaktif yang dihasilkan dari penggunaan produk Generator Tc-99m. Melalui penerapan tingkat klierens ini, dapat diketahui mana limbah yang dihasilkan dari penggunaan produk Generator Tc-99m yang merupakan limbah radioaktif dan mana yang bukan limbah radioaktif.

## BAHAN DAN METODOLOGI

Bahan-bahan yang digunakan dalam penyusunan penerapan tingkat klierens untuk limbah radioaktif yang dihasilkan dari produk Generator Tc-99m terdiri dari : Peraturan Pemerintah Nomor 61 Tahun 2013 tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif, dokumen Pengelolaan Limbah Radioaktif Di Instalasi Produksi Radioisotop Dan Radiofarmaka (IPRR) yang diterbitkan oleh Medhi Physics, Peraturan Kepala BAPETEN nomor 16 tahun 2012 tentang tingkat klierens serta literatur lain yang terkait dengan pengelolaan limbah radioaktif.

Sedangkan metode yang digunakan terdiri dari :

1. Kajian dan penerapan Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir (

BAPETEN) Nomor 16 tahun 2012 tentang Tingkat Klierens.

2. Kajian penerapan Peraturan Pemerintah Nomor 61 Tahun 2013 tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif.
3. Tinjauan pengalaman dalam pengelolaan limbah radioaktif yang dihasilkan dari penggunaan produk Generator Tc-99m.

## HASIL KAJIAN DAN PEMBAHASAN

### 1. Kategori Bahan Terkontaminasi Dan Limbah Radioaktif Dari Produk Generator Tc-99m

Penggunaan produk Generator Tc-99m di rumah sakit akan menghasilkan beberapa jenis bahan terkontaminasi dan limbah radioaktif sebagai berikut [1] :

1. Bahan terkontaminasi dengan kategori padat terbakar dan tingkat aktivitas rendah serta waktu paruh pendek.
2. Bahan terkontaminasi dengan kategori padat terkompaksi dan tingkat aktivitas rendah serta waktu paruh pendek.
3. Limbah radioaktif cair dengan kategori tingkat aktivitas rendah dan waktu paruh pendek

### 2. Dasar Penerapan Tingkat Klierens Untuk Limbah Generator Tc-99m.

Dengan mengacu pada Perka BAPETEN Nomor 16 tahun 2012, PI dapat mengajukan permohonan penetapan Klierens secara tertulis kepada Kepala BAPETEN dengan terlebih dahulu melakukan pengukuran paparan radiasi dan analisis kontaminasi serta analisis konsentrasi aktivitas pada limbah atau bahan terkontaminasi [3].

### 3. Penerapan Tingkat Klierens

#### 3.1 Tingkat Klierens Untuk Bahan Terkontaminasi Kategori Padat Terbakar.

Bahan terkontaminasi dengan kategori padat terbakar yang dihasilkan dari penggunaan produk Generator Tc-99m di rumah sakit dapat berupa kardus pembungkus luar, label kategori bungkus dan label lain, kardus pembungkus botol vial dan sterefom pembungkus *enclosure* [1].

Untuk keperluan penerapan tingkat klierens bahan terkontaminasi tersebut di atas, terlebih dahulu pihak PI harus melakukan [2,3] :

1. Pemantauan laju paparan radiasi pada permukaan dan jarak satu meter.  
Laju paparan radiasi pada permukaan dan jarak satu meter dari permukaan kardus pembungkus luar, label kategori bungkus dan label lain, kardus pembungkus botol vial serta sterefom pembungkus *enclosure* diukur dengan menggunakan surveymeter radiasi gamma yang sudah terkalibrasi di Pusat Teknologi Keselamatan Dan Metrologi Radiasi – Badan Tenaga Nuklir ( PTKMR – BATAN ) dengan satuan mR/jam atau mSv/jam.

Jika nilai laju paparan radiasi pada permukaan dapat mengakibatkan adanya penerimaan dosis yang melebihi nilai batas untuk masyarakat umum ( 1 mSv/tahun ), maka bahan terkontaminasi tersebut diperlakukan sebagai limbah radioaktif.

2. Penentuan konsentrasi aktivitas dan kuantitas radionuklida.

Untuk menentukan konsentrasi aktivitas dan kuantitas radionuklida yang ada pada bahan terkontaminasi kategori ini, PI dapat menentukan dengan cara :

- a. Tes usap pada permukaan dengan menggunakan kertas saring

whatman 41 kemudian hasilnya dicacah dengan menggunakan alat cacah gamma dimana hasil yang diperoleh dalam bentuk nilai tingkat kontaminasi permukaan dengan satuan Bq/cm<sup>2</sup>. Sesuai Perka BAPETEN Nomor 16 Tahun 2012 pasal 6, jika nilai tingkat kontaminasi permukaan kurang dari atau sama dengan 1 Bq/cm<sup>2</sup>, maka bahan terkontaminasi tersebut dibebaskan dari pengawasan BAPETEN dan diperlakukan bukan sebagai limbah radioaktif.

- b. Tes usap pada permukaan dengan cara basah kemudian hasilnya dicacah dengan menggunakan alat *multy channel analyzer* ( MCA ) sehingga diperoleh jenis radionuklida dan konsentrasinya dalam satuan Bq/gram.

Mengingat kemungkinan besar jenis kontaminannya berupa Molybdenum – 99 (Mo-99 ) dan Technicium – 99m ( Tc-99m), maka berdasarkan Lampiran I Perka BAPETEN Nomor 16 Tahun 2012, jika nilai konsentrasi untuk Mo-99 lebih besar dari 10 Bq/gram atau untuk Tc-99m lebih besar dari 100 Bq/gram, maka bahan terkontaminasi tersebut diperlakukan sebagai limbah radioaktif [3].

Nilai tingkat klierens yang diterapkan untuk beberapa jenis bahan terkontaminasi dengan kategori padat terbakar sesuai ketentuan Perka BAPETEN Nomor 16 Tahun 2012 secara lengkap diberikan pada Tabel 1.

Tabel 1. Penerapan Tingkat Klierens Untuk Bahan Terkontaminasi Padat Terbakar

No.	Jenis Limbah	Dosis ( mSv/th )	Tingkat Klierens		
			Bq/cm <sup>2</sup>	Bq/gram	
				Mo-99	Tc-99m
01.	Kardus pembungkus luar	< 1	1	≤ 10	≤ 100
02.	Label kategori bungkus	< 1	1	≤ 10	≤ 100
03.	Label lain	< 1	1	≤ 10	≤ 100
04.	Kardus pembungkus botol vial	< 1	1	≤ 10	≤ 100
05.	Sterefom	< 1	1	≤ 10	≤ 100

### 3.2. Tingkat Klierens Untuk Bahan Terkontaminasi Kategori Padat Terkompaksi.

Bahan terkontaminasi dengan kategori padat terkompaksi yang dihasilkan dari penggunaan produk *Generator* Tc-99m di rumah sakit berupa botol vial, botol air *salin*, kolom *Generator* dan rangkaian *fluid path* [1].

