

## VERIFIKASI KESELAMATAN RADIOLOGIK REAKTOR TRIGA 2000 PADA OPERASI DAYA 1000 kW

Rini Heroe Oetami, Rasito, Tri C.L, Soleh Sofyan, dan Suhulman  
Pusat Teknologi Nuklir Bahan dan Radiometri-BATAN  
email: rini\_heroe@yahoo.com

### ABSTRAK

**VERIFIKASI KESELAMATAN RADIOLOGIK REAKTOR TRIGA 2000 PADA OPERASI DAYA 1000 kW.** Verifikasi keselamatan radiologik merupakan salah satu bagian dari verifikasi keselamatan reaktor TRIGA 2000. Telah dilakukan verifikasi keselamatan radiologik untuk reaktor TRIGA 2000 sampai daya 1000 kW meliputi pengukuran laju dosis di ruang kendali, permukaan pendingin, dek reaktor, daerah kerja dekat permukaan beamport dan demineralizer. Laju dosis gamma diukur menggunakan survei meter Rad Eye PRD-ER Tipe DB-066-070827E dengan detektor NaI(Tl), dan area monitor GA 64 SN 1400/950097-2. Konsentrasi radioaktivitas udara di ruang reaktor diidentifikasi dan ditentukan aktivitasnya dengan spektrometer gamma dengan detektor HpGe. Hasil verifikasi keselamatan laju dosis radiasi pada titik acuan laju dosis di ruang kendali terukur  $0,65 \mu\text{Sv/jam}$ , permukaan air tangki  $39,3 \mu\text{Sv/jam}$ , dek reaktor  $20,1 \mu\text{Sv/jam}$ , daerah kerja dekat permukaan beamport Difraksi I  $7,82 \mu\text{Sv/jam}$  dan Difraksi II  $1,64 \mu\text{Sv/jam}$  serta demineralizer  $2,05 \mu\text{Sv/jam}$ .  $^{214}\text{Pb}$  dan  $^{214}\text{Bi}$  adalah radionuklida yang teridentifikasi ada di udara reaktor hall dengan konsentrasi sangat rendah. Dari verifikasi keselamatan radiologik pada daya 1000 kW disimpulkan untuk laju dosis dan konsentrasi radioaktivitas udara, batas keselamatan telah dipenuhi.

Kata kunci : verifikasi keselamatan, laju dosis,

### ABSTRACT

**RADIOLOGICAL SAFETY VERIFICATION OF 1000 kW OPERATION POWER OF TRIGA 2000 REACTOR.** Radiological safety verification is part of TRIGA 2000 reactor safety verification which was done for power of 1000 kW. The measurements for safety verification are for dose rate in the control room, pool surface, reactor deck, work area close to beamports and demineralizer. Airborne concentration were also analyze. The dose rates were measured using Rad Eye PRD-ER Tipe DB -066-070827E survey meter with NaI(Tl) detector and area monitor GA 64 SN 1400/950097-2. Airborne concentration in reactor room was identified and measured using gamma spectrometry with Hp Ge detector. It is shown from verification results the dose rates were of  $0,65 \mu\text{Sv/hr}$  in the control room, on pool surface of  $39,3 \mu\text{Sv/hr}$ , reactor deck of  $20,1 \mu\text{Sv/hr}$ , beamport Difraksi I of  $7,82 \mu\text{Sv/hr}$  and Difraksi II of  $1,64 \mu\text{Sv/hr}$  and demineralizer of  $2,05 \mu\text{Sv/hr}$ .  $^{214}\text{Pb}$  and  $^{214}\text{Bi}$  radionuclides were identified with very low concentration in reactor hall. It is concluded that radiological safety verification for dose rate and airborne radioactivity were done well.

