

PEMANTAUAN KUALITAS DAN KUANTITAS AIR PENDINGIN KOLAM PENYIMPANAN SEMENTARA BAHAN BAKAR -NUKLIR BEKAS

Titik Sundari, Yhon Irzon, Parjono
Pusat Teknologi Limbah Radioaktif – BATAN
E-mail: titiks@batan.go.id

ABSTRAK

PEMANTAUAN KUALITAS DAN KUANTITAS AIR PENDINGIN KOLAM PENYIMPANAN SEMENTARA BAHAN BAKAR NUKLIR BEKAS. Bahan Bakar Nuklir Bekas (BBNB) yang dikelola oleh Pusat Teknologi Limbah Radioaktif (PTLR) disimpan di Instalasi Penyimpanan Sementara Bahan Bakar Bekas (IPSB3). IPSB3 merupakan instalasi penyimpanan tipe basah (*wet storage*). Variabel konduktivitas, pH, dan suhu merupakan parameter kualitas yang dipantau sedangkan level air merupakan parameter kuantitas air pendingin. Pemantauan yang dilakukan pada tahun 2015 untuk memastikan kondisi operasi IPSB3 sesuai dengan persyaratan Laporan Analisis Keselamatan (LAK) dan merupakan salah satu persyaratan surveilan fasilitas KH-IPSB3. Kegiatan pemantauan dilakukan setiap hari kerja dengan pencatatan parameter operasi yang meliputi konduktivitas, pH, suhu, dan tinggi permukaan air pendingin. Saat ini IPSB3 menyimpan BBNB sebanyak 245 bundel, sedangkan kapasitas IPSB3 adalah sebanyak 1458 bundel. Hasil kegiatan diperoleh nilai konduktivitas maksimal adalah 1,57 $\mu\text{S}/\text{cm}$, sesuai dengan persyaratan kondisi batas operasi normal yang menetapkan nilai konduktivitas tidak boleh lebih dari 15 $\mu\text{S}/\text{cm}$. Nilai pH air pendingin berkisar antara 5,60 – 7,14., sesuai dengan persyaratan kondisi batas operasi normal yaitu 5,5 – 7,5. Suhu air pendingin rata-rata 26,76 °C dengan nilai maksimal 27,66 °C, sesuai dengan persyaratan kondisi batas operasi normal yaitu maksimal 35 °C. Nilai tinggi permukaan air pendingin berkisar antara 6,31 – 6,43 m, sesuai dengan persyaratan kondisi batas operasi normal yaitu tinggi permukaan air minimal 3,6 dari permukaan BBNB (level air 5,1 m).
Kata Kunci : pemantauan, air pendingin, konduktivitas, pH, suhu, level.

ABSTRACT

QUALITY AND QUANTITY MONITORING OF WATER COOLANT IN INTERIM STORAGE FOR SPENT NUCLEAR FUEL. Spent Nuclear Fuel (SNF) which has been managed by the Center for Radioactive Waste Technology (CRWT) stored in Interim Storage for Spent Fuel (ISSF). ISSF is a wet storage type nuclear installation. Conductivity, pH, and temperature are water coolant quality parameters, while the level of the water coolant is a quantity parameters. This monitoring done to ensure appropriate operating conditions of ISSF meet to the requirements of boundary conditions for normal operation are listed in the Safety Analysis Report (SAR) and is one of the requirements in facilities surveillance for ISSF. Monitoring activities conducted each weekday with the recording operating parameters include conductivity, pH, temperature, and the cooling water level. At this time there are 245 bundles of SNF stored in ISSF while the capacity SNF stored is 1458 bundles. The results of the monitoring obtained value of the maximum conductivity is 1.57 $\mu\text{S} / \text{cm}$, it meet the requirements of normal operation boundary conditions are set conductivity value should be lower than 15 $\mu\text{S} / \text{cm}$. The pH value of the water coolant ranged from 5.60 to 7.14., it meet the requirements of the boundary conditions of normal operation that has pH value from 5.5 to 7.5. The average temperature of the water coolant is 26.76 °C with a maximum value of 27.66 °C, it meet the requirements of normal operating conditions that has maximum limit of 35 °C. The water coolant level ranged from 6.31 to 6.43 m, it meet the requirements of normal operation conditions that has limit of water level at least 3.6 from the peak surface of SNF (water level of 5.1 m).
Keywords : monitoring, cooling water, conductivity, pH, temperature, level.

PENDAHULUAN

Guna menjamin agar sistem pendingin mampu mengambil panas pembangkitan dari BBNB, menjamin agar keutuhan BBNB yang disimpan dapat dipertahankan sampai dengan waktu yang telah ditentukan, dan mempertahankan sifat-sifat kimia,

kejernihan, serta mencegah paparan radiasi yang diterima pekerja agar tidak melebihi batas yang diizinkan, maka dilakukan pemeriksaan dan pengukuran sebagai berikut [1]:

- a. Pemeriksaan jumlah BBNB minimal 2 (dua) kali dalam 1 (satu) tahun;
- b. Pengukuran tinggi permukaan (level) air kolam dari permukaan BBNB minimal 1 (satu) kali dalam 1 (satu) minggu;
- c. Pengukuran temperatur air kolam penyimpanan minimal 1 (satu) kali dalam 1 (satu) minggu;
- d. Pengukuran pH air kolam penyimpanan minimal 1 (satu) kali dalam 1 (satu) minggu;
- e. Pengukuran konduktivitas air kolam penyimpanan minimal 1 (satu) kali dalam 1 (satu) minggu;
- f. Pengukuran konsentrasi radioaktivitas air pendingin minimal 1 (satu) kali dalam 1 (satu) minggu; dan
- g. Pengukuran kontaminasi udara minimal 1 (satu) kali dalam 1 (satu) minggu.

Pemantauan kualitas dan kuantitas air pendingin dilakukan pada tahun 2015 mempunyai ruang lingkup meliputi pemantauan temperatur, pH, konduktivitas, tinggi permukaan/level air pendingin, dan jumlah BBNB yang disimpan dalam kolam penyimpanan bahan bakar nuklir bekas. Pemantauan kondisi air kolam/air pendingin dilakukan setiap hari kerja mulai tanggal 2 Januari 2015 sampai dengan 31 Desember 2015. Kegiatan ini bertujuan untuk memastikan parameter-parameter konduktivitas, pH, suhu, dan level air pendingin kolam penyimpanan bahan bakar nuklir bekas memenuhi persyaratan kondisi batas untuk operasi normal.

Kondisi batas untuk operasi normal kolam penyimpanan bahan bakar nuklir bekas berdasarkan pada Sistem Operasi dan Proses dalam LAK KH-IPSB3 adalah sebagai berikut [1]:

- a. Kapasitas Maksimal BBNB yang dapat didinginkan (kapasitas penuh) yaitu 1458 bundel;
- b. Tinggi permukaan air kolam pada kapasitas penuh minimal 3,6 dari permukaan BBNB;
- c. Temperatur kolam penyimpanan maksimal sebesar 35 °C;
- d. pH berkisar 5,5 – 7,5 ;
- e. Konduktivitas air lebih kecil daripada 15 $\mu\text{S}/\text{cm}$;
- f. Kontaminasi udara lebih kecil daripada $5,3 \cdot 10^2 \text{ Bq}/\text{m}^3$.

Kondisi air di Instalasi Penyimpanan Sementara Bahan Bakar Bekas (IPSB3) dijaga sesuai dengan LAK KH-IPSB3. Apabila kondisi air kolam IPSB3 tidak sesuai dengan LAK KH-IPSB3 maka dapat menimbulkan kerusakan misalnya korosi pada *cladding* yang menyebabkan kebocoran bahan bakar sehingga keselamatan instalasi dan lingkungan tidak dapat terjamin. Di dalam bahan bakar bekas terdapat produk fisi dan dikungkung dengan *cladding* aluminium, harus tetap aman dari proses korosi. Apabila korosi terjadi maka dikawatirkan akan terjadi lepasan radionuklida ke air pendingin sehingga dimungkinkan juga terlepas ke lingkungan apabila sistem pengolahan air pendingin tidak benar. Proses korosi yang mungkin terjadi adalah korosi merata, korosi pitting, korosi galvanis dan lain-lain. Konduktivitas dan pH air pendingin harus dipantau pada nilai batas ambang tertentu agar tidak menginisiasi

terjadinya proses korosi. Oleh karena itu kualitas air pendingin IPSB3 sangat perlu untuk dikontrol agar sesuai dengan spesifikasi kualitas air yang tercantum dalam LAK KH-IPSB3[2].

DESKRIPSI KH-IPSB3

Kanal Hubung-Instalasi Penyimpanan Sementara Bahan Bakar Bekas (KH-IPSB3) terdiri dari Kanal Hubung (KH) dan Instalasi Penyimpanan Sementara Bahan Bakar Bekas (IPSB3) yang berbentuk kolam. Kanal hubung ini menghubungkan tiga instalasi yaitu Instalasi Radiometalurgi (IRM), Instalasi Produksi Radioisotop (IPR) dan Reaktor Serba Guna – GA. Siwabessy (RSG-GAS) dan berfungsi sebagai jalur pemindahan BBNB dan material teriradiasi lainnya. IPSB3 berfungsi untuk menyimpan sementara BBNB dan material teriradiasi lain. Kapasitas kolam penyimpanan ini mampu menyimpan 1458 BBNB [3].

Dengan kapasitas ini IPSB3 mampu menampung seluruh bahan bakar RSG-GAS selama 25 tahun operasi RSG-GAS. Bahan bakar nuklir bekas yang disimpan di IPSB3, sebelumnya telah mengalami pendinginan pendahuluan, minimum selama 100 hari di Kolam Penyimpanan Sementara RSG-GAS (KPS RSG-GAS). Rak penyimpanan yang digunakan untuk mengantisipasi penyimpanan bahan bakar cacat adalah sebesar 5%. Bahan bakar cacat ditempatkan di dalam suatu wadah khusus yang dirancang untuk bahan bakar bekas cacat, pengungkungan menjadi tanggung jawab penimbul bahan bakar bekas [4].