Untuk keperluan penerapan tingkat klierens bahan terkontaminasi tersebut di atas, terlebih dahulu pihak PI harus melakukan [2,3] :

1. Pemantauan laju paparan radiasi pada permukaan dan jarak satu meter.

Laju paparan radiasi pada permukaan dan jarak satu meter dari permukaan botol *vial*, botol air *salin*, kolom *generator* dan rangkaian *fluid path* diukur dengan menggunakan *survey meter* radiasi gamma yang sudah terkalibrasi di Pusat Teknologi Keselamatan Dan Metrologi Radiasi – Badan Tenaga Nuklir ( PTKMR – BATAN ) dengan satuan mR/jam atau mSv/jam.

Jika nilai laju paparan radiasi pada permukaan dapat mengakibatkan adanya penerimaan dosis yang melebihi nilai batas untuk masyarakat umum ( 1 mSv/tahun ), maka limbah tersebut diperlakukan sebagai limbah radioaktif.

Khusus untuk limbah kolom *Generator* dan rangkaian *fluid path*, jika nilai laju paparan radiasinya cukup besar dapat mengakibatkan adanya penerimaan dosis yang jauh lebih besar dari 1 mSv/tahun, maka harus diluruhkan terlebih dahulu selama delapan kali waktu paruh. Bila nilai laju paparan radiasinya sudah tidak mengakibatkan adanya penerimaan dosis yang jauh lebih besar dari 1 mSv/tahun, maka dapat diperlakukan sebagai limbah non radioaktif.

2. Penentuan konsentrasi aktivitas dan kuantitas radionuklida.

Konsentrasi aktivitas dan kuantitas radionuklida yang ada pada limbah botol

*vial*, botol air *salin*, kolom *Generator* dan rangkaian *fluid path* ini ditentukan dengan cara :

- a. Tes usap pada permukaan dengan menggunakan kertas saring *whatman* 41 kemudian hasilnya dicacah dengan menggunakan alat cacah gamma dengan hasil yang diperoleh dalam bentuk nilai tingkat kontaminasi permukaan dengan satuan Bq/cm<sup>2</sup>. Jika nilai tingkat kontaminasi permukaan lebih dari 1 Bq/cm<sup>2</sup>, maka limbah tersebut diperlakukan sebagai limbah radioaktif.
- b. Tes usap pada permukaan dengan cara basah kemudian hasilnya dicacah dengan menggunakan alat *multy channel analyzer* ( MCA ) sehingga diperoleh jenis radionuklida dan konsentrasinya dalam satuan Bq/gram.

Mengingat kemungkinan besar jenis kontaminannya berupa *Molybdenum – 99* ( Mo-99 ) dan *Technicium – 99m* ( Tc-99m), maka berdasarkan Lampiran I Perka BAPETEN Nomor 16 Tahun 2012, jika nilai konsentrasi untuk Mo-99 lebih besar dari 10 Bq/gram atau untuk Tc-99m lebih besar dari 100 Bq/gram, bahan terkontaminasi tersebut diperlakukan sebagai limbah radioaktif [3].

Nilai tingkat klierens yang diterapkan untuk bahan terkontaminasi kategori padat terkompaksi sesuai Perka BAPETEN Nomor 16 Tahun 2012 diberikan pada Tabel 2.

### 3.3. Tingkat Klierens Untuk Limbah Cair.

Limbah cair yang dihasilkan dari penggunaan produk *Generator* Tc-99m di rumah sakit berupa hasil pencucian *enclosure* dan *lead pot* [1]

Untuk keperluan penerapan tingkat klierens limbah cair tersebut di atas, terlebih dahulu pihak PI harus melakukan pengambilan *sample* limbah cair tersebut kemudian dicacah dengan menggunakan MCA sehingga diperoleh jenis radionuklida dan konsentrasinya dalam satuan Bq/gram.

Tabel 2. Penerapan Tingkat Klierens Untuk Bahan Terkontaminasi Padat Terkompaksi

No.	Jenis Limbah	Dosis ( mSv/th )	Tingkat Klierens		
			Bq/cm <sup>2</sup>	Bq/gram	
				Mo-99	Tc-99m
01.	Botol <i>vial</i>	< 1	1	≤ 10	≤ 100
02.	Botol air salin	< 1	1	≤ 10	≤ 100
03.	Kolom <i>Generator</i>	< 1	1	≤ 10	≤ 100
04.	Rangkaian <i>fluidpath</i>	< 1	1	≤ 10	≤ 100

Mengingat kemungkinan besar jenis kontaminannya berupa *Molybdenum – 99* ( Mo-99 ) dan *Technicium – 99m* ( Tc-99m), maka berdasarkan Lampiran I Perka BAPETEN Nomor 16 Tahun 2012, jika nilai konsentrasi untuk Mo-99 lebih besar dari 10 Bq/gram atau

untuk Tc-99m lebih besar dari 100 Bq/gram, limbah cair tersebut diperlakukan sebagai limbah radioaktif [3].

Nilai tingkat klierens yang diterapkan untuk limbah cair sesuai Perka BAPETEN Nomor 16 Tahun 2012 diberikan pada Tabel 3.

Tabel 3. Penerapan Tingkat Klierens Untuk Limbah Cair.

No.	Jenis Limbah	Tingkat Klierens	
		Bq/gram	
		Mo-99	Tc-99m
01.	Air hasil cucian <i>enclosure</i>	≤ 10	≤ 100
02.	Air hasil cucian <i>leadpot</i>	≤ 10	≤ 100

#### 4. Pengajuan Penerapan Tingkat Klierens

Pihak pemegang izin dapat menerapkan tingkat klierens untuk limbah radioaktif yang dihasilkan dari penggunaan produk *Generator* Tc-99m kemudian diajukan ke BAPETEN guna mendapat pengesahan sebagaimana ditetapkan di dalam pasal 3 Peraturan Kepala BAPETEN nomor 16 Tahun 2012 tentang Tingkat Klierens [3].

Dalam mengajukan penetapan tingkat klierens kepada BAPETEN, pihak pemegang izin harus melampirkan [3] :

1. Hasil pengukuran paparan radiasi untuk bahan terkontaminasi kategori padat terbakar dan kategori padat terkompaksi baik pada permukaan maupun pada jarak satu meter dari permukaan dalam satuan mR/jam atau mSv/jam.
2. Dokumen analisis mengenai konsentrasi aktivitas yang meliputi : metode

pengukuran dan perhitungan konsentrasi aktivitas dan kuantitas radionuklida baik untuk limbah padat terbakar, padat terkompaksi maupun limbah cair.

#### KESIMPULAN

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

- Penggunaan produk *Generator* Tc-99m akan menghasilkan bahan terkontaminasi kategori padat terbakar berupa kardus pembungkus luar, label kategori bungkusan dan label- label lain, kardus pembungkus vial dan *steroform*, bahan terkontaminasi kategori padat terkompaksi berupa botol vial, botol air salin, kolom *Generator*, rangkaian *fluidpath* serta limbah cair berupa air

hasil cucian *enclosure* dan air hasil cucian *leadpot*.