Key words : safety verification, dose rate

### PENDAHULUAN

Reaktor TRIGA 2000 merupakan reaktor penelitian yang telah berusia hampir 45 tahun. Tujuan pemanfaatan reaktor TRIGA 2000 adalah untuk mendukung kegiatan penelitian produksi radioisotop, yang memanfaatkan fasilitas iradiasi *Center Thimble, Pneumatic* dan *Lazy Susan*. Selain itu, reaktor TRIGA juga dimanfaatkan untuk kegiatan Analisis Pengaktifan Neutron dan Kimia Radiasi. Selain fasilitas iradiasi reaktor TRIGA 2000 memiliki 4 buah *beamport* masing-masing digunakan sebagai untuk difraktometer neutron,

spektrometer neutron, *Time of Flight Spectrometer* dan radiografi neutron.

Pemanfaatan fasilitas reaktor tersebut di atas menuntut adanya tingkat keselamatan yang tinggi. Keselamatan ini mencakup reaktor, fasilitas eksperimen dan semua fasilitas lainnya yang terkait dengan reaktor maupun fasilitas eksperimen.

Pada umumnya reaktor penelitian mempunyai potensi bahaya radiasi terhadap masyarakat lebih kecil dibandingkan dengan reaktor daya, tetapi lebih besar terhadap operator reaktor. Demikian pula, kebutuhan akan pemanfaatannya yang lebih besar dalam eksperimen mensyaratkan pendekatan yang

berbeda untuk pencapaian atau pengelolaan keselamatan.

Tujuan keselamatan suatu reaktor penelitian adalah untuk melindungi pekerja, masyarakat dan lingkungan dari bahaya radiasi yang dihasilkan. Tujuan yang berkaitan dengan proteksi radiasi adalah untuk menjamin agar pengoperasian dan pemanfaatan reaktor penelitian dibenarkan melalui pertimbangan proteksi radiasi (prinsip pembenaran) dan untuk menjamin agar selama keadaan operasi paparan radiasi terhadap personil tapak serta masyarakat tetap berada di bawah nilai batas yang ditetapkan oleh BAPETEN [3].

Tujuan proteksi radiasi yang lebih rinci adalah menjamin agar pengoperasian dan pemanfaatan reaktor penelitian dibenarkan melalui pertimbangan proteksi radiasi menjamin agar selama operasinya, penyinaran radiasi terhadap pekerja dan masyarakat tetap berada di bawah nilai batas yang ditetapkan oleh BAPETEN dan diusahakan serendah mungkin sesuai prinsip optimasi (ALARA) dan dosis perorangan serta prinsip batas resiko; menjamin pengurangan penyinaran radiasi akibat kecelakaan.

Dalam rangka mencapai tujuan ini sejumlah persyaratan keselamatan dan rekomendasi diberlakukan terhadap reaktor TRIGA 2000. Laju paparan radiasi dan konsentrasi radioaktivitas udara ruang reaktor adalah 2 buah parameter spesifikasi teknis pengoperasian reaktor TRIGA 2000 yang ditetapkan nilai batas keselamatannya dan harus diverifikasi.

Batas keselamatan dinyatakan secara umum dalam bentuk harga maksimum dan minimum, dimana variabel atau parameter harus tetap berada di bawah atau di atas harga tersebut selama operasi. Dalam waktu dekat reaktor TRIGA 2000 akan dioperasikan dengan daya lebih rendah dari 2000 kW dan untuk tujuan keselamatan maka perlu dilakukan verifikasi keselamatan radiologik dengan mengambil kasus pada daya 1000 kW.

## TATA KERJA

### Pengukuran Laju Dosis

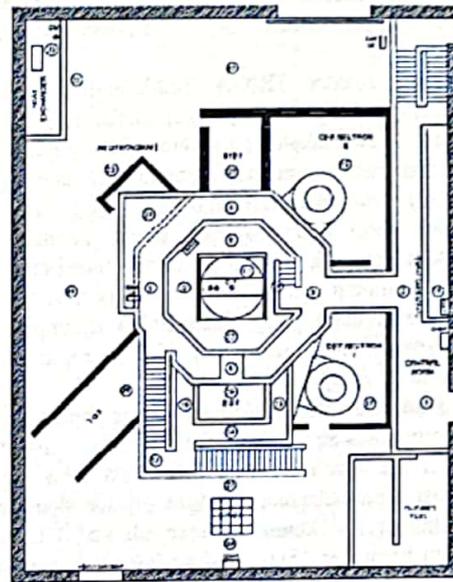
Verifikasi keselamatan radiologik dilakukan dengan mensurvei radiasi pada beberapa titik pemantauan laju dosis di dalam ruang reaktor yang merupakan daerah dengan paparan radiasi potensial. Selain titik-titik tersebut, verifikasi juga dilakukan di daerah kerja operator yaitu ruang kendali.