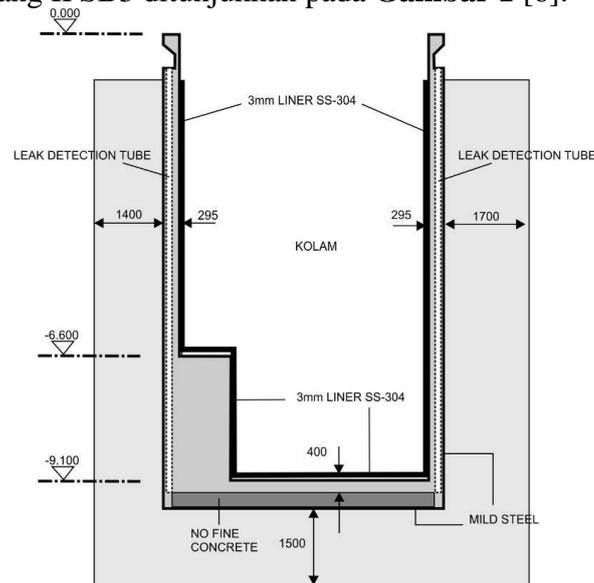
Kolam terletak di tengah-tengah IPSB3 dimana pada sisi Barat dan sisi Timur masing-masing terdiri dari tiga lantai. Pada sisi Barat terdapat pintu masuk orang dan tangga, ruang ganti, ruang administrasi serta ruang untuk ventilasi. Pada sisi Timur terdapat ruang *vehicle air lock*, ruang dekontaminasi, ruang persiapan pengiriman BBNB dan ruang pemurnian air. KH-IPSB3 dilengkapi dengan sistem bantu dan sarana dukung yang terletak di dalam gedung. Kolam penampung bahan bakar nuklir mempunyai kedalaman 7,5 m. Dinding dan dasar kolam dilapisi *stainless steel*. Setiap bahan nuklir disimpan dalam rak penyimpanan, semua rak penyimpan yang terbuat dari bahan *stainless steel* mempunyai ukuran 0,94 m x 0,94 m x 1,10 m [5].

Pada saat ini jumlah BBNB yang disimpan dalam kolam IPSB3 adalah sebanyak 245 bundel. Pengoperasian KH-IPSB3 dalam mendukung kegiatan-kegiatan tersebut wajib memperoleh izin operasi dari Badan Pengawas (BAPETEN). Izin operasi KH-IPSB3 diterbitkan oleh BAPETEN untuk kurun waktu 10 tahun dan selanjutnya izin harus diperpanjang kembali.

Kolam penyimpan dibagi menjadi dua bagian [6]:

- a. Daerah penyimpanan, dengan ukuran 5 m x 10 m.
- b. Daerah kerja, dengan ukuran 5 m x 4 m. Daerah kerja digolongkan menjadi dua tingkat.
 1. Tingkat pertama adalah bagian utama dengan tingkat kedalaman air sama dengan kedalaman air di bagian penyimpan dan berfungsi dalam hal pemantauan bahan bakar.
 2. Tingkat kedua adalah daerah yang lebih dalam. Bagian ini berfungsi sebagai tempat penyimpan rak sementara ketika pemuatan BBNB dilaksanakan dan juga sebagai tempat penyimpanan BBNB beserta wadahnya sebelum direpatriasi.

Gambaran penampang IPSB3 ditunjukkan pada **Gambar 1** [6]:



Gambar 1. Kolam Penyimpanan BBNB di KH-IPSB3 [6]

Kualifikasi Penyimpanan BBNB di IPSB3 adalah sebagai berikut [6]:

1. Penyimpanan 1458 perangkat BBNB.
2. Penyimpanan BBNB cacat dengan kapasitas 5% dari kapasitas penyimpanan penuh, yaitu 72 buah.
3. Penyimpanan bahan nuklir khusus dalam bentuk U-235 dan Pu-249.
4. Penyimpanan BBNB tipe lain yang mengandung U-235 dan Pu-249.
5. Penyimpanan 125 wadah potongan-sisa (*scrap*) bahan bakar dengan ukuran panjang 1,2 m dan diameter 0,2 m.

Elemen bakar yang digunakan di RSG-GAS adalah elemen bakar tipe "Material Testing Reactor" (MTR) dengan pengkayaan U-235 sebesar 19,75 %. Ada dua jenis elemen bakar yang selama ini digunakan di RSG-GAS yaitu bahan bakar oksida U_3O_8 -Al dan bahan bakar silisida U_3Si_2 -AL. Kedua macam elemen bakar tersebut mempunyai dimensi yang sama yaitu mempunyai penampang segi empat 76,1 x 80,5 mm dengan *meat* 600 mm dan tinggi total 868 mm. Kaki berbentuk selinder digunakan untuk menopang elemen bakar dimasukkan pada lubang kisi rak teras. Masing-masing elemen bakar terdiri dari 21 plat dengan berat total keseluruhan elemen bakar kg. Material kelongsong terbuat dari AlMg. Pada bagian atas elemen bakar terdapat batang pemegang bediameter 13 mm yang digunakan untuk memindah elemen bakar dari satu tempat ketempat lain di dalam kolam reaktor dan kolam penyimpan bahan bakar [4].

METODOLOGI

Bahan dan Peralatan

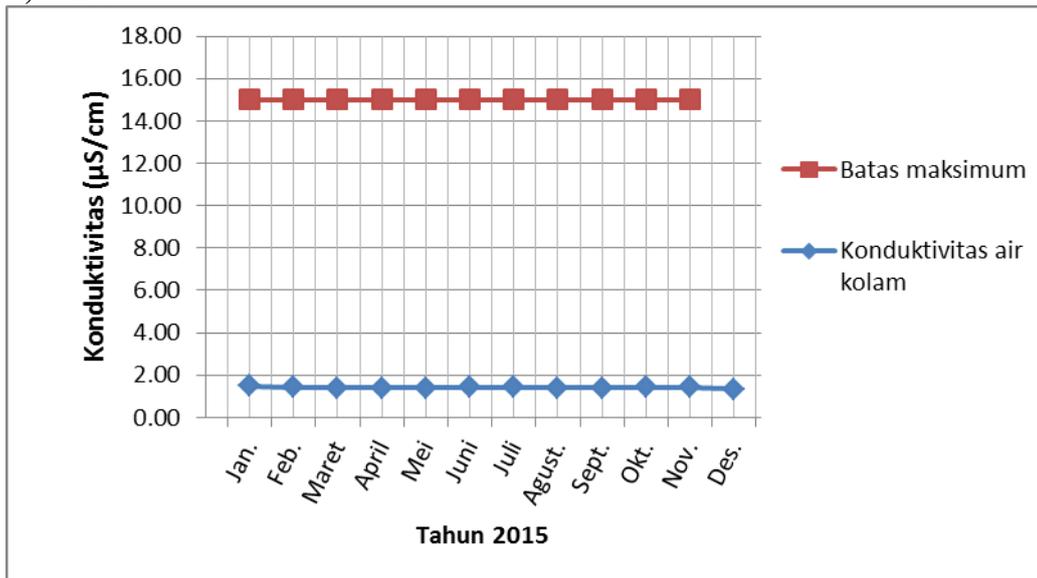
Bahan dan peralatan yang digunakan dalam pemantauan air pendingin ini yaitu pH meter, *conductometer*, *thermometer*, dan *level indicator*.

Metode

Pemantauan konduktivitas, pH, suhu, dan level air pendingin dilakukan dengan cara pengukuran dengan alat ukur yang terkoneksi dengan sistem monitor dari Ruang Kendali Utama (RKU). Pengukuran dilakukan secara rutin setiap hari kerja yang dicatat pada logsheet Lembar Pemantauan Kolam KH-IPSB3. Sedangkan pemantauan langsung di area kolam dilakukan minimal 1 (satu) kali dalam seminggu.

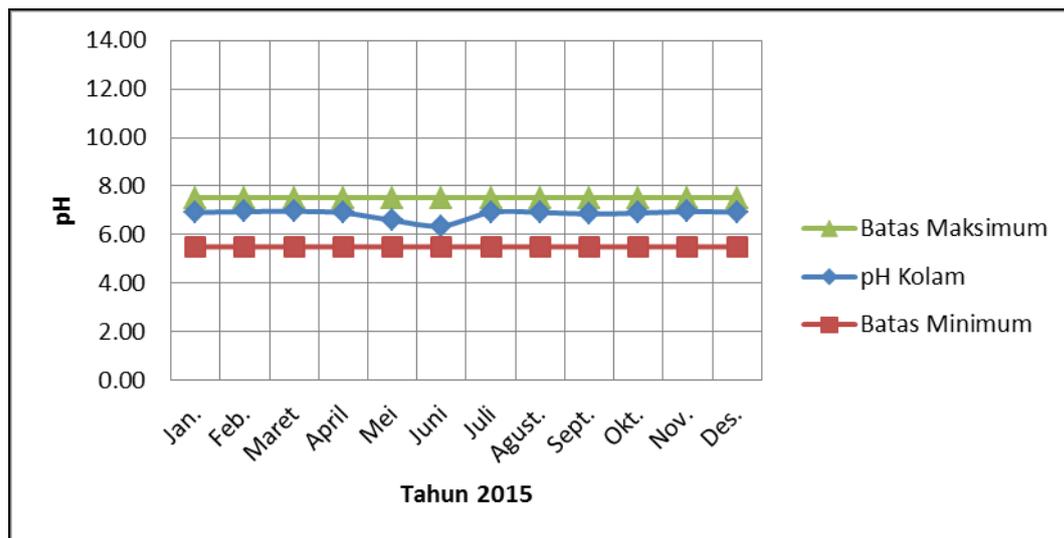
HASIL DAN PEMBAHASAN

Jumlah BBNB yang disimpan di kolam penyimpanan bahan bakar bekas pada tahun 2015 adalah sebanyak 245 bundel. Dari kegiatan pencatatan parameter-parameter operasi berupa konduktivitas, pH, suhu, dan level yang dilakukan setiap hari kerja didapatkan hasil seperti ditunjukkan secara berturut-turut pada **Gambar 2**, **3**, **4**, dan **5**.