- Nilai tingkat klierens yang diterapkan sesuai ketentuan BAPETEN untuk bahan terkontaminasi kategori padat terbakar seperti kardus pembungkus luar, label kategori bungkus dan label-label lain, kardus pembungkus vial dan sterefom adalah :
  - a. Tingkat kontaminasi permukaan  $\leq 1 \text{ Bq/cm}^2$ .
  - b. Konsentrasi aktivitas  $\leq 10 \text{ Bq/gram}$  untuk Mo-99 dan  $\leq 100 \text{ Bq/gram}$  untuk Tc-99m.
- Nilai tingkat klierens yang diterapkan sesuai ketentuan BAPETEN untuk bahan terkontaminasi kategori padat terkompaksi seperti botol vial, botol air salin, kolom *Generator*, rangkaian *fluidpath* adalah :
  - a. Tingkat kontaminasi permukaan  $\leq 1 \text{ Bq/cm}^2$ .
  - b. Konsentrasi aktivitas  $\leq 10 \text{ Bq/gram}$  untuk Mo-99 dan  $\leq 100 \text{ Bq/gram}$  untuk Tc-99m.
- Nilai tingkat klierens yang diterapkan sesuai ketentuan BAPETEN untuk limbah cair seperti hasil cucian *enclosure* dan hasil cucian *leadpot* adalah konsentrasi aktivitas  $\leq 10 \text{ Bq/gram}$  untuk Mo-99 dan  $\leq 100 \text{ Bq/gram}$  untuk Tc-99m.

## DAFTAR PUSTAKA

- [1]. *Medhi Physics*, “Dokumen Pengelolaan Limbah Radioaktif Di Instalasi Produksi Radioisotop Dan Radiofarmaka (IPRR)”, Medhi Physics, 1989.
- [2]. Badan Pengawas Tenaga Nuklir, “Surat Keputusan Kepala BAPETEN No. 03/Ka – BAPETEN/V – 99 Tentang Ketentuan Keselamatan Untuk Pengelolaan Limbah Radioaktif”, BAPETEN, Jakarta, 1999.
- [3]. Badan Pengawas Tenaga Nuklir, “Peraturan Kepala BAPETEN nomor 16 Tahun 2012 tentang Tingkat Klierens”, Jakarta, 2012.
- [4]. Sekretariat Negara, “Peraturan Pemerintah No. 61 Tahun 2013 Tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif, Jakarta, 2002.



## KAJIAN KUALITAS LISTRIK TRANSFORMATOR BHT03 PADA OPERASI TERAS KE-85 MENGGUNAKAN POWER QUALITY ANALYZER

Teguh Sulistyio

Subbidang Elektrik Bidang Pemeliharaan Reaktor Pusat Reaktor Serba Guna - BATAN

Kawasan PUSPIPTEK Serpong. 15310

Email: tsulistyo123@yahoo.com

### ABSTRAK

**KAJIAN KUALITAS LISTRIK TRANSFORMATOR BHT03 PADA OPERASI TERAS KE-85 MENGGUNAKAN POWER QUALITY ANALYZER.** Telah dilakukan pengukuran pada sisi tegangan rendah transformator BHT03 dengan tujuan untuk mengetahui kualitas listrik yang sedang digunakan oleh beban-beban yang terdapat dalam transformator tersebut. Pengukuran dilakukan dengan menggunakan *power quality analyzer* dalam kondisi sebelum dan selama reaktor dioperasikan. Sebelum reaktor dioperasikan diperoleh hasil pengukuran Total Harmonik Distorsi sebesar 1,56%; power faktor sebesar 0,76; ketidakseimbangan tegangan sebesar 1,0% dan selama reaktor dioperasikan diperoleh hasil pengukuran Total Harmonik Distorsi (THD) sebesar 2,07%; power faktor sebesar 0,87; dan ketidakseimbangan tegangan sebesar 1,1%. Selama reaktor dioperasikan persentase fluktuasi tegangan, arus dan daya listrik mengalami peningkatan masing-masing sebesar 0,16%; arus pada fasa R sebesar 60,43%; fasa S sebesar 61,47%; fasa T sebesar 67,34% dan daya P (watt) sebesar 68,74%, daya S (VA) sebesar 61,51% dan daya Q (VAR) sebesar 49,33%. Berdasarkan Peraturan Menteri ESDM No.04/2009, tentang Aturan Distribusi Tenaga Listrik, pasal CC.3.0. ayat a.2 bahwa kualitas listrik transformator BHT03 RSG-GAS masih berada dalam batas nilai yang disyaratkan, yaitu sebesar +5% dan -10%.

Kata kunci: kualitas listrik, transformator

### ABSTRACT

**ASSESSMENT OF QUALITY ELECTRICAL TRANSFORMERS BHT03 AT THE 85th TERRACE OPERATIONS USING THE POWER QUALITY ANALYZER.** Measurements have been performed on the low voltage side of transformer BHT03 with the aim to determine the quality of the electricity that is being used by the loads contained in the transformer. Measurements were performed using a power quality analyzer in conditions before and during reactor operation. Before the reactor is operated acquired Total Harmonic Distortion measurement result of 1,56%; power factor of 0,76; voltage unbalance of 1.0 % and during reactor operation acquired Total Harmonic Distortion measurement results ( THD ) of 2,07 %; power factor of 0,87; and the voltage unbalance of 1,1 % . During reactor operation the percentage fluctuation of voltage, current and power have increased respectively by 0,16 %; current on phase R of 60,43 % ; S phase was 61,47 % ; phase T by 67,34 % and power P ( watts ) of 68,74 % , the power S ( VA ) of 61,51 % , and power Q ( VAR ) of 49,33 % . Under Decree No.04/2009 EMR, on Electric Power Distribution Rules, chapter CC.3.0. Paragraph a.2 quality electric transformer BHT03 RSG - GAS is well within the required value that is equal to +5 % and -10%.

Keywords: power quality, transformer

### PENDAHULUAN

Transformator BHT03 tipe berpendingin minyak kapasitas 1600 kVA; hubungan delta-Bintang (20 kV-400 VAC); 50 Hz; yang dihubungkan dengan beban train C pada busbar utama I merupakan salah satu fasilitas sistem kelistrikan RSG-GAS yang dimiliki oleh Pusat Reaktor Serba Guna Batan. Transformator tersebut dioperasikan secara terus menerus.

Saat ini transformator BHT03 dioperasikan tanpa menggunakan kapasitor bank, sehingga daya nyata (kW) dan daya reaktif (kVAR) yang disuplai dari PLN seluruhnya diserap oleh beban-beban yang terdapat pada transformator tersebut antara lain motor pompa PA03 AP01, motor *cooling tower*, dan lain sebagainya.

Untuk mengetahui kualitas listrik yang dihasilkan oleh transformator BHT03, pada tanggal 13 Maret 2014 telah dilakukan pengukuran dengan menggunakan *Power Quality Analyzer* (PQA). Pengukuran dilaksanakan saat operasi reaktor RSG-GAS teras ke-85 berlangsung.