Gambar 1 menunjukkan denah lokasi pemantauan di reaktor TRIGA 2000. Lokasi titik pemantauan laju dosis radiasi untuk kepentingan verifikasi adalah di ruang kendali (titik pemantauan 1), permukaan air pendingin reaktor (titik pemantauan 11), dek reaktor (titik pemantauan 7, 8, 9 dan 10), *beamport* difraksi I dan II (titik pemantauan

17 dan 18 setelah perisai), fasilitas demineralizer (titik pemantauan 22), permukaan Stiff (titik pemantauan 21) dan kolom radiografi (titik pemantauan 23).

Gambar 1 menunjukkan denah lokasi pemantauan di reaktor TRIGA 2000.

Pengukuran laju dosis gamma dilakukan menggunakan survei meter Rad Eye PRD-ER Tipe DB-066-070827E dengan detektor NaI(Tl), sedangkan laju dosis gamma pada pagar dek reaktor diukur menggunakan area monitor GA 64 SN 1400/950097-2 yang ditempatkan di pagar dek. Pengukuran dilakukan pada kondisi awal sebelum operasi, pada daya 300 kW, 600 kW dan 1000 kW.



Gambar 1. Denah pemantauan laju dosis radiasi di reaktor TRIGA 2000

### Pengukuran Radioaktivitas udara.

Pada saat reaktor dioperasikan dilakukan pengambilan cuplikan udara menggunakan pencuplik udara Tipe *Staplex* dan filter serat kaca. Volume udara yang dicuplik sebanyak 7,641 m<sup>3</sup>. Pengambilan cuplikan udara dilakukan di atas dek pada saat reaktor dioperasikan dengan daya 300 kW, 600 kW dan 1000 kW. Pencacahan cuplikan dilakukan langsung setelah pengambilan cuplikan dan sehari setelah pengambilan. Pencacahan kedua dimaksudkan agar radionuklida alam yang umumnya berumur pendek telah meluruh. Identifikasi radionuklida lepasan dan pengukuran radioaktivitas dilakukan menggunakan spektrometer gamma dengan detektor germanium kemurnian tinggi (HPGe). Pencacahan cuplikan dilakukan selama 50.000 detik ( $\pm 13,8$  jam).

## HASIL DAN PEMBAHASAN

Pada operasi normal pemantauan radiasi di reaktor TRIGA 2000 meliputi survei radiasi, dan pengukuran radioaktivitas udara ruang reaktor. Pemantauan untuk operasi normal dilakukan pada titik pemetaan radiasi seperti ditunjukkan pada gambar 1 dengan jumlah titik pemantauan sebanyak 28 titik pantau.

Ke 28 titik pantau tersebut merupakan lokasi yang mencerminkan potensi paparan dengan laju terendah dan sampai tertinggi. Lokasi dengan laju paparan rendah merupakan lokasi dimana pekerja radiasi pada umumnya berada pada saat reaktor dioperasikan atau eksperimen dilakukan. Untuk verifikasi keselamatan hanya dilakukan verifikasi pada titik pemantauan yang telah ditentukan sebagai acuan.

Pada reaktor TRIGA 2000, untuk mencapai tujuan dari keselamatan pengoperasian reaktor maka telah ditentukan parameter radiologik yang dijadikan nilai parameter batas keselamatan operasi (BKO) 2000 kW. BKO pertama yang dimaksud adalah nilai laju dosis di ruang kendali (titik pemantauan 1), dimana nilai tersebut harus mencerminkan nilai batas dosis (NBD) bagi operator reaktor yang tidak boleh dilampaui dan ditetapkan nilai parameter BKO radiologiknya sebesar  $25 \mu\text{Sv/jam}$ .