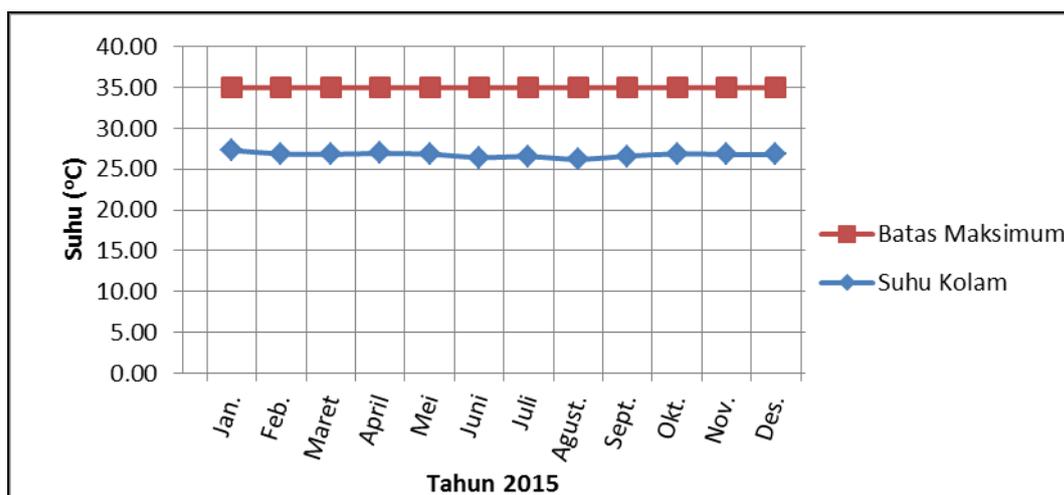
Gambar 2. Rata-rata Konduktivitas Air Pendingin Setiap Bulan

Dari Gambar 2 dapat dilihat bahwa nilai rata-rata konduktivitas air pendingin relatif stabil setiap bulannya, dan selalu di bawah nilai maksimal konduktivitas dalam kondisi batas operasi normal. Hasil pemantauan konduktivitas air pendingin dalam setahun yaitu dengan nilai rata-rata 1,41 $\mu\text{S/cm}$ dan berkisar antara 1,30 – 1,57 $\mu\text{S/cm}$. Nilai konduktivitas dengan nilai maksimal 1,57 $\mu\text{S/cm}$ ini memenuhi persyaratan kondisi batas operasi normal yang mempersyaratkan nilai konduktivitas harus lebih kecil daripada 15 $\mu\text{S/cm}$.



Gambar 3. Rata-rata pH Air Pendingin Setiap Bulan

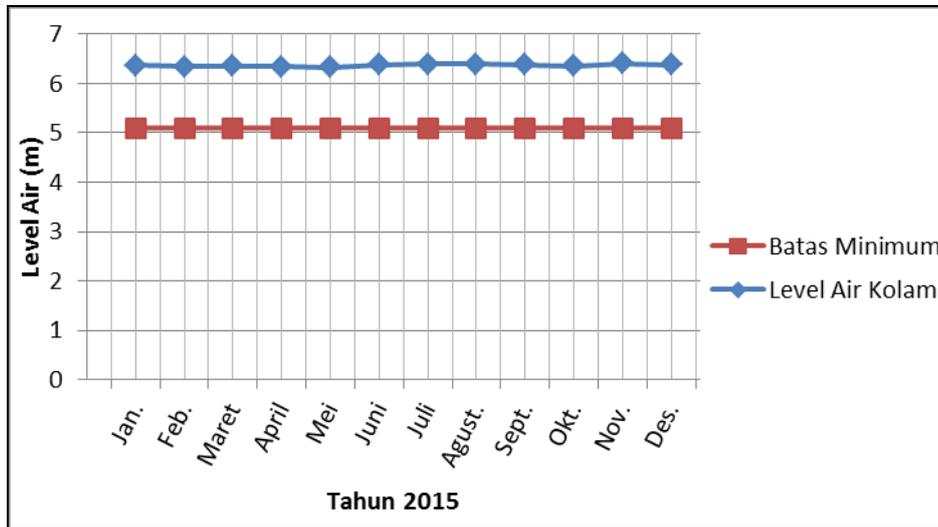
Dari Gambar 3 dapat dilihat bahwa nilai rata-rata pH air pendingin setiap bulannya selalu berada pada rentang nilai pH minimal dan maksimal dalam kondisi batas operasi normal. Pada bulan Juni, pH relatif rendah dibanding bulan-bulan lainnya, hal ini disebabkan karena pada bulan Juni belum dilakukan perawatan dan kalibrasi alat ukur pH. Hasil pemantauan pH air pendingin dalam setahun yaitu dengan nilai rata-rata 6,85 dan berkisar antara 5,60 – 7,14. Nilai pH ini memenuhi persyaratan kondisi batas operasi normal yang mempersyaratkan nilai pH harus berada pada kisaran angka 5,5 – 7,5.



Gambar 4. Rata-rata Suhu Air Pendingin Setiap Bulan

Dari Gambar 4 dapat dilihat bahwa nilai rata-rata suhu air pendingin relatif stabil setiap bulannya dan masih berada di bawah batas maksimal kondisi operasi normal. Hasil pemantauan suhu air pendingin dalam setahun yaitu dengan nilai rata-rata 26,76 °C dan berkisar antara 25,83 – 27,66 °C. Nilai suhu dengan nilai maksimal 27,66 °C ini memenuhi persyaratan kondisi batas operasi normal yang mempersyaratkan nilai suhu harus lebih kecil daripada 35 °C.

Setiap bundel BBNB mempunyai panjang total 868 mm atau 0,868 m. Rak penyimpanan BBNB mempunyai tinggi 1,1 m. Permukaan tertinggi dari BBNB yang berada di rak ke dasar kolam diperkirakan 1,5 m. Maka dapat dihitung ketinggian air pendingin dalam kolam minimal adalah 5,1m (1,5 m + 3,6 m).



Gambar 5. Rata-rata Suhu Air Pendingin Setiap Bulan

Dari Gambar 5 dapat dilihat bahwa nilai rata-rata level air pendingin setiap bulannya relatif stabil dan selalu di atas level minimal dalam kondisi batas operasi normal. Dari hasil pemantauan level air pendingin dalam setahun didapatkan nilai minimal 6,31 m. Hal ini menunjukkan bahwa level air pendingin dalam kolam memenuhi persyaratan kondisi batas operasi normal yang berada pada nilai minimal 5,1 m.

KESIMPULAN

Hasil kegiatan pemantauan kualitas dan kuantitas air pendingin kolam penyimpana sementara bahan bakar bekas tahun 2015 diperoleh nilai konduktivitas maksimal adalah 1,57 $\mu\text{S}/\text{cm}$, sesuai dengan persyaratan kondisi batas operasi normal yang menetapkan nilai konduktivitas tidak boleh lebih dari 15 $\mu\text{S}/\text{cm}$. Nilai pH air pendingin berkisar antara 5,60 – 7,14., sesuai dengan persyaratan kondisi batas operasi normal yaitu 5,5 – 7,5. Nilai suhu air pendingin rata-rata 26,76 $^{\circ}\text{C}$ dengan nilai maksimal 27,66 $^{\circ}\text{C}$, sesuai dengan persyaratan kondisi batas operasi normal yaitu maksimal 35 $^{\circ}\text{C}$. Nilai tinggi permukaan air pendingin berkisar antara 6,31 – 6,43 m, sesuai dengan persyaratan kondisi batas operasi normal yaitu tinggi permukaan air minimal 3,6 dari permukaan BBNB. Dari hasil pemantauan parameter-parameter tersebut dapat disimpulkan bahwa nilai konduktivitas, pH, suhu, dan level air pendingin setiap bulannya dan dalam setahun memenuhi persyaratan kondisi batas untuk operasi normal.

SARAN

Perawatan dan kalibrasi alat sebaiknya dilakukan secara rutin terutama pH meter sehingga didapatkan hasil data yang akurat.

UCAPAN TERIMA KASIH

Kami mengucapkan terima kasih kepada Bapak Purwantara, ST., Bapak Irwan Santosa, M.Si., Bapak Ir. Husen Zamroni, dan Bapak Ir. Suryantoro, MT., selaku pejabat struktural di Pusat Teknologi Limbah Radioaktif (PTLR) – BATAN yang mendukung kegiatan ini sehingga dapat terlaksana.

DAFTAR PUSTAKA

1. Zamroni, Husen., “Batasan dan Kondisi Operasi”, Diktat Pelatihan Operator dan Supervisor KH-IPSB3, Serpong, 13-24 April 2015.
2. Sriyono, “Kimia Air”, Diktat Pelatihan Operator dan Supervisor KH-IPSB3, Serpong, 13-24 April 2015.
3. Laporan Analisis Keselamatan Kanal Hubung Instalasi Penyimpanan Sementara Bahan Bakar Bekas (LAK KH-IPSB3), rev 7, PTLR – BATAN, 2009.
4. Sudiyono, “Pengoperasian Kanal Hubung-Instalasi Penyimpanan Sementara Bahan Bakar Bekas (KH-IPSB3)”, Diktat Pelatihan Operator dan Supervisor KH-IPSB3, 2012.
5. Kadarusmanto, Endang Susilowati, ”Sistem Operasi dan Proses KH-IPSB3”, Pelatihan Instalasi Nuklir Non Reaktor, September – Oktober 2007, Jakarta
6. Dokumen Penilaian Keselamatan Berkala Kanal Hubung-Instalasi Penyimpanan Sementara Bahan Bakar Bekas (KH-IPSB3), Edisi 1, rev.0, PTLR – BATAN, 2015.