Perihal yang melatarbelakangi penelitian ini yaitu dari hasil pengukuran diketahui bahwa faktor daya yang dihasilkan oleh transformator BHT03 cukup rendah yaitu rata-rata sebesar 0,83 (dibawah nilai 0,85). Mengingat pentingnya hal ini maka perlu dilakukan kajian perbaikan faktor daya supaya transformator dapat beroperasi dengan faktor daya maksimal dan memiliki keluaran listrik dengan kualitas baik.

Pada makalah ini dibahas hasil analisis kualitas listrik transformator BHT03 sebelum

dan selama RSG-GAS dioperasikan pada operasi teras ke 85 dan memperoleh hasil perhitungan besarnya kapasitas kapasitor bank yang dapat mengkompensasi dan memperbaiki faktor daya transformator BHT03. Perhitungan dilakukan dengan menggunakan metoda diagram.

## TEORI

Transformator adalah suatu peralatan listrik yang berfungsi untuk mengubah daya listrik tegangan tinggi ke tegangan rendah atau sebaliknya pada frekuensi sama dengan menggunakan belitan primer dan belitan sekunder tanpa melalui hubungan langsung antar belitan tersebut (prinsip Induksi Elektromagnetik, hukum Michael Faraday)<sup>[1]</sup>.

Transformator BHT03 RSG-GAS merupakan jenis transformator penurun tegangan PLN 20 kV/400 V sehingga pada sisi tegangan rendahnya terdapat penghantar ke tanah. Hal ini sebagai bentuk proteksi transformator BHT03 RSG-GAS terhadap gangguan listrik. Selama transformator BHT03 RSG-GAS dioperasikan, fasa masing-masing transformator (fasa R, S dan T) cenderung akan mengalami kondisi ketidakseimbangan beban antar fasanya. Ketidakseimbangan beban transformator tersebut terjadi pada beban satu fasa tegangan rendah. Besarnya nilai ketidakseimbangan beban transformator BHT03 RSG-GAS dapat diketahui melalui pengukuran kualitas listrik dengan menggunakan alat ukur PQA (*Power Quality Analyzer*).

**Tabel 1.** Spesifikasi transformator BHT03 RSG-GAS<sup>[2]</sup>

Transformator	3 fasa; 50 Hz	
Tahun pembuatan	: 1992	
Standar IEC	: 76/SPLN-50	
Tegangan hubung singkat	: 6 %	
Sistem pendinginan	: Minyak DIALA-B	
Kenaikan suhu (oC)	: Minyak : 53 oC Kumparan : 58 oC	
Tingkat isolasi dasar	: 125 kV	
Berat	: Minyak : 850 kG Total : 3.750 kg	
	Primer	Sekunder
Daya nominal (kVA)	1600 (kVA)	1600 (kVA)
Hubungan	Delta	Bintang N5
Tegangan nominal (volt)	20 (kV)	400 (volt)
Arus nominal (amp)	46,2 (A)	2.309,5 (A)



**Gambar 1.** Transformator BHT03 RSG-GAS tipe berpendingin minyak<sup>[2]</sup>

**Tabel 2.** Beban Transformator BHT03 Train C<sup>[2]</sup>

Nama	Daya (kVA)
Busbar Utama I BHC	580,53
Busbar Utama II BHF	588,62
Busbar Darurat BNC	270,13
Total Beban Terpasang pada Transformator BHT03	1.439,28

Pada kondisi reaktor belum dioperasikan, total beban yang terpasang pada transformator BHT03 RSG-GAS sebesar 1.439,28 kVA-396,25 kVA = 1.043,04 kVA, karena motor pompa sekunder, motor *cooling tower*, *pipe cleaning plant* yang terdapat di jalur busbar utama I BHC dan motor pompa primer serta *warm layer heater* yang terdapat di jalur busbar utama II BHF tidak beroperasi. Sedangkan selama reaktor dioperasikan total beban terpasang pada transformator BHT03 sebesar 1.439,28 kVA, seperti ditunjukkan pada Tabel 2.

### Perhitungan fluktuasi tegangan listrik

Besarnya fluktuasi tegangan dapat dihitung dengan menggunakan persamaan sebagai berikut:

$$\text{Fluktuasi tegangan} = \frac{V_{\max} - V_{\text{avg}}}{V_{\text{avg}}} \times 100\% \dots(1)$$

Dimana:

$V_{\max}$  = tegangan maksimum fasa (V)

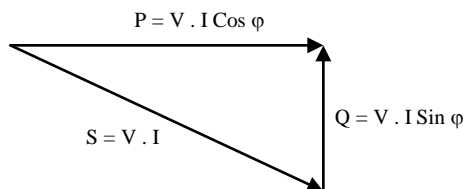
$V_{\text{avg}}$  = tegangan rata-rata fasa (V)

### Faktor daya

Faktor daya bukanlah satu-satunya parameter untuk menilai efisiensi transformator namun

faktor daya merupakan sebuah rasio perbandingan antara daya nyata terhadap daya semu (simbol S, satuan kVA).

Hasil penjumlahan vektor antara daya nyata dengan daya reaktif merupakan daya semu. Untuk memudahkan dalam memahami perbedaan daya nyata, daya semu dan daya reaktif dapat dilihat pada gambar 2.



**Gambar 2.** Penjumlahan vektor antara daya nyata dengan daya reaktif<sup>[1]</sup>

Persamaan segitiga daya dapat dituliskan sebagai berikut:

$$P = V \times I \times \cos \phi \quad \dots\dots\dots (2)$$

$$S = V \times I \quad \dots\dots\dots (3)$$

$$Q = V \times I \times \sin \phi \quad \dots\dots\dots (4)$$

Dimana:

- P = daya nyata (kW)
- Q = daya reaktif (kVAR)
- S = daya semu (kVA)
- V = tegangan jala-jala (V)
- I = arus jala-jala (A)
- cos φ = faktor daya

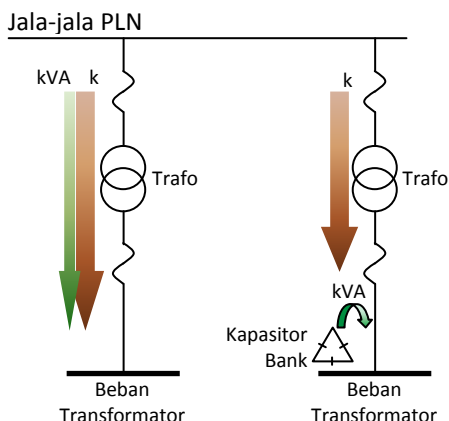
**Pemasangan kapasitor bank**

Transformator distribusi yang dioperasikan tanpa menggunakan kapasitor bank, maka daya aktif (kW) dan daya reaktif (kVAR) yang disuplai dari PLN seluruhnya akan diserap oleh transformator tersebut, sebaliknya apabila kapasitor bank dipasang pada sebuah transformator distribusi, kebutuhan daya reaktif beban transformator diperoleh dari kapasitor bank sehingga daya reaktif (kVAR) yang disuplai dari PLN akan berkurang dan bahkan bisa mendekati nol. Hal ini sangat dimungkinkan mengingat kapasitor bank merupakan komponen listrik yang bersifat menyerap arus sehingga bersifat *leading* (arus yang mengalir mendahului tegangan), dan dapat melepaskan muatan arusnya ke beban bila diperlukan.