Parameter BKO kedua, laju dosis paparan radiasi di permukaan air pendingin primer (titik pemantauan 11). Pada saat reaktor *start up* biasanya paparan radiasi dipermukaan pendingin primer akan sangat meningkat dan kemudian menjadi stabil beberapa waktu kemudian. Setiap tahap kenaikan daya akan menaikkan paparan radiasi dari teras dan selanjutnya akan mencapai laju paparan yang relatif stabil di permukaan air pendingin untuk daya tertentu. Berdasarkan pengoperasian untuk komisioning 2000 kW ditentukan BKO radiologik di permukaan air pendingin primer sebesar  $1250 \mu\text{Sv/jam}$ .

BKO ketiga, laju dosis paparan radiasi diatas dek reaktor (titik pemantauan 7,8,9, dan 10). Dalam kondisi reaktor beroperasi ada kemungkinan seorang operator, petugas proteksi radiasi atau pekerja radiasi berada di sekitar dek reaktor untuk suatu kegiatan maka ditentukan BKO radiologik di sekitar dek reaktor sebesar  $500 \mu\text{Sv/jam}$ . BKO keempat, laju dosis paparan radiasi di daerah beamport yaitu fasilitas Difraksi I dan Difraksi II dibelakang perisai (titik pemantauan 17 dan 18). Daerah ini merupakan bagian dari jalur lalu lintas personal sehingga ditentukan BKO radiologiknya sebesar  $25 \mu\text{Sv/jam}$ .

Parameter BKO radiologik yang kelima adalah laju paparan radiasi di daerah sekitar demineralizer (titik pemantauan 22) sebesar  $7500 \mu\text{Sv/jam}$ . Batas ini cukup tinggi karena pada operasi normal 2000 kW pernah dicapai paparan maksimum sebesar  $5400 \mu\text{Sv/jam}$ . Setelah perawatan seluruh fasilitas *heat*

*exchanger* (HE) dan penggantian resin laju pengukuran selanjutnya berkurang secara signifikan dan laju dosis gamma di sekitar demineralizer menjadi jauh lebih rendah.

Untuk keperluan verifikasi keselamatan radiologik, selain pengukuran laju dosis gamma pada ke 5 titik BKO tersebut diatas juga ditentukan batas konsentrasi radionuklida di udara di ruang reaktor sebesar  $1 \times 10^{-2} \text{ Bq/l}$  (4).

Hasil pengukuran laju dosis radiasi gamma di titik pemantauan yang menjadi BKO radiologik reaktor TRIGA 2000 Bandung pada daya operasi 1000 kW disajikan dalam Tabel 1. Hasil pengukuran konsentrasi radioaktivitas (Bq/l) udara ruang reaktor pada daya yang berbeda yaitu pada 300 kW, 600 kW dan 1000 kW disajikan dalam Tabel 2.

Pada verifikasi keselamatan ini dilakukan juga pengukuran laju dosis pada titik lain yang berdekatan dengan lokasi titik BKO, yaitu di permukaan STIFF dan *Column radiografi*. Pada permukaan STIFF laju dosis gamma dapat mencapai  $400 \mu\text{Sv/jam}$  sedangkan untuk *Column radiografi* dicapai sebesar  $6200 \mu\text{Sv/jam}$  pada daya operasi 500 kW (3). Pengukuran pada kedua arah ini selalu dilakukan bersamaan dengan verifikasi keselamatan untuk karena kedua titik tersebut merupakan daerah dengan potensi bahaya tinggi dan untuk memastikan tidak ada laju dosis yang berlebih dari pemantauan rutin. Penempatan perisai pada kedua lokasi tersebut sangat menguntungkan untuk menurunkan laju paparan.

Dalam Tabel 1 untuk semua titik pengukuran, laju dosis bertambah dengan semakin bertambahnya daya. Untuk kepentingan verifikasi keselamatan maka laju dosis gamma terukur D ( $\mu\text{Sv/jam}$ ) dibandingkan dengan nilai BKO untuk masing-masing titik.