PENILAIAN RISIKO KESEHATAN TERHADAP RADIASI PENGION

Moch Romli

Pusat Teknologi Limbah Radioaktif – BATAN

ABSTRAK

PENILAIAN RISIKO KESEHATAN TERHADAP RADIASI PENGION. Pemanfaatan radiasi pengion memiliki risiko paparan yang memberikan dampak bagi kesehatan manusia. Efek radiasi terhadap tubuh manusia bergantung pada seberapa banyak dosis yang diterima, dan bergantung pula pada lajunya, apakah diberikan secara akut (sekaligus) atau secara gradual (sedikit demi sedikit). Untuk mengantisipasi adanya potensi bahaya dari paparan radiasi tersebut, maka perlu dilakukan penilaian risiko kesehatan. Dari penilaian risiko kesehatan didapatkan nilai risiko potensial yang merupakan agregasi dari *intrinsic gravity rate (G)*, frekuensi terpapar, dan durasi paparan. Berdasarkan risiko potensial yang diperoleh, dilakukan upaya pengendalian dengan mempertimbangkan hirarki pengendalian risiko termasuk prinsip proteksi radiasi, sehingga didapatkan risiko sisa yang lebih menjamin keselamatan pekerja.

Kata kunci : radiasi pengion, kesehatan, efek radiasi, risiko, pengendalian risiko

ABSTRACT

HEALTH RISK ASSESSMENT OF IONIZING RADIATION. Utilization of ionizing radiation have exposure risk impacting human health. The effects of radiation on the human body depends on how much the dose received, and it depends on the rate, whether given acutely (all at once) or gradually (little by little). To anticipate of the potential risk of radiation exposure, it is necessary to do a health risk assessment. From the health risk assessment obtained potential risks values as aggregation of *intrinsic gravity rate (G)*, frequency of exposure, and duration of exposure. Based on the potensial risks result, controlling efforts was made by considering the risk control hierarchy including the principles of radiation protection, in order to obtain a residual risk that further ensure the safety of workers.

Keywords : ionizing radiation, health, radiation effect, risk, risk control

PENDAHULUAN

Setelah ditemukan sinar X oleh Wilhelm Conrad Roentgen pada tahun 1895, setahun kemudian Becquerel menemukan unsur uranium walaupun belum mengetahui kegunaannya. Pada tahun 1898 Marie Curie dan suaminya menemukan unsur polonium dan radium. Dan dengan kerja kerasnya dalam penelitian, Curie dapat menerangkan tentang efek biologi yang disebabkan oleh radium. Pemanfaatan zat radioaktif di bidang medis terus berkembang seiring dengan berdirinya *Institut du Radium* di Paris. Selain untuk pencitraan dengan sinar x, radiasi pengion dari zat radioaktif digunakan untuk pengobatan kanker. Hingga saat ini pemanfaatan zat radioaktif dengan radiasi pengionnya digunakan dengan luas, tidak hanya di bidang medis, tetapi juga di industri seperti pencitraan dengan radiografi, pengukuran level dan ketebalan benda dengan *radioactive gauging*, iradiasi untuk membunuh kuman pada produk-produk kemasan, hingga digunakan dalam rekayasa genetika untuk menemukan bibit unggul tanaman pangan. (1)

Dalam pemanfaatan radiasi pengion tersebut terdapat risiko paparan yang dapat memberikan dampak bagi kesehatan manusia. Jika radiasi mengenai tubuh manusia, ada 2 (dua) kemungkinan yang dapat terjadi, berinteraksi dengan tubuh manusia, atau hanya melewati saja. Jika berinteraksi, radiasi dapat mengionisasi atau dapat mengeksitasi atom dalam tubuh manusia. Setiap terjadi proses ionisasi atau eksitasi, radiasi akan kehilangan sebagian energinya yang berubah menjadi panas.

Dengan kata lain, energi radiasi yang terserap di jaringan biologis akan muncul sebagai panas melalui peningkatan getaran atom dan struktur molekul. Ini merupakan awal dari perubahan kimiawi yang kemudian dapat menimbulkan efek biologis yang merugikan. (2)

Adanya efek biologis yang ditimbulkan oleh interaksi radiasi pengion dengan tubuh manusia, maka diperlukan pedoman dalam menentukan tingkat risiko terhadap pekerjaan yang terkait dengan radiasi pengion. Dalam makalah ini, kegiatan yang dinilai merupakan kegiatan dalam proses pengolahan limbah radioaktif di Pusat Teknologi Limbah Radioaktif (PTLR) – Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN).

POKOK BAHASAN

Efek radiasi terhadap tubuh manusia bergantung pada seberapa banyak dosis yang diterima, dan bergantung pula pada lajunya, apakah diberikan secara akut (sekaligus) atau secara gradual (sedikit demi sedikit). Di samping itu setiap organ memiliki kepekaan yang berbeda terhadap radiasi, sehingga efek yang ditimbulkan pun akan berbeda. Pada dosis rendah, misalnya dosis radiasi latar belakang (alam) yang kita terima sehari-hari, sel dapat memulihkan dirinya sendiri dengan sangat cepat. Pada dosis lebih tinggi (hingga 1 Sv), ada kemungkinan sel tidak dapat memulihkan dirinya sendiri, sehingga sel akan mengalami kerusakan permanen atau mati. Sel yang mati relatif tidak berbahaya karena akan diganti sel yang baru. Sel yang mengalami kerusakan permanen dapat menghasilkan sel yang abnormal ketika sel yang rusak tersebut membelah diri. Sel yang abnormal inilah yang akan meningkatkan risiko terjadinya kanker pada manusia akibat radiasi.

Sebagai contoh, radiasi gamma dengan dosis 2 Sv yang diberikan pada seluruh tubuh dalam waktu 30 menit akan menyebabkan pusing dan muntah-muntah pada beberapa persen manusia yang terkena dosis tersebut, dan kemungkinan satu persen akan meninggal dalam waktu satu atau dua bulan kemudian. Efek radiasi yang langsung terlihat seperti ini disebut efek deterministik. Efek ini hanya muncul jika dosis radiasinya melebihi suatu batas tertentu yang disebut dosis ambang. Jika dosisnya rendah, atau diberikan dalam jangka waktu yang lama (tidak sekaligus), kemungkinan besar sel-sel tubuh akan memperbaiki dirinya sendiri sehingga tubuh tidak menampakkan tanda-tanda langsung efek radiasi. Namun demikian, bisa saja sel-sel tubuh tersebut sebenarnya mengalami kerusakan dan akibat kerusakan tersebut baru muncul dalam jangka waktu yang sangat lama (mungkin berpuluh-puluh tahun kemudian). Efek radiasi yang tidak langsung terlihat seperti ini disebut efek stokastik.

Banyaknya energi radiasi pengion yang terserap per satuan massa bahan, misalnya jaringan tubuh manusia, disebut dosis terserap yang dinyatakan dalam satuan Gray (Gy). Untuk efek deterministik, terdapat nilai ambang dosis terserap untuk masing-masing organ atau sistem organ yang jika dilampaui akan menimbulkan gangguan kesehatan atau kerusakan organ. Efek deterministik dan nilai ambang dosis untuk masing-masing organ atau sistem organ ditunjukkan pada Tabel 1.

Tabel 1. Efek Deterministik Beberapa Organ (3)

No.	Organ/ Sistem Organ	Batasan Dosis (Gray)	Efek Deterministik
1.	Sumsum tulang	0,5	Jumlah sel limfosit turun
2.	Kulit	2-3 3-8 12-20	Eritema Kerontokan rambut Pengelupasan kulit
3.	Mata	0,5	Katarak
4.	Organ reproduksi (testis)	0,15 3,5-6	Sterilitas sementara Sterilitas permanen
5.	Paru-paru	5-15	Radang akut

Contoh efek stokastik, misal paparan terhadap sumsum tulang, adalah terjadinya leukimia akibat paparan radiasi yang besarnya sama atau melebihi batasan deterministik untuk seluruh tubuh dengan masa laten rata-rata 2 tahun.

Untuk mengantisipasi adanya potensi bahaya dari paparan radiasi tersebut, maka perlu dilakukan penilaian risiko untuk menentukan langkah pengendalian menurut hirarki pengendalian risiko. Penilaian risiko kesehatan terdiri dari beberapa tahapan : identifikasi bahaya dan pengukuran, evaluasi risiko, pengendalian risiko, dan penilaian pengurangan risiko. Penilaian risiko kesehatan merupakan bagian dari Sistem dan Program Manajemen Kesehatan Kerja (Gambar 1). Risiko kesehatan sendiri fokus pada kesehatan manusia di sekitar tempat kerja akibat paparan tingkat rendah, termasuk konsekuensi tingkat rendah, masa laten yang panjang, dan efek yang tertunda (4).



Gambar 1. Sistem dan Program Manajemen Kesehatan Kerja (5)

Pada Gambar 1, Penilaian Risiko Kesehatan (*Health Risk Assessment*) merupakan dasar dalam menyusun rencana program dan kegiatan. Penilaian risiko kesehatan didasari oleh kebijakan Keselamatan dan Kesehatan Kerja dari suatu organisasi yang dijalankan melalui prosedur standar dan instruksi kerja. Risiko

kesehatan dikendalikan dan dievaluasi secara berkala untuk menjamin kesehatan pekerja. Secara keseluruhan, Sistem dan Program Manajemen Kesehatan Kerja dikaji ulang secara berkala sebagai komitmen dari pimpinan manajemen.