**Perhitungan model metoda diagram**

Metoda diagram merupakan salah satu model metoda perhitungan yang dapat digunakan untuk menentukan kebutuhan kapasitas kapasitor. Model metoda diagram ini dapat menggambarkan diagram sebelum kompensasi

dan sesudah kompensasi guna perbaikan faktor daya.



**Gambar 3.** Ilustrasi pemasangan kapasitor bank pada transformator<sup>[2]</sup>

Besarnya daya kapasitor sebelum kompensasi dihitung dengan persamaan sebagai berikut:

$$\cos \phi_1 = \frac{P_1}{S_1} \quad \dots\dots\dots (5)$$

atau

$$S_1 = \frac{P_1}{\cos \phi_1}$$

$$Q_1 = S_1 \times \sin \phi_1 \quad \dots\dots\dots (6)$$

setelah kompensasi dihitung dengan persamaan sebagai berikut:

$$\cos \phi_2 = \frac{P_2}{S_2} \quad \dots\dots\dots (7)$$

atau

$$S_2 = \frac{P_2}{\cos \phi_2}$$

$$Q_2 = S_2 \times \sin \phi_2 \quad \dots\dots\dots (8)$$

Sehingga besarnya kapasitas kapasitor bank yang diperlukan yaitu:

$$Q_C = Q_1 - Q_2 \quad \dots\dots\dots (9)$$

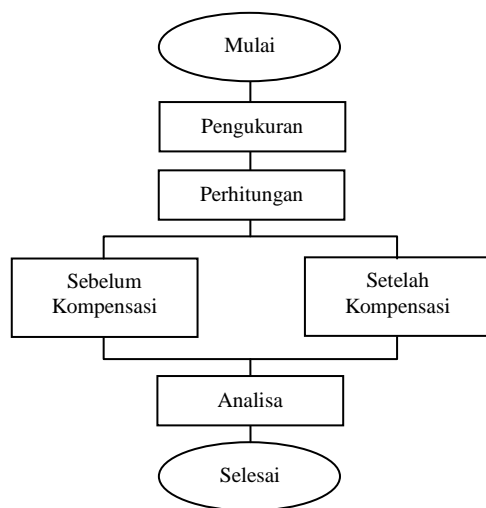
Dengan:

- P<sub>1</sub> = daya motor (kW)
- S<sub>1</sub> = daya semu sebelum kompensasi (kVA)
- cos φ<sub>1</sub> = faktor daya sebelum kompensasi
- Q<sub>1</sub> = kapasitas kapasitor sebelum kompensasi (kVAR)
- P<sub>2</sub> = daya motor (kW)
- S<sub>2</sub> = daya semu setelah kompensasi (kVA)
- cos φ<sub>2</sub> = faktor daya yang diinginkan

$Q_2$  = kapasitas kapasitor setelah kompensasi (kVAR)  
 $Q_C$  = kapasitas kapasitor bank yang diperlukan (kVAR)

## METODOLOGI

Metodologi kajian kualitas listrik transformator BHT03 dilaksanakan dalam beberapa tahap. Uraian masing-masing tahapan diuraikan sebagai berikut:



Gambar 4. Alur tahapan kajian

Pengukuran faktor daya transformator BHT03 dilaksanakan pada tanggal 13 Maret 2014 dengan menggunakan *Power Quality Analyzer* (PQA) saat operasi reaktor RSG-GAS teras ke-85 berlangsung. Dari hasil pengukuran terlihat bahwa nilai faktor daya transformator BHT03 kurang baik karena berada di bawah nilai *name plate*-nya sehingga faktor daya transformator BHT03 perlu dihitung sehingga dapat mengkompensasi dan memperbaiki faktor dayanya. Perhitungan dilakukan dengan menggunakan metoda diagram.

Penjelasan tahapan kajian kualitas listrik transformator BHT03 yaitu:

### Persiapan

Tahapan awal dari kegiatan ini adalah persiapan meliputi personil, peralatan kerja dan keselamatan, alat ukur dan objek yang akan diukur yaitu transformator BHT03.

### Pengukuran

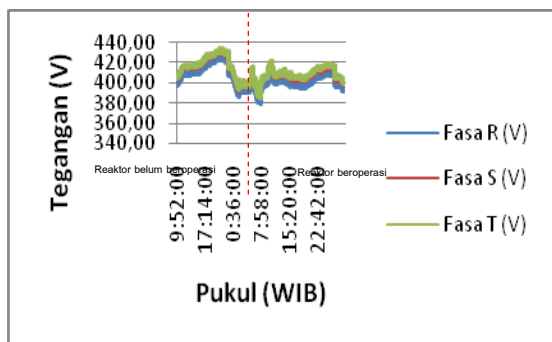
Tahapan berikutnya yaitu pengukuran kualitas listrik transformator BHT03 RSG-GAS menggunakan alat ukur *Power Quality Analyzer* (PQA) 3197 sebelum dan selama reaktor RSG-GAS dioperasikan dengan tahapan yaitu memasang *flexible clamp on sensor* 9667 dan klem tegangan pada masing-masing fasa serta mengatur waktu pengukuran. Kemudian dilanjutkan dengan melakukan pengukuran. Selama pengukuran berlangsung, secara otomatis data hasil pengukuran akan tersimpan dalam memori internal PQA. Setelah pengukuran selesai dilaksanakan, *flexible clamp on sensor* 9667 dan klem tegangan dilepas dari peralatan. Kegiatan akhir dari pengukuran ini yaitu mengolah dan menganalisa data hasil pengukuran.

### Analisa

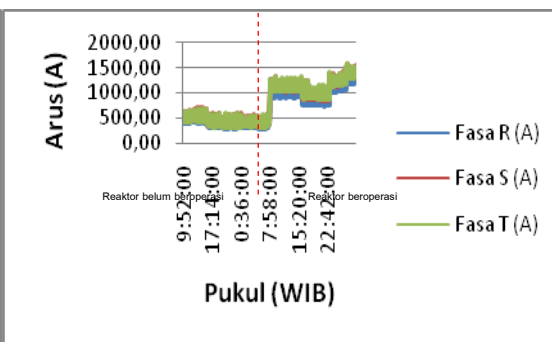
Tahapan akhir dari kegiatan ini yaitu melakukan analisa data hasil pengukuran. Untuk memudahkan dalam menganalisa, data hasil pengukuran diolah dalam program data excel dan dituangkan dalam bentuk grafik untuk masing-masing parameter besaran listrik.