Hasil pengukuran laju dosis gamma pada daya 1000 kW untuk semua titik pemantauan menunjukkan laju dosis yang masih jauh lebih rendah dari nilai batas yang ditentukan; laju dosis di ruang kendali sebesar  $0,65 \mu\text{Sv/jam}$  ( $D < 25 \mu\text{Sv/jam}$ ), permukaan air pendingin sebesar  $39,3 \mu\text{Sv/jam}$  ( $D < 1250 \mu\text{Sv/jam}$ ), dek reaktor untuk titik 7, 8, 9 dan 10 masing-masing sebesar  $12,3 \mu\text{Sv/jam}$ ,  $18 \mu\text{Sv/jam}$ ;  $20,1 \mu\text{Sv/jam}$  dan  $12 \mu\text{Sv/jam}$  ( $D < 500 \mu\text{Sv/jam}$ ). Laju dosis daerah kerja dekat permukaan *beamport* untuk Difraksi I dan II masing-masing sebesar  $7,82 \mu\text{Sv/jam}$  dan  $1,64 \mu\text{Sv/jam}$  ( $D < 25 \mu\text{Sv/jam}$ ) serta fasilitas demineralizer sebesar  $2,05 \mu\text{Sv/jam}$  ( $D < 7500 \mu\text{Sv/jam}$ ).

Sejak tahun 2006 sampai dengan saat ini reaktor TRIGA 2000 telah banyak mengalami perawatan diantaranya adalah mengeluarkan bahan bakar dari teras yang dicurigai memberikan sumbangan paparan radiasi yang tidak perlu. Perawatan lain adalah membersihkan *heat exchanger* (HE) dan secara rutin dilakukan penggantian resin yang telah mencapai kejenuhan. Pemeriksaan kualitas air

pendingin dan tingkat radioaktivitasnya selalu dilakukan secara berkala. Perawatan yang sedemikian dapat meningkatkan kualitas air pendingin sehingga jumlah zat radioaktif yang terbentuk akibat aktivasi neutron akan semakin menurun dengan meningkatnya kualitas air

pendingin. Dengan makin sedikitnya hasil aktivasi neutron dalam air pendingin maka laju dosis atas permukaan air pendingin (titik pemantauan 11) akan semakin menurun, sehingga verifikasi keselamatan dapat terpenuhi.

Tabel 1. Laju dosis gamma di reaktor TRIGA 2000 pada daya 300 kW – 1000 kW

Titik Pengukuran	Laju dosis gamma ( $\mu\text{Sv/jam}$ )				
	Pra operasi	300 kW	600 kW	1000 kW	BKO *2000 kW
Ruang Kendali (1)	0,003	0,09	0,23	0,65	25
Permukaan air pendingin primer (11)	0,17	3,6	14,5	39,3	1250
Dek Atas Barat (7)	0,06	2,36	11,1	12,3	500
Dek Atas Utara (8)	0,05	2,89	7,58	18	
Dek Atas Timur (9)	0,11	4,19	6,72	20,1	
Dek Atas Selatan (10)	0,09	1,88	6,33	12	
Beamport Diffraksi I (17**)	0,03	1,7	3,81	7,82	25
Beamport Diffraksi II (18**)	0,04	0,49	1,22	1,64	
Permukaan Stiff (21)	0,02	2,67	8,81	23,4	-
Column Radiografi (23)	0,03	0,63	1,87	2,5	-
Fasilitas demineralizer (22)	0,07	0,41	0,95	2,05	7500

Keterangan : \* BKO : Batas Keselamatan Operasi  
: \*\* Pengukuran dilakukan dibelakang perisai

Tabel 2. Data radioaktivitas cuplikan udara di ruang reaktor TRIGA 2000 pada daya 0 - 1000 kW