METODOLOGI

Metode yang digunakan deskriptif dengan studi literatur untuk menyusun penilaian risiko dengan hasil data semi kuantitatif yang menyatakan tingkat risiko yang dapat diterima atau tidak. Untuk mengkuantitatifkan risiko kesehatan terhadap paparan radiasi digunakan rumus :

$$PR = G + (F + D)$$

Keterangan :

PR : *Potential Risk* (Risiko Potensial)

G : *Intrinsic Gravity (G) Rate*

F : Frekuensi pajanan/ paparan

D : Durasi pajanan/ paparan

$$RR = PR - PM$$

Keterangan :

RR : *Residual Risk* (risiko sisa, risiko yang tersisa setelah dilakukan pencegahan)

PR : *Potential Risk* (risiko potensial, risiko sebelum dilakukan upaya pencegahan)

PM : *Prevention Means* (cara pencegahan)

HASIL DAN PEMBAHASAN

Terkait dengan kegiatan yang mempunyai potensi bahaya paparan radiasi, besarnya risiko yang ada tergantung pada aktivitas dan paparan radiasi dari sumber radioaktif yang digunakan, frekuensi terpapar, dan lamanya waktu terpapar. Aktivitas dan paparan radiasi dari sumber radioaktif merupakan pertimbangan dalam penentuan *Intrinsic Gravity Rate (G)*. *Intrinsic Gravity Rate (G)* merupakan kadar bahaya yang bisa disebabkan oleh *hazard material* dalam jumlah, konsentrasi, dan dosis tertentu.

Tabel 2. Intrinsic Gravity Rate (G) untuk Radiasi Pengion

<i>Intrinsic Gravity (G) Rate</i>	Dosis Radiasi Pengion (mSv Wb)
0	< 0,03/3 bulan atau < 0,05/tahun
2	< 0,7
4	$0,7 \leq x < 2,5$
6	$\geq 2,5$

Dari beberapa kegiatan yang memiliki potensi bahaya paparan radiasi dapat dilakukan pemeringkatan sesuai dengan dosis radiasi, frekuensi paparan, dan durasi paparannya. Dari agregasi 3 (tiga) faktor tersebut didapatkan nilai risiko potensial yang harus dikendalikan sehingga bisa diturunkan menjadi risiko sisa. Berikut contoh penilaian risiko kesehatan dari kegiatan yang memiliki potensi bahaya paparan radiasi :

Tabel 3. Penilaian Risiko Potensial

No	Kegiatan	Sumber Bahaya	Bahaya Kesehatan	<i>Intrinsic Gravity</i>	Frekuensi per hari	Durasi (jam)	Risiko Potensial
1.	Kegiatan A	Sumber Radioaktif (Co-60, Cs-137)	Paparan Eksterna	6 berpotensi menerima dosis lebih dari 2,5 mSv untuk seluruh tubuh (<i>Whole body/ Wb</i>)	1	2	9
2.	Kegiatan B	Material terkontaminasi (Cs-137)	Kontaminasi dan paparan interna	4 berpotensi menerima dosis lebih dari 0,7 mSv dan kurang dari 2,5 mSv untuk seluruh tubuh (<i>Whole body/ Wb</i>)	1	3	8
3.	Kegiatan C	Sumber Radioaktif Cair (Cs-137)	Paparan Eksterna, kontaminasi, dan paparan interna	4 berpotensi menerima dosis lebih dari 0,7 mSv dan kurang dari 2,5 mSv untuk seluruh tubuh (<i>Whole body/ Wb</i>)	1	2	7

Dari tabel 3 didapatkan nilai risiko potensial untuk masing-masing kegiatan dengan variasi sumber bahaya dan jenis bahaya kesehatan yang ditimbulkan. Risiko potensial tersebut dapat dikurangi dengan upaya pengendalian risiko. Untuk pengendalian risiko paparan radiasi pengion ada beberapa langkah prosedural dan alat pelindung diri yang dapat digunakan di samping desain dari fasilitas atau sumber radiasi yang pada dasarnya telah dilengkapi dengan sistem keselamatan. Untuk paparan radiasi eksterna dikenal adanya prinsip proteksi radiasi yang terdiri dari penggunaan penahan radiasi (*shielding*), menjaga jarak dengan sumber radiasi, dan membatasi durasi terpapar radiasi. Sedangkan untuk mengantisipasi paparan interna dari masuknya sumber/ kontaminan radiasi ke dalam tubuh dapat digunakan alat

pelindung diri berupa sarung tangan, masker, dan kaca mata, serta menghindari makan dan minum saat bekerja dengan sumber radiasi. Dengan adanya upaya pengendalian, risiko potensial dapat diturunkan menjadi risiko sisa. Contoh penilaian risiko sisa ditunjukkan pada Tabel 4.

Tabel 4. Penilaian Risiko Sisa

No.	Kegiatan	Risiko Potensial	Pengendalian Risiko			Risiko Sisa
			<i>Intrinsic Gravity</i>	Frekuensi per hari	Durasi (jam)	
1.	Kegiatan A	9	4 Penerimaan dosis dikurangi dengan menerapkan sistem penahan radiasi dan menjaga jarak	1	2	7
2.	Kegiatan B	8	2 Potensi kontaminasi dan paparan interna dikurangi dengan menggunakan sarung tangan, masker, dan kacamata, serta tidak makan minum saat bekerja	1	2 Membatasi durasi terpapar radiasi	5
3.	Kegiatan C	7	2 Paparan radiasi eksternal dikurangi dengan penahan dan mengatur jarak, sedangkan untuk mengurangi kontaminasi dan paparan interna dengan menggunakan alat pelindung diri	1	2	5

Selain dengan prinsip proteksi radiasi, *Intrinsic Gravity Rate (G)* khususnya dan risiko paparan radiasi pada umumnya, dapat dikurangi dengan menerapkan persyaratan proteksi radiasi yang mempertimbangkan asas manfaat dari penggunaan sumber radiasi (justifikasi), mengoptimalkan kegiatan dengan aktivitas sumber radiasi yang serendah mungkin (optimasi), dan membatasi dosis yang diterima kerja secara prosedural (limitasi).

Hasil penilaian di atas dapat dianalisis untuk menentukan kegiatan mana yang memiliki risiko lebih tinggi. Kemudian dapat dijadikan dasar dalam analisis jika terjadi penyakit akibat kerja atau dijadikan dasar dalam penentuan fokus pemeriksaan medis. Misalkan seorang pekerja radiasi yang bekerja pada kegiatan dengan risiko paparan radiasi yang tinggi, maka direkomendasikan untuk melakukan pemeriksaan darah. Pemeriksaan darah dilakukan untuk mengetahui kandungan limfosit dalam darah, karena efek deterministik penurunan limfosit adalah yang paling cepat terlihat dengan nilai ambang dosis terserap yang cukup rendah, yakni 0,5 Gy.

KESIMPULAN

Adanya efek deterministik dan efek stokastik dalam pemanfaatan radiasi pengion mengharuskan kita memperhitungkan besarnya risiko kesehatan yang ditimbulkan. Penilaian risiko kesehatan dapat membantu dalam penentuan upaya pengendalian dalam rangka menurunkan nilai risiko itu sendiri. Hasil penilaian risiko potensial dari suatu kegiatan dengan potensi bahaya paparan radiasi menjadi dasar dalam penentuan strategi proteksi radiasi yang dilakukan. Sedangkan hasil penilaian risiko sisa dapat dijadikan dasar penentuan upaya pengendalian risiko tingkat lanjut, misalnya dengan pemeriksaan medis sebagai peringatan dini, terhadap kegiatan-kegiatan yang memiliki risiko masih cukup tinggi.

UCAPAN TERIMA KASIH

Terima kasih kepada Dr. Ir. Sjahrul M Nasri, MSc dan Prof. Dr. dr. L. Meily Kurniawidjaja, M.S,Sp.Ok. yang telah memberikan pengetahuan tentang *Industrial Hygiene* dan Kesehatan Kerja. Dan terima kasih pula kepada rekan-rekan alumni Magister K3 2013 UI yang telah saling berbagi referensi untuk menunjang penulisan artikel ini dan juga rekan-rekan BK2O-PTLR yang telah memberikan dukungan selama tugas belajar.

DAFTAR PUSTAKA

1. Wardhana, Wisnu Arya. *Teknologi Nuklir : Proteksi Radiasi dan Aplikasinya*. Yogyakarta : Penerbit Andi, 2007. 9797635511.
2. Anonim. [Online] http://www.batan.go.id/pusdiklat/elearning/proteksi_radiasi/pengenalan_radiasi/2-3.htm . Dikutip: 11 April 2016.
3. Cember, Herman. *Introduction to Health Physics*. USA : Pergamon Press Inc, 1983.
4. Kolluru, Rao V. *Risk Assessment and Management Handbook for Environmental, Health, and Safety Professionals*. USA : McGraw-Hill, 1996.
5. Anonim. *Guideline on Occupational Safety and Health Management System ILO-OSH 2001*. Genewa : International Labour Office-Genewa, 2001. 9221116344.

PENGGUNAAN APLIKASI SAFRAN UNTUK ESTIMASI KAJIAN KESELAMATAN PENGELOLAAN LIMBAH REFLEKTOR TRIGA 2000 DI PUSAT TEKNOLOGI LIMBAH RADIOAKTIF

**Yuli Purwanto, Moch. Romli, Suparno, Mukhammad Nurhasim,
Suhartono, Mas Udi, Titik Sundari**
Pusat Teknologi Limbah Radioaktif
yuli_p@batan.go.id

ABSTRAK

PENGGUNAAN APLIKASI SAFRAN UNTUK ESTIMASI KAJIAN KESELAMATAN PENGELOLAAN LIMBAH REFLEKTOR TRIGA 2000 DI PUSAT TEKNOLOGI LIMBAH RADIOAKTIF. Indonesia memiliki reaktor riset pertama pada tahun 1965 di kota Bandung dengan daya 250 kW. Reaktor Triga Mark II mengalami dua kali *upgrading* pada tahun 1971 dan 1996 hingga menjadi 2000 kW. Pada saat *upgrading* tahun 1996 menimbulkan limbah reflektor. Saat ini limbah reflektor disimpan pada fasilitas penyimpanan sementara di Pusat Sains dan Teknologi Nuklir Terapan Bandung, yang selanjutnya akan di kelola di Pusat Teknologi Limbah Radioaktif. Proses pengelolaan limbah reflektor harus aman bagi pekerja dan lingkungan, untuk itu diperlukan sebuah kajian keselamatan. Kajian keselamatan dilakukan menggunakan aplikasi SAFRAN untuk memperoleh nilai dosis yang diterima pekerja radiasi saat proses pengelolaan limbah. Dari hasil perhitungan SAFRAN saat operasi normal kegiatan pemindahan limbah reflektor memberikan dosis pada kegiatan *unloading*, pemindahan ke dalam gedung PSLAT, dan peletakan dalam kolam masing-masing adalah $3.84E-004$, $3.84E-004$, dan $3.52E-005$ mSv/tahun. Sedangkan pada kegiatan penyimpanan limbah dilakukan pemantauan radioaktivitas di gedung PSLAT dengan dosis yang diterima adalah $6.79E-005$ mSv/tahun. Kajian kecelakaan dengan kemungkinan reflektor jatuh dari alat angkut dibagi menjadi dua skenario. Pada saat reflektor jatuh namun masih di dalam wadah penahan radiasi menimbulkan dampak laju dosis sebesar $5.86E-07$ mSv/jam. Sedangkan pada saat reflektor jatuh dan keluar dari wadah penahan radiasi menimbulkan dampak laju dosis sebesar $50,4$ mSv/jam. Dari perhitungan SAFRAN diketahui bahwa dalam operasi normal pengelolaan limbah reflektor memberikan dosis yang aman bagi pekerja yaitu dibawah nilai batas dosis 20 mSv/th sehingga keselamatan pekerja dapat terjaga.