## HASIL DAN PEMBAHASAN

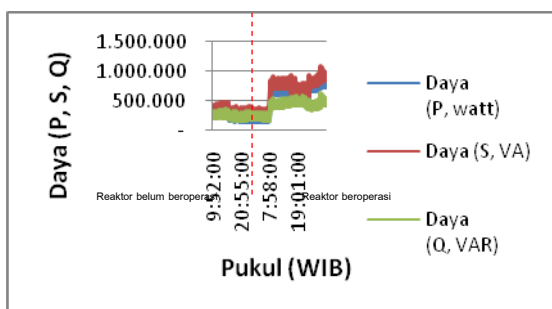
Berikut ini disajikan hasil pengukuran pada transformator BHT03 RSG-GAS dengan menggunakan alat ukur PQA 3197. Pengukuran dilaksanakan pada kondisi reaktor RSG-GAS belum dioperasikan yaitu tanggal 03 April 2014 dan selama reaktor RSG-GAS dioperasikan pada tanggal 04 April 2014. Grafik hasil pengukuran transformator BHT03 RSG-GAS menunjukkan 2 (dua) kondisi beban yaitu beban dasar yang terjadi pada kondisi reaktor RSG-GAS belum dioperasikan serta beban puncak yang terjadi selama reaktor RSG-GAS dioperasikan. Parameter besaran listrik yang mengalami fluktuasi antara lain arus, daya, THD (*Total Harmonic Distortion*), faktor daya dan ketidakseimbangan tegangan. Grafik hasil pengukuran ditunjukkan pada gambar 5 sampai dengan gambar 10.



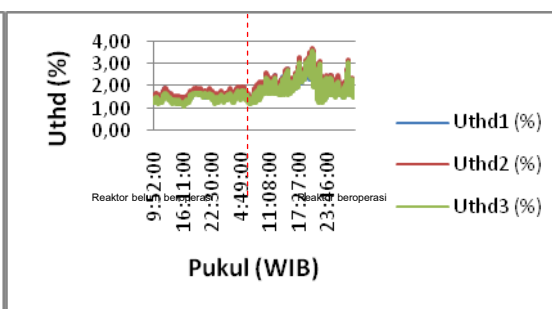
Gambar 5. Grafik tegangan listrik



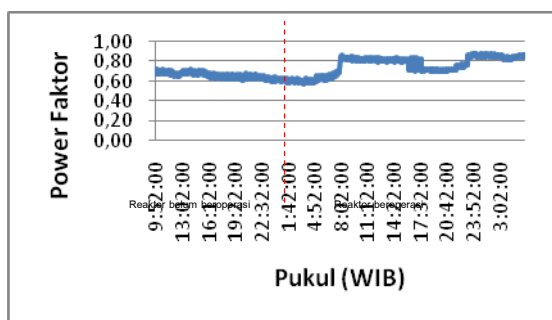
Gambar 6. Grafik arus listrik



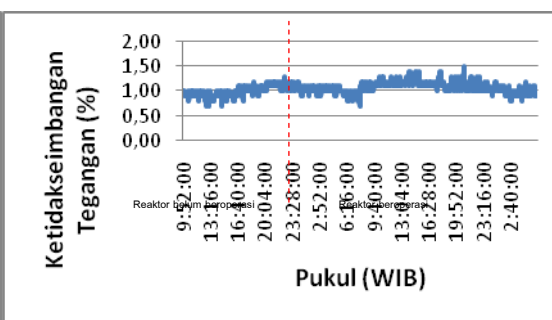
Gambar 7. Grafik daya listrik



Gambar 8. Grafik Total Harmonik Distorsi



Gambar 9. Grafik faktor daya



Gambar 10. Grafik ketidakseimbangan tegangan

Pada gambar 5 grafik tegangan, sebelum reaktor dioperasikan, grafik tegangan masing-masing fasa R, S dan T cenderung menunjukkan peningkatan dari 400 V sampai dengan 430 V pada pukul 09.52 WIB sampai dengan pukul 23.22 WIB, kemudian grafik tegangan menurun hingga mencapai tegangan 380 V pada pukul 07.28 WIB. Pada saat reaktor dioperasikan mulai pukul 07.30 WIB hingga pukul 05.04 WIB grafik tegangan masing-masing fasa R, S dan T cenderung stabil. Fluktuasi tegangan yang terjadi berkisar antara 380 V sampai dengan 390 V. Hasil perhitungan fluktuasi tegangan sebelum reaktor dioperasikan diperoleh sebesar 4,61% dan selama reaktor operasi sebesar 1,67%. Penurunan fluktuasi tegangan ini dikarenakan pada kondisi reaktor operasi fluktuasi tegangannya lebih stabil dibandingkan pada kondisi sebelum reaktor operasi.

Pada gambar 6 grafik arus, sebelum reaktor dioperasikan, grafik arus masing-masing fasa R, S dan T cenderung stabil pada nilai beban

dasar yaitu antara 220 A sampai dengan 600 A pada pukul 09.52 WIB sampai dengan 07.30 WIB. Pada saat reaktor dioperasikan mulai pukul 08.00 WIB hingga pukul 04.45 WIB grafik arus masing-masing fasa R, S dan T mengalami peningkatan antara 750 A hingga 1.500 A. Hasil perhitungan fluktuasi arus sebelum reaktor dioperasikan diperoleh sebesar 18,24% dan selama reaktor operasi sebesar 16,45%.

Pada gambar 7 grafik daya, sebelum reaktor dioperasikan, grafik daya nyata (P, watt), semu (S, VA) dan reaktif (Q, VAR) berada pada beban dasar antara 200 kW sampai dengan 600 A pada pukul 09.52 WIB sampai dengan 07.30 WIB. Pada saat reaktor dioperasikan mulai pukul 08.00 WIB hingga pukul 04.45 WIB grafik arus masing-masing fasa R, S dan T menunjukkan peningkatan antara 750 A hingga 1.500 A. Sebelum reaktor dioperasikan, diperoleh hasil pengukuran daya aktif (P) sebesar 196,47 kW; daya semu (S) sebesar 294,94 kVA; daya reaktif (Q) sebesar 219,85 kVAR sedangkan selama



reaktor operasi diperoleh hasil pengukuran daya aktif (P) sebesar 628,46 kW; daya semu (S) sebesar 766,19 kVA; dan daya reaktif (Q) sebesar 433,89 kVAR.

Pada gambar 8 grafik THD, sebelum reaktor dioperasikan, diperoleh hasil pengukuran THD rata-rata sebesar 1,56% pada pukul 09.52 WIB sampai dengan 07.30 WIB dan pada saat reaktor dioperasikan mulai pukul 08.00 WIB hingga pukul 04.46 WIB grafik THD menunjukkan peningkatan rata-rata sebesar 2,07%.