Daya (kW)	Nuklida	Volume udara (l)	Aktivitas x $10^{-3}$ (Bq/l)	
			Cacah langsung	Setelah 1 hari
0	$^{214}\text{Pb}$	7641	3,113	0,018
	$^{214}\text{Bi}$	7641	5,211	0,026
300	$^{214}\text{Pb}$	7641	1,423	0,012
	$^{214}\text{Bi}$	7641	2,448	0,008
600	$^{214}\text{Pb}$	7641	0,928	0,014
	$^{214}\text{Bi}$	7641	2,310	0,016
1000	$^{214}\text{Pb}$	7641	0,081	0,007
	$^{214}\text{Bi}$	7641	0,162	0,008

BKO konsentrasi radioaktivitas udara ruang reaktor  $1 \times 10^{-2}$  Bq/l.

Untuk memastikan bahwa tujuan keselamatan pada pengoperasian reaktor pada 1000 kW untuk TRIGA 2000 dapat dicapai, maka jika dalam satu siklus operasi (33 jam per bulan) reaktor TRIGA 2000 seorang operator bekerja diruang kendali dengan laju dosis  $0,65 \mu\text{Sv/jam}$  maka dosis radiasi yang akan diterima dalam satu tahun adalah  $257,4 \mu\text{Sv}$ .

Dengan nilai batas keselamatan untuk daerah kerja sebesar  $25 \mu\text{Sv/jam}$ , jika seorang pekerja radiasi berada terus menerus di medan radiasi tersebut maka dalam satu tahun (1 tahun adalah 50

minggu, 1 minggu adalah 40 jam) akan didapat nilai terimaan dosis personil sebesar  $50000 \mu\text{Sv}$ . Dengan demikian dalam 1 tahun seorang operator TRIGA 2000 yang bekerja secara terus menerus dalam setahun atau pekerja radiasi tidak akan menerima dosis lebih dari 50 mSv per tahun. Namun tetap harus diperhatikan terimaan dosis rata-rata dalam lima tahun tidak boleh melebihi 20 mSv per tahun [1]

Dengan demikian setelah diverifikasi laju paparan pada daya 1000 kW, batas keselamatan terpenuhi dan aman bagi operator reaktor atau



4. PTNBR, Log book pengukuran radiasi pada daya reaktor TRIGA 2000, Bandung (2000)
5. BATAN, Laporan Analisis Keselamatan Reaktor TRIGA 2000 Bandung, ed Revisi 3 Bandung (2006).
6. Peraturan Pemerintah No.33 Tahun 2007 "Tentang Keselamatan Radiasi Pengan dan Keselamatan Sumber Radioaktif", BAPETEN, Jakarta (2007).

## DISKUSI

1. Nama Penanya : Jonnie Albert Korua

Pertanyaan :

Sistem demi water plant, hanya memproduksi air demi untuk kebutuhan pendingin primer, kenapa terjadi adanya paparan tinggi disini?

Jawaban :

Untuk informasi, istilah demin dalam pengukuran ini adalah fasilitas HE yang terletak di titik pemantauan No.22, dikarenakan ada resin maka paparan menjadi sangat tinggi.

2. Nama Penanya : Anthony Simanjuntak

Pertanyaan :

Bagaimana dengan bubble yang ditimbulkan pada air primer, sudah dipantau?

Jawaban :

Untuk masalah bubble telah banyak dilakukan upaya untuk menanganinya oleh bidang reactor, sampai saat ini tetap masih dicarikan solusinya, namun demikian pada dasarnya bubble dalam jumlah tertentu masih dapat ditoleransi. Bubble juga teramati pada daya diatas 1250 Kw, sehingga pada daya 1000 Kw tidak masalah.

3. Nama Penanya : Asep Saepuloh

Pertanyaan :

1. Saat akan operasi, butuh berapa lama untuk menghidupkan system ventilasi?
2. Dalam sebulan hanya 33 jam operasi, jadi berapa jam operasi/siklus dibutuhkan dan untuk keperluan apa?

Jawaban :

1. Biasanya jika akan beroperasi tidak terlalu lama, bias dilakukan pada beberapa jam sebelum operasi.
2. Biasanya, 3 hari operasi, 10 hari untuk perawatan dan persiapan operasi berikutnya.