Kata Kunci : SAFRAN, kajian keselamatan, limbah reflektor, Triga 2000.

ABSTRACT

IMPLEMENTATION SAFRAN APPLICATION TOOL FOR ESTIMATION OF SAFETY ASSESSMENT OF TRIGA 2000 REFLECTOR WASTE MENEAGEMENT AT CENTER FOR RADIOACTIVE WASTE TECHNOLOGY. Indonesia has the first research reactor in 1965 with a power of 250 kW in Bandung. Triga Mark II Reactor has twice upgraded in 1971 and 1996 of up to 2,000 kW. The upgrading at 1996 generates a waste reflector. Currently, reflector waste stored in interm storage facility on Center for Science and Neclear Applied Technology, on the future reflector will be moved to Center for Radioactive Waste Technology. Reflector waste treatment should be safe for workers and the environment, it is necessary for an safety assessment. Safety assessment was performed with SAFRAN application tool to obtain the value of worker dose accepted during the process of waste management. From the calculation of the SAFRAN in a normal operation of reflector waste transfer activities gives the dose on the activities of unloading, transfer into the building PSLAT, and laying in pool are $3.84E-004$, $3.84E-004$, and $3.52E-005$ mSv/year respectively. While at the waste storage activities, radioactivity monitoring of PSLAT building was done with accepted dose is $6.79E-005$ mSv /year. Accident assessment with possible of reflectors falling down from conveyance is divided into two scenarios. When the reflectors falling down but still inside in the container gives impacts to dose rate radioation is $5.86E-07$ mSv /h. Meanwhile, when the reflector falling down and then out from the container gives impacts to dose rate is 50.4 mSv/h. From the dose calculations that in normal operation of reflector waste management provides a safe dose for workers is bellow the limit value of dose 20 mSv/y, and worker safety can be maintained.

Keywords : SAFRAN, safety assessment, reflector waste, Triga 2000.

PENDAHULUAN

Reaktor Triga Mark II dengan daya 250 kW merupakan reaktor pertama yang dimiliki oleh Indonesia, dioperasikan pada tahun 1965 di kota Bandung- Jawa Barat. Reaktor Triga Mark II telah mengalami dua kali peningkatan daya (*up grading*) yaitu pada tahun 1971 dan 1996. Pada saat ini reaktor Triga Mark II telah berganti nama menjadi reaktor TRIGA 2000 dengan daya 2 MW. Pembongkaran teras reaktor pada pekerjaan *up grading* menimbulkan limbah radioaktif padat tingkat tinggi yang berasal dari struktur teras reaktor. Limbah radioaktif padat tingkat tinggi tersebut merupakan komponen teras yang tidak dipergunakan lagi dan disimpan sementara sebelum dikirim ke Pusat Teknologi Limbah Radioaktif (PTLR) di Serpong [1]. Salah satu limbah radioaktif padat tingkat tinggi yang dihasilkan pada saat *upgrading* pada tahun 1996 adalah reflektor.

Saat ini limbah reflektor masih disimpan dalam gedung fasilitas penyimpanan limbah aktivitas tinggi di Pusat Sains dan Teknologi Nuklir Terapan – Badan Tenaga Nuklir Nasional (PSTNT-BATAN). BATAN sudah mempunyai program untuk memindahkan limbah reflektor ke PTLR yang merupakan satuan kerja di BATAN yang mempunyai tanggung jawab dalam pengelolaan limbah radioaktif di Indonesia. Sebelum kegiatan pemindahan limbah reflektor ke PTLR perlu dilakukan kajian keselamatan pada saat pemindahan dan penyimpanan.

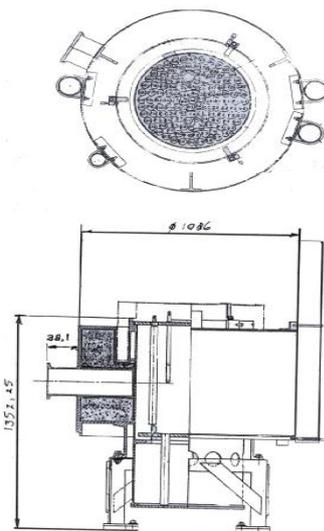
International Atomic Energy Agency (IAEA) telah merekomendasikan satu aplikasi berbasis perangkat lunak yang dapat digunakan dalam melakukan kajian keselamatan pengelolaan limbah radioaktif khususnya kegiatan pra disposal yaitu *Safety Assessment Framework* (SAFRAN). SAFRAN didasarkan pada program internasional IAEA terkait *Safety Assessment Driving Radioactive Waste Management* (SADRWMS) untuk membahas tentang pendekatan internasional tentang analisis keselamatan pengelolaan pradisposal semua jenis limbah radioaktif, termasuk sumber radioaktif bekas, limbah warisan dan hasil dekomisioning, serta limbah dari operasional suatu fasilitas nuklir dalam jumlah kecil atau besar. Metodologi yang dipakai dalam program SADRWMS mengacu pada dokumen petunjuk keselamatan IAEA DS284 (GSG-3) tentang Kasus Keselamatan dan Kajian Keselamatan Pengelolaan Pradisposal Limbah Radioatif. Program SADRWMS mempunyai tujuan antara lain : mendeskripsikan atau menggambarkan pengelolaan pradisposal limbah radioaktif dan kegiatan dekomisioning secara terstruktur; melakukan kajian keselamatan dengan sistem dokumentasi yang jelas dalam metodologi, asumsi, memasukkan data dan pemodelan; penyediaan rekaman dasar keselamatan yang dapat dilacak dan transparan dalam pengambilan keputusan terkait solusi dari masalah pengelolaan limbah yang diusulkan; menunjukkan pertimbangan yang jelas dan sesuai dengan standar keselamatan nasional dan internasional yang direkomendasikan [2,3,4].

Tujuan kegiatan ini adalah untuk melakukan kajian keselamatan terkait nilai dosis yang diterima oleh pekerja radiasi pada saat proses pemindahan dan penyimpanan limbah reflektor ke fasilitas Penyimpanan Sementara Limbah Aktivitas Tinggi (PSLAT) dalam kondisi operasi normal dan perkiraan kecelakaan yang mungkin terjadi selama proses pemindahan limbah reflektor. Kajian ini perlu dilakukan untuk memastikan keselamatan pekerja pada saat pengelolaan limbah reflektor dari sisi dosis yang diterima pekerja. Selain itu juga dapat mengetahui potensi kecelakaan yang mungkin terjadi pada saat pengelolaan limbah di PTLR.

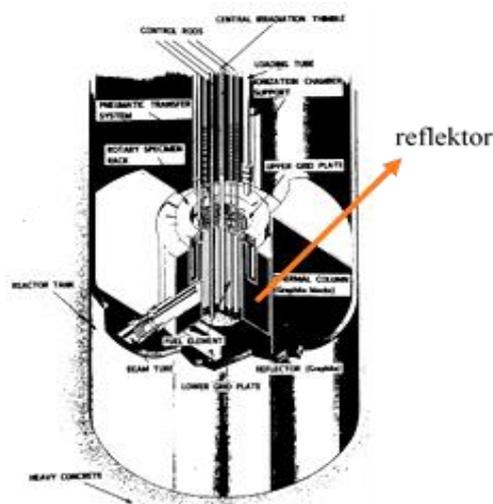
TEORI

Limbah Reflektor

Reflektor Triga 2000 adalah blok berbentuk cincin yang mengelilingi teras radial reaktor, terbuat dari grafit dengan ketebalan, diameter, dan tinggi masing-masing 28,4; 53,0; dan 73,3 cm. Reflektor Triga 2000 memiliki volume $0,532 \text{ m}^3$ dan massa 1206,044 kg.[3]. Reflektor bekas reaktor riset Triga Mark II Bandung terbuat dari bahan grafit dan aluminium sebagai pembungkus/jaket pada bagian luar seperti ditunjukkan pada Gambar 1 [5]. Reflektor dipasang mengelilingi teras reaktor dengan maksud agar hamburan neutron yang keluar dari teras reaktor dapat dipantulkan kembali ke dalam teras reaktor seperti ditunjukkan pada Gambar 2. Dari hasil kartakterisasi limbah reflektor yang dilakukan oleh PSTNT, saat ini mempunyai laju dosis kontak dan pada jarak 1 m masing-masing sebesar 25 mSv/h dan 1600 $\mu\text{Sv/h}$ dengan radionuklida Co-60.