Pada gambar 9 grafik faktor daya, sebelum reaktor dioperasikan, grafik faktor daya cenderung stabil pada beban dasar yaitu antara 0,57 sampai dengan 0,73 pada pukul 09.52 WIB sampai dengan 07.30 WIB dan pada saat reaktor dioperasikan mulai pukul 07.30 WIB hingga pukul 05.12 WIB grafik faktor daya menunjukkan peningkatan rata-rata sebesar 0,83. Selama reaktor dioperasikan nampak bahwa faktor daya mengalami fluktuasi pertama pada pukul 8.00 WIB sampai dengan 16.00 WIB grafik faktor daya cenderung stabil pada nilai rata-rata 0,83. Kedua pada pukul 08.37 WIB

grafik faktor daya mengalami penurunan yaitu 0,68 pada pukul 20.35 WIB, dan ketiga pada pukul 23.47 WIB grafik faktor daya menunjukkan peningkatan yaitu rata-rata 0,87.

Fluktuasi faktor daya ini disebabkan karena sebelum reaktor dioperasikan mesin-mesin listrik yang mengkonsumsi energi listrik cukup besar belum dioperasikan. Ketika mesin-mesin listrik tersebut dioperasikan dan mencapai beban penuh mesin-mesin listrik menghasilkan faktor daya yaitu antara 0,8-0,85. Hal ini dipengaruhi oleh variasi besar kecilnya beban pada jaringan system tenaga listrik. Pada periode beban rendah, tegangan dan arus meningkat menyebabkan faktor daya menurun.

Sedangkan pada gambar 10, pada kondisi sebelum dan selama reaktor dioperasikan grafik ketidakseimbangan tegangan cenderung stabil yaitu antara 1,0% sampai dengan 1,1%. Hasil pengukuran transformator BHT03 RSG-GAS ditunjukkan pada tabel 3. Sedangkan perhitungan fluktuasi tegangan pada beban dasar maupun beban puncak dengan menggunakan persamaan (1).

**Tabel 3.** Hasil Pengukuran Transformator BHT03 RSG-GAS

Uraian	$V_{rata-rata}$ (V)	$I_{rata-rata}$ (A)	$\cos \phi$	$P_{rata-rata}$ (kW)	$S_{rata-rata}$ (kVA)	$Q_{rata-rata}$ (kVAR)	$U_{thd,rata-rata}$ (%)	$U_{unb,rata-rata}$ (%)
<b>Sebelum RSG-GAS operasi</b>								
R	408,1	390,4	0,72					
S	413,4	430,1	0,72					
T	414,4	369,2	0,74					
Rata-rata	412,0	396,57	0,73	196,47	294,94	219,85	1,57	1,0
<b>Selama RSG-GAS operasi</b>								
R	401,9	990,39	0,84					
S	407,6	1116,31	0,84					
T	409,6	1130,6	0,85					
Rata-rata	406,4	1.079,1	0,84	628,46	766,19	433,89	2,07	1,1

### Analisa Kualitas Listrik Transformator BHT03

Analisa kualitas listrik transformator BHT03 menggunakan persamaan (1) dalam kondisi sebelum dan selama reaktor dioperasikan, sebagai berikut:

#### Perhitungan Fluktuasi Tegangan Sebelum Reaktor Dioperasikan

Fasa R			
$V_{min}$	380,1	$V_{nom}$	400
$V_{max}$	427,9	$V_{max}-V_{nom}$	27,9 7,0 %
$V_{avg}$	408,1	$V_{min}-V_{nom}$	-19,9 -5,0 %
$V_{max}-V_{avg}$	19,8		4,85 %
$V_{avg}-V_{min}$	28,00		6,86 %
Max dev	28,00		
Fluktuasi tegangan	<b>6,86</b>		<b>%</b>

Fasa S					
Vmin	384,6		Vnom	400	
Vmax	433,1		Vmax-Vnom	33,1	8,3 %
Vavg	413,4		Vmin-Vnom	-15,4	-3,8 %
Vmax-Vavg	19,7	4,77 %			
Vavg-Vmin	28,80	6,97 %			
Max dev	28,80				
Fluktuasi tegangan	<b>6,97</b>	<b>%</b>			
Fasa T					
Vmin	384,8		Vnom	400	
Vmax	434,6		Vmax-Vnom	34,6	8,7 %
Vavg	414,4		Vmin-Vnom	-15,2	-3,8 %
Vmax-Vavg	20,2	4,87 %			
Vavg-Vmin	29,60	7,14 %			
Max dev	29,60				
Fluktuasi tegangan	<b>7,14</b>	<b>%</b>			
Sehingga fluktuasi tegangan rata-rata sebesar			<b>4,61</b>	<b>%</b>	

**Perhitungan Fluktuasi Tegangan Selama Reaktor Dioperasikan**

Fasa R					
Vmin	392,1		Vnom	400	
Vmax	415,1		Vmax-Vnom	15,1	3,775 %
Vavg	401,9		Vmin-Vnom	-7,9	-1,975 %
Vmax-Vavg	13,2	3,28 %			
Vavg-Vmin	9,8	2,44 %			
Max dev	9,8				
Fluktuasi tegangan	2,44	%			
Fasa S					
Vmin	397,1		Vnom	400	
Vmax	420,4		Vmax-Vnom	20,4	5,1 %
Vavg	407,6		Vmin-Vnom	-2,9	-0,725 %
Vmax-Vavg	12,8	3,14 %			
Vavg-Vmin	10,5	2,58 %			
Max dev	10,5				
Fluktuasi tegangan	2,58	%			
Fasa T					
Vmin	398,8		Vnom	400	
Vmax	422,1		Vmax-Vnom	22,1	5,525 %
Vavg	409,6		Vmin-Vnom	-1,2	-0,3 %
Vmax-Vavg	12,5	3,05 %			
Vavg-Vmin	10,8	2,64 %			
Max dev	10,8				
Fluktuasi tegangan	2,64	%			
Sehingga fluktuasi tegangan rata-rata sebesar			<b>1,67</b>	<b>%</b>	

**Penentuan kapasitas kapasitor bank transformator BHT03.**

Berikut ini disajikan perhitungan perbaikan faktor daya transformator BHT03 sebelum dan setelah kompensasi sebagai berikut:

**Perhitungan sebelum kompensasi**

Daya transformator BHT03 = 1.328 kW (1.600 kVA)