Gambar 1. Reflektor tampak dari atas dan samping [5]



Gambar 2. Posisi reflektor dalam teras reaktor [1]

Program SAFRAN

Aplikasi SAFRAN mulai dikembangkan pada tahun 2005 dalam kerangka program SADRWMS-IAEA. Sejak tahun 2008 pengembangan dilakukan untuk meningkatkan kemudahan pengoperasian aplikasi dan pada bagian perhitungan terdapat pengembangan dengan berbasis pada *ecolego*. Selama masa pengembangan, SAFRAN telah digunakan dalam uji kasus pada beberapa fasilitas pengelolaan limbah antara lain di Yugoslavia, Rusia, Swedia, dan Thailand. Aplikasi SAFRAN terdiri dari beberapa komponen penyusun antara lain : deskripsi sistem, batasan peraturan yang berlaku, kajian keselamatan (operasi normal dan kedaruratan), perhitungan kajian keselamatan (SAFCALS), dan *database* [3].

Gedung Penyimpanan Sementara Limbah Aktivitas Tinggi (PSLAT)

Gedung Penyimpanan Sementara Limbah Aktivitas Tinggi (PSLAT) adalah bangunan fasilitas penyimpan limbah aktivitas tinggi yang menjadi pilihan dalam rencana penempatan limbah reflektor. Aktivitas radionuklida yang diperbolehkan untuk disimpan di PSLAT dibawah 962 TBq/m^2 . Gedung ini memiliki 2 bentuk tempat penyimpanan yaitu kolam dan sumur. Kolam berjumlah 4 buah dengan volume masing-masing $129,6 \text{ m}^3$ dan sumur berjumlah 20 buah dengan volume masing-masing $7,2 \text{ m}^3$. Sumur mampu menampung 6 buah drum 60 atau 100 L. Total kapasitas bentuk sumur adalah 120 drum. Sebuah *crane* jembatan terpasang dalam gedung dirancang sebagai *crane* pemindah dengan kapasitas 15.000 kg [3].

Berdasarkan jenis kegiatan pemindahan dan penyimpanan limbah radioaktif di PSLAT dapat menimbulkan potensi bahaya bagi pekerja radiasi. Bahaya radiasi dapat diterima pekerja radiasi dalam kondisi operasi normal atau kecelakaan. Potensi bahaya yang ditimbulkan dari pengelolaan limbah radioaktif dapat mengakibatkan terjadinya kecelakaan. Kecelakaan yang terjadi sesuai dengan potensi bahayanya dapat berupa kecelakaan radiasi dan kecelakaan non-radiasi. Untuk mengetahui tingkat potensi bahaya dan kemungkinan terjadinya kecelakaan dalam pengolahan limbah maka perlu dilakukan kajian terhadap keselamatan yang mencakup analisis bahaya dan analisis kecelakaan [6].

METODOLOGI

Kegiatan ini merupakan pemanfaatan aplikasi SAFRAN dalam hal kajian keselamatan pengelolaan pradisposal limbah reflektor dari Triga 2000 Bandung. Limbah reflektor Triga 2000 merupakan limbah radioaktif padat aktivitas tinggi. Dalam perencanaan pengelolaan di PTLR limbah reflektor kemungkinan akan disimpan dalam gedung penyimpanan sementara limbah aktivitas tinggi. Tahapan kegiatan diawali dengan mengetahui karakterisasi limbah reflektor Triga 2000. Kajian keselamatan dilakukan dengan memasukkan data seperti yang tertera dalam Tabel 1. ke dalam aplikasi SAFRAN.

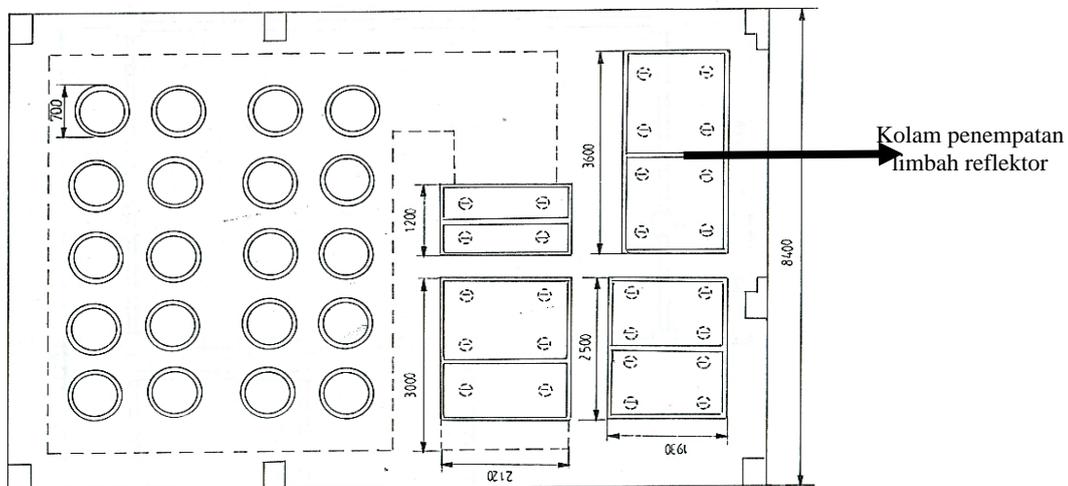
Tabel 1. Data yang diperlukan dalam penghitungan kajian keselamatan menggunakan aplikasi SAFRAN

No.	Data yang diperlukan	Keterangan
1.	Deskripsi fasilitas PSLAT	Berisi pembagian daerah atau ruangan tempat melakukan kegiatan pengelolaan limbah
2.	Jenis kegiatan pengelolaan limbah reflektor	Memuat kegiatan dan alur pengelolaan limbah
3.	Nilai pengukuran laju dosis di PSLAT	Dalam setiap tahapan kegiatan memiliki nilai laju dosis
4.	Karakterisasi limbah Reflektor	Meliputi massa, volume, konsentrasi radionuklida, aktivitas radionuklida
5.	Jenis limbah dan tebal penahan	Terbuka atau terbungkus
6.	Nilai Batas Dosis (NBD) untuk pekerja dan masyarakat sesuai dengan peraturan yang berlaku	Dalam kondisi normal dan kecelakaan (kedaruratan)
7.	Potensi yang dapat menimbulkan terjadinya kecelakaan	Dari alam, perilaku pekerja, dan gangguan dari eksternal

Sesuai dengan Tabel 1 ada dua kegiatan utama yang dimasukkan dalam aplikasi SAFRAN terkait pengelolaan limbah reflektor yaitu pemindahan dan penyimpanan. Dua kegiatan tersebut yang akan dilakukan kajian keselamatannya untuk mengetahui tingkat penerimaan dosis bagi pekerja. Pada kegiatan pemindahan limbah reflektor dibagi menjadi tiga tahapan yaitu *unloading* dari kendaraan pengangkut, pemindahan limbah reflektor menggunakan alat angkut ke dalam gedung PSLAT, dan proses penempatan limbah reflektor ke dalam kolam penyimpanan limbah aktivitas tinggi. Kegiatan penyimpanan limbah reflektor dilakukan kajian keselamatan bagi pekerja yang melakukan pemantauan rutin di gedung PSLAT melalui kegiatan pengukuran radioaktivitas ruangan setiap bulan.

Pengukuran laju dosis di ruang PSLAT sebelum limbah reflektor ditempatkan adalah sebesar 0,001 mSv/jam. Limbah reflektor Triga 2000 memiliki massa 1206,044 kg, volume 0,523 m³, komposisi radionuklida dominan Co-60 dengan hasil pengukuran laju dosis kontak dan jarak 1 m masing-masing adalah 25 mSv/jam dan 1600 µSv/jam, aktivitas yang diperoleh dari perhitungan adalah 3,84 x 10¹¹ Bq. Dalam aplikasi SAFRAN diasumsikan limbah reflektor dilapisi penahan radiasi berupa timbal dengan ketebalan 5 cm. Nilai laju dosis pada kegiatan *unloading*, pemindahan, dan penempatan limbah reflektor diasumsikan sama dengan nilai laju dosis pada jarak 1 m dari limbah reflektor yaitu 1 mSv/jam. Sedangkan laju dosis pada gedung PSLAT diasumsikan adalah 1 µSv/jam karena limbah reflektor sudah dimasukkan ke dalam kolam yang sudah dilengkapi dengan penahan radiasi berupa beton dan timbal. Limbah reflektor di dalam gedung PSLAT direncanakan diletakkan

di dalam kolam yang berukuran 193 x 360 x 400 cm yang merupakan kolam terbesar di gedung PSLAT seperti ditunjukkan dalam Gambar 3. Limbah yang akan disimpan ke dalam PSLAT harus memenuhi kriteria keberterimaan limbah antara lain: limbah radioaktif padat, cair, dan semi cair aktivitas sedang dan tinggi; untuk penyimpanan di dalam sumur, limbah diwadahkan dalam drum limbah 60 atau 100 L; aktivitas maksimum adalah 15.000 Ci; tidak bersifat mudah terbakar dan mudah meledak.[7]



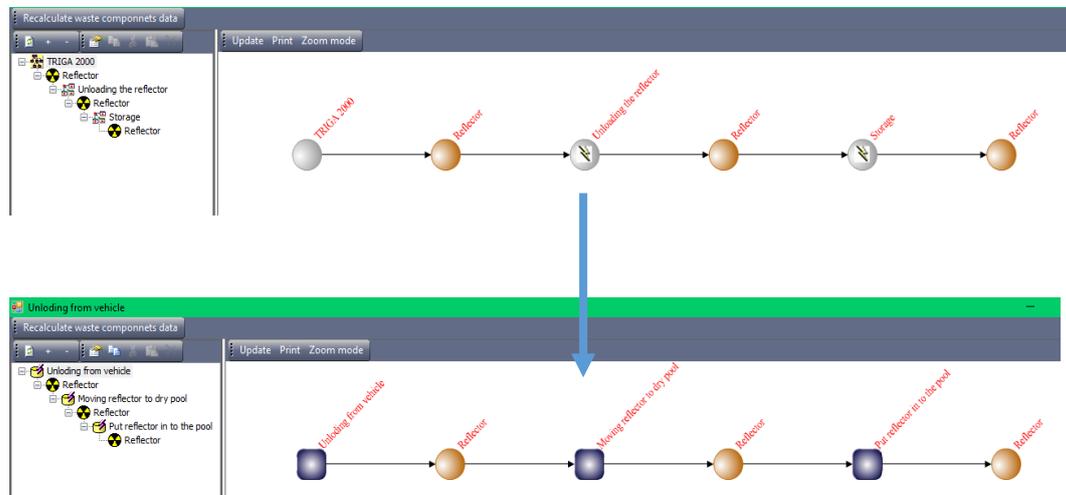
Gambar 3. Skema kolam dan sumur di dalam gedung PSLAT [7]

Nilai Batas Dosis (NBD) yang diterima oleh pekerja radiasi dan masyarakat disesuaikan dengan peraturan yang berlaku di BATAN yaitu 20 mSv/tahun dan 1 mSv/tahun dalam kondisi operasi normal. Sedangkan NBD untuk pekerja radiasi pada saat terjadi kecelakaan diasumsikan 50 mSv/tahun. Setiap tahapan pengelolaan limbah reflektor dihitung dosis yang diterima oleh pekerja radiasi berdasarkan waktu yang diperlukan untuk setiap tahapan pengelolaan. Dari kegiatan pengelolaan limbah yang dilakukan terdapat beberapa potensi yang dapat menyebabkan terjadinya kecelakaan. Pada aplikasi SAFRAN berdasarkan sumbernya potensi bahaya dibagi menjadi tiga yaitu: alam, perilaku pekerja, dan gangguan dari eksternal. Dari ketiga potensi bahaya yang dapat menimbulkan terjadinya kecelakaan dibuat skenario kecelakaan yang mungkin terjadi. Dari tahapan kegiatan pengelolaan limbah reflektor, skenario kecelakaan yang dibuat adalah jatuhnya limbah reflektor pada saat memindahkan reflektor dari kendaraan pengangkut ke dalam gedung PSLAT, meskipun probabilitas kejadiannya rendah. Dari skenario jatuhnya reflektor tersebut dapat dibuat dua kemungkinan, yang pertama pada saat reflektor jatuh reflektor tetap berada di dalam penahan radiasi dan yang kedua reflektor keluar dari penahan radiasi. Dari kedua kemungkinan tersebut akan memberikan nilai dosis yang sangat signifikan.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Kegiatan pemindahan limbah reflektor hasil *up grading* reaktor Triga 2000 dari PSTNT Bandung ke fasilitas penyimpanan sementara limbah aktivitas tinggi di PTLR Serpong terdiri dari dua kegiatan yaitu pemindahan dan penyimpanan. Ke-dua

kegiatan tersebut memerlukan kajian keselamatan bagi pekerja radiasi di PTLR. Pemindahan limbah reflektor dari kendaraan pengangkut ke dalam fasilitas PSLAT terbagi menjadi tiga tahap yaitu *unloading* dari kendaraan, pemindahan limbah reflektor ke dalam gedung PSLAT, dan peletakan limbah reflektor ke dalam kolam penyimpanan. Alur pengelolaan limbah reflektor ditunjukkan pada Gambar 4.



Gambar 4. Alur pengelolaan limbah reflektor dalam aplikasi SAFRAN

Pengelolaan limbah reflektor hanya berupa pemindahan dan penyimpanan (*conditioning*) sehingga tidak ada perubahan massa, volume, atau konsentrasi radionuklida. Pada setiap tahapan kegiatan dilakukan perhitungan dosis yang diterima oleh pekerja radiasi berdasarkan waktu yang diperlukan dalam melakukan kegiatan. Hasil perhitungan dosis yang diterima pekerja untuk semua tahapan kegiatan pengelolaan dan pemantauan selama penyimpanan limbah reflektor ditunjukkan pada Tabel 2.

Tabel 2. Dosis yang diterima pada saat pengelolaan limbah reflektor

KEGIATAN	LAJU DOSIS (Sv/Jam)	LAMA KEGIATAN DALAM SATU TAHUN (Jam/Tahun)	DOSIS YANG DITERIMA (mSv/Tahun)
<i>Unloading</i>	3.84E-007	1	3.84E-004
Pemindahan reflektor ke gedung PSLAT	3.84E-007	1	3.84E-004
Peletakan reflektor ke kolam penyimpanan	3.52E-008	1	3.52E-005
Pemantauan PSLAT	1.70E-008	4	6.79E-005

Setiap tahapan pengelolaan limbah reflektor diasumsikan dikerjakan selama 1 jam sehingga waktu kontak dengan limbah adalah 1 jam. Pekerjaan pemindahan limbah reflektor dikerjakan satu kali dalam satu tahun sehingga didapatkan nilai dosis dalam satu tahun. Pemantauan gedung PSLAT diasumsikan memerlukan waktu selama 4 jam dalam satu tahun. Nilai dosis yang diperoleh dalam tiap kegiatan masih di bawah nilai batas dosis yang diizinkan oleh BAPETEN yaitu 20 mSv/tahun. Dalam pengelolaan limbah reflektor potensi yang mungkin dapat menyebabkan kecelakaan adalah jatuhnya limbah reflektor pada saat proses pemindahan limbah reflektor dari kendaraan pengangkut ke dalam gedung PSLAT. Limbah reflektor diasumsikan dimasukkan ke dalam wadah penahan radiasi berupa timbal dengan ketebalan 5 cm. Sehingga dalam kejadian kecelakaan jatuhnya limbah reflektor ada dua kemungkinan yaitu limbah reflektor tetap dalam wadah penahan radiasi dan limbah reflektor jatuh dengan keluar dari wadah penahan radiasi sehingga limbah reflektor dianggap sebagai sumber terbuka. Hasil kajian perhitungan laju dosis saat terjadi kecelakaan dengan aplikasi SAFRAN ditunjukkan pada Tabel 3.

Tabel 3. Dosis yang diterima pada saat terjadi kecelakaan limbah reflektor

KECELAKAAN	LAJU DOSIS YANG DITERIMA (mSv/Jam)
Reflektor jatuh dengan penahan radiasi	5,86E-07
Reflektor jatuh dan keluar dari penahan radiasi	50,4

Dari Tabel 3 ditunjukkan dosis yang ditimbulkan dari kecelakaan reflektor jatuh dari alat angkut dengan dua kemungkinan menimbulkan dampak laju dosis yang sangat signifikan. Reflektor yang jatuh dan masih berada di dalam penahan radiasi menimbulkan dosis yang masih relatif kecil yaitu 5,8E-07 mSv/jam, di bawah nilai batas dosis kecelakaan sebesar 50 mSv/tahun. Sedangkan pada kecelakaan reflektor yang jatuh dan keluar dari penahan radiasi menimbulkan dosis yang sangat besar yaitu 50,4 mSv/jam, melebihi nilai batas dosis kecelakaan sebesar 50 mSv/tahun. Dari data di atas menunjukkan bahwa pengaruh penahan radiasi memberikan peran penting terhadap keselamatan pada saat pengelolaan limbah reflektor.

KESIMPULAN

Saat ini limbah reflektor masih disimpan dalam gedung penyimpanan sementara limbah reflektor di PSTNT Bandung. Limbah reflektor akan dipindah ke PTLR terkait dengan keselamatan penyimpanan limbah reflektor. Dalam proses pemindahan limbah reflektor terbagi menjadi tiga kegiatan dan satu kegiatan penyimpanan. Dalam operasi normal kegiatan pemindahan limbah reflektor memberikan dosis yang masih di bawah nilai batas dosis yang diizinkan BAPETEN. Sedangkan pada kajian kecelakaan dengan kemungkinan reflektor jatuh dari alat angkut dibagi menjadi dua skenario. Pada saat reflektor jatuh namun masih di dalam

wadah penahan radiasi menimbulkan dampak laju dosis yang masih di bawah nilai batas dosis kecelakaan 50 mSv/tahun. Sedangkan pada saat reflektor jatuh dan keluar dari wadah penahan radiasi menimbulkan dampak laju dosis yang sedikit lebih besar dari nilai bata dosis kecelakaan 50 mSv/jam. Kajian keselamatan penanganan limbah reflektor perlu dikembangkan untuk mengetahui potensi bahaya yang dapat menyebabkan kecelakaan.

UCAPAN TERIMA KASIH

Penulis mengucapkan terima kasih kepada pihak-pihak yang membantu dalam kegiatan, sdr. Rini Heroe Oetami dan sdr. Haryo Seno dari PSTNT terkait data karakterisasi limbah reflektor, sdr. Sayogo Supriyantoro dari PTLR selaku pengelola gedung PSLAT, dan BAPETEN selaku penyelenggara workshop kajian keselamatan pengelolaan limbah hasil dekomisioining reaktor Triga 2000.

DAFTAR PUSTAKA

1. RINI H., dkk, "*Pengelolaan Limbah Radioaktif Tingkat Tinggi dan Bahan Bakar Nuklir Bekas di PTNBR*", Prosiding Seminar Keselamatan Nuklir (2006) 36-48.
2. IAEA, ANSN *National Workshop Application of IAEA Methodology and SAFRAN Tool for the Safety Case and Safety Assessment of Dismantled Reactor Components at Bandung Research Reactor*, Jakarta (2015)
3. *Test Case Result, Use and Applicaion of The SADRWMS Methodology and SAFRAN Tool on The Thailand Institute of Nuclear Technology (TINT) Radioactive Waste Management Facility*, Thailand (2011)
4. IAEA, Safety Standard, "*The Safety Standard Case and Safety Assesssment for the Predisposal Management of Radioactive Waste*", Safety Standard Series, No. GSG-3, International Atomic Energy Agency, Vienna (2013)
5. SUWARDIYONO, "Perancangan Kontainer Limbah Reflektor Pada Program Dekomisioning Reaktor Riset Triga Mark II Bandung", Prosiding Seminar Nasional Teknologi Pengelolaan Limbah VIII (2009) 181-188.
6. PTLR, *Laporan Analisis Keselamatan Instalasi Pengolahan Limbah Radioaktif*, Revisi 00, BATAN(2012)
7. Anonim, "*Deskripsi Penyimpanan Sementara Limbah Aktivitas Tinggi (PSLAT)*", PTLR- BATAN (2015)