Hasil pengukuran faktor daya transformator BHT03 (Cos  $\phi_1$ ) = 0,83

$$\text{Cos } \phi_1 = 0,83$$

$$\phi_1 = \text{Cos}^{-1} \times 0,83$$

$$\phi_1 = 33,90 \text{----- Sin } \phi_1 = 0,55$$

Dengan menggunakan persamaan (6) besarnya daya semu (S, VA) sebelum kompensasi dapat dihitung sebagai berikut:

$$\text{Cos } \phi_1 = \frac{P_1}{S_1}$$

atau

$$S_1 = \frac{P_1}{\text{Cos } \phi_1}$$

$$S_1 = \frac{1.328}{0,83}$$

$$S_1 = 1.600 \text{ kVA}$$

Besarnya kapasitas kapasitor bank sebelum kompensasi yaitu:

$$Q_1 = S_1 \times \text{Sin } \phi_1 = 1.600 \times 0,55$$

$$Q_1 = 880 \text{ kVAR}$$

**Perhitungan Setelah Kompensasi**

Daya nyata (P) = 1.328 kW

Faktor daya yang diinginkan (Cos  $\phi_2$ ) = 0,9

$$\text{Cos } \phi_2 = 0,9$$

$$\phi_2 = \text{Cos}^{-1} \times 0,9$$

$$\phi_2 = 25,84 \text{----- Sin } \phi_2 = 0,43$$

Dengan menggunakan persamaan (8) besarnya daya semu (S, VA) setelah kompensasi dapat dihitung sebagai berikut:

$$\text{Cos } \phi_2 = \frac{P_2}{S_2}$$

atau

$$S_2 = \frac{P_2}{\text{Cos } \phi_2}$$

$$S_2 = \frac{1.328}{0,9}$$

$$S_2 = 1.475,56 \text{ kVA}$$

Besarnya kapasitas kapasitor bank setelah kompensasi dapat dihitung yaitu:

$$Q_2 = S_2 \times \text{Sin } \phi_2 = 1.475,56 \times 0,43$$

$$Q_2 = 634,49 \text{ kVAR}$$

Dengan menggunakan persamaan (9) kapasitas kapasitor bank yang dibutuhkan untuk transformator BHT03 yaitu:

$$\begin{aligned} Q_C \text{ PA01 AP01} &= Q_1 - Q_2 \\ &= 880 - 634,49 \\ &= \mathbf{245,51 \text{ kVAR}} \end{aligned}$$

Kapasitas kapasitor bank yang tersedia dipasaran yaitu 1x25 kVAR; 2x25 kVAR atau 1x50 kVAR, sehingga kapasitor bank yang dibutuhkan untuk **transformator BHT03** yaitu sebesar **300 kVAR**.

**Tabel 2.** Hasil perhitungan faktor daya sebelum dan setelah kompensasi

Uraian		Transformator BHT03
<b>Perhitungan Sebelum Kompensasi</b>		
<b>Faktor daya</b>	(Cos $\phi_1$ )	0,83
	(Sin $\phi_1$ )	0,55
<b>Daya Nyata (P)</b>	(kW)	1.328
<b>Daya Semu (S<sub>1</sub>)</b>	(kVA)	1.600
<b>Daya Reaktif (Q<sub>1</sub>)</b>	(kVAR)	880
<b>Perhitungan Setelah Kompensasi</b>		
<b>Faktor daya yang diinginkan</b>	(Cos $\phi_2$ )	<b>0,90</b>
	(Sin $\phi_2$ )	<b>0,43</b>
<b>Daya Nyata (P)</b>	(kW)	<b>1.328</b>
<b>Daya Semu (S<sub>2</sub>)</b>	(kVA)	<b>1.600</b>
<b>Daya Reaktif (Q<sub>2</sub>)</b>	(kVAR)	<b>634,49</b>
Kapasitor bank yang dibutuhkan untuk transformator BHT03	(kVAR)	<b>245,51</b>
<b>Q<sub>C</sub> = Q<sub>2</sub>-Q<sub>1</sub></b>		

Mengacu pada Peraturan Menteri ESDM No.04/2009, tentang Aturan Distribusi Tenaga Listrik, pasal CC.3.0. ayat a.2 batas nilai yang disyaratkan sebesar +5% dan -10%<sup>[3]</sup>. Hasil perhitungan fluktuasi tegangan sebelum operasi sebesar 4,61% dan selama operasi sebesar 1,67% dan arus sebelum operasi sebesar 6,91% dan selama operasi sebesar 8,22% transformator BHT03 RSG-GAS masih berada di bawah nilai yang diizinkan. Dampak fluktuasi arus yang besar dapat memicu kenaikan arus pada penghantar netral, meningkatnya temperatur pada transformator BHT03 RSG-GAS dan pemborosan konsumsi energi listrik.

### Pengaruh Rendahnya Faktor Daya

Dari uraian penjelasan di atas, faktor daya menunjukkan peningkatan yang kurang signifikan. Semakin tinggi faktor daya (mendekati 1) yang dimanfaatkan semakin banyak daya yang diberikan oleh PLN dapat dimanfaatkan, sebaliknya semakin rendah faktor daya (mendekati 0) semakin sedikit daya yang bisa dimanfaatkan.

Ketika faktor daya rendah kerugian yang timbul antara lain:

- 1) Kerugian pada penghantar.  
Kerugian yang timbul akibat arus yang mengalir adalah berbanding lurus dengan nilai arus pangkat 2 ( $I^2$ ), sehingga rugi-rugi daya pada penghantar yaitu Rugi daya =  $I^2 \times R$ ; semakin besar arus yang mengalir pada penghantar, semakin besar kerugian (*losses power*) pada penghantar tersebut, dimana  $I = 1/\cos\phi$ , sehingga  $I^2 = 1/\cos^2\phi$ . Jadi, apabila faktor daya = 0,83; maka kerugian akibat dari faktor daya rendah ini adalah  $1/\cos\phi = 1/0,83 = 1,2$ . Sehingga kerugian yang ditimbulkan adalah 1,2 kali dibanding bila faktor daya jaringan tersebut 1;
- 2) Ukuran penghantar.  
Ketika faktor daya rendah, arus yang mengalir akan meningkat, dengan demikian untuk mengalirkan arus yang besar dibutuhkan ukuran penghantar konduktor yang lebih besar dan semakin besar penghantar atau konduktor akan semakin besar biaya yang dibutuhkan untuk pengadaannya;
- 3) Efisiensi kerja beban  
Ketika sistem kelistrikan beroperasi pada faktor daya rendah, akan menimbulkan tegangan jatuh yang cukup besar dan kerugian disepanjang penghantar dapat menyebabkan sistem atau peralatan memiliki nilai efisiensi kerja rendah.

### Upaya Perbaikan Faktor Daya

Upaya yang dapat dilakukan untuk memperbaiki faktor daya guna mengatasi rugi-rugi yang dapat terjadi ketika sistem kelistrikan beroperasi dengan faktor daya rendah antara lain dengan cara memasang kapasitor bank baik pada sisi *main distribution* transformator BHT03 dengan kapasitas kapasitor yang sesuai kebutuhan sehingga faktor daya yang diinginkan dapat tercapai.

### KESIMPULAN

Kesimpulan dari kajian ini yaitu kualitas listrik Transformator BHT03 yang ditunjukkan pada operasi teras ke-85 dalam kondisi baik. Untuk memperoleh faktor daya yang diinginkan guna meningkatkan faktor daya, transformator BHT03 membutuhkan kapasitor bank sebesar 300 kVAR.

### DAFTAR PUSTAKA

- [1] ABDUL KADIR, 1989, *Transformator*, Jakarta: PT. Elex Media Komputindo;
- [2] ANNONYMOUS, 2005, Bahan Diklat Sistem Kelistrikan RSG-GAS, Serpong;
- [3] ANNONYMOUS, 2009, *Peraturan Menteri ESDM No.04/2009 Tentang Aturan Distribusi Tenaga Listrik*, pasal CC.3.0. ayat a.2, Jakarta;