

ANALISIS DOSIS GAMMA DI LUAR DINDING PERISAI RADIASI REAKTOR RISET

Ardani

Pusat Teknologi Reaktor dan Keselamatan Nuklir (PTRKN) – BATAN
Kawasan PUSPIPTEK Gd. 80, Serpong, Tangerang Selatan, BANTEN.
Telp.: 62-21-7560912, Fax.: 62-21-7560913, Kode Pos : 15310
e-mail: ardani_52@yahoo.com

ABSTRAK

ANALISIS DOSIS GAMMA DI LUAR DINDING PERISAI RADIASI REAKTOR RISET.

Dalam pembangunan reaktor riset dibutuhkan perisai radiasi untuk menahan radiasi dari teras reaktor ke daerah yang direncanakan akan menjadi tempat bekerja para personil operasi, pengguna reaktor, maupun orang-orang yang dimungkinkan memasuki daerah itu. Tujuan penelitian ini adalah untuk memperoleh efektivitas penurunan dosis dari bahan perisai berdasarkan komposisi dan densitasnya. Kuat sumber berasal dari teras reaktor dan reflektor. Jenis perisai radiasi dipilih berdasarkan perisai yang telah dipakai dalam beberapa reaktor riset yang telah ada. Dosis radiasi dihitung menggunakan paket program MCNPX dengan cara memvariasi tebal dinding dan jenis perisai radiasinya. Dari hasil perhitungan dosis gamma ini bisa dipilih jenis dan tebal perisai radiasi yang diperlukan untuk reaktor riset tersebut. Untuk menurunkan dosis gamma menjadi sekitar 0,01 mSv/jam pada jarak 100 cm dari dinding perisai dibutuhkan tebal perisai barites sekitar 125 cm, tebal perisai Limonite Brookhaven sekitar 100 cm dan perisai Limonite Steel Punchings CP-5 Shield tebal sekitar 90 cm. Tabung berkas neutron yang terbuka akan mengakibatkan dosis sampai $1,6 \times 10^3$ mSv/jam. Efektivitas penurunan dosis berbanding lurus dengan densitas material perisainya. Pada saat tabung berkas neutron digunakan, dosis di depan tabung berkas neutron cukup tinggi sehingga perlu diberi tambahan perisai radiasi agar di ruang kerja tetap memenuhi kriteri batas keselamatan.

Kata kunci: Reaktor riset, sumber gamma, perisai radiasi, MCNPX, tabung berkas neutron

ABSTRACT

ANALYSIS OF GAMMA DOSE IN THE OUTSIDE OF SHIELDING WALL OF RESEARCH REACTOR.

In the construction of a research reactor radiation shielding needed to reduce the radiation from the reactor core into area where is to be used to work of the operating personnel, users of the reactor, as well as possible the people who enter the area. The purpose of this study was to obtain a dose reduction effectiveness of shielding materials based on the composition and density. The gamma sources originating from the reactor core and reflector. The three kinds of shielding is selected based on the type of radiation shield that has been used in several research reactors. Gamma dose is calculated using MCNPX program package by varying the wall thickness and type of radiation shielding. From the results of gamma dose calculations may be selected the type and thickness of radiation shielding required for the research reactor. To reduce the gamma dose to about 0,01 mSv/hr at a distance of 100 cm from the shield wall shield is required barites shielding about 125 cm Brookhaven Limonite shielding about 100 cm and Limonite Punchings CP-5 Steel Shield shielding about 90 cm thicknesses. Neutron beam tube that is open will result in doses up to 1.6×10^3 mSv/hr. The effectiveness of dose reduction is proportional to the density of the shield material. At the time of the neutron beam tubes are used, the dose in front of the neutron beam tube is high enough so is needed an additional radiation shielding to meet safety limit criteria.

Keywords: Research reactor, gamma source, radiation shielding, MCNPX, neutron beam tube.

PENDAHULUAN

Pengoperasian reaktor menimbulkan dampak radiasi yang tersebar ke daerah sekelilingnya. Untuk menurunkan dosis radiasi maka di sekitar teras reaktor dilengkapi dengan perisai radiasi. Untuk itu perlu dilakukan perhitungan dosis radiasi dengan berbagai macam dan tebal perisai. Dari dosis hasil perhitungan ini bisa ditentukan kandidat jenis dan tebal perisai radiasi untuk reaktor tersebut.

BATAN saat ini mengelola 3 buah reaktor riset yaitu reaktor TRIGA 2000 di Bandung, Reaktor Kartini di Yogyakarta dan RSG-GAS di Serpong. Pada tahun 2020 mendatang ketiga reaktor ini telah berumur lebih dari 33 tahun^[1]. Dengan alasan itu, BATAN melakukan kajian pembangunan reaktor riset tipe pelat^[2]. Kajian tentang reaktor baru ini seperti tertuang dalam RENSTRA BATAN tahun 2010-2014 yang mengamanatkan pengajian reaktor riset baru^[3].

Kriteria yang dituntut adalah pemenuhan manfaat dan penggunaan reaktor riset yang ditujukan pada aplikasi *beam tube*, produksi radio isotop, iradiasi batu (*gemstone colorization*) dan produksi semikonduktor dengan metode *Neutron Transmutation Doping* (NTD). Untuk itu reaktor riset didesain dengan fluks neutron termal sekitar $5,0 \times 10^{14}$ n/cm²/s dan fluks neutron cepat sekitar $4,0 \times 10^{14}$ n/cm²/s dengan daya yang serendah mungkin^[1]. Reaktor riset baru ini menggunakan jenis bahan bakar UMo dengan kerapatan 7 gU/cc, daya 20 MWt dan lama operasi 80 hari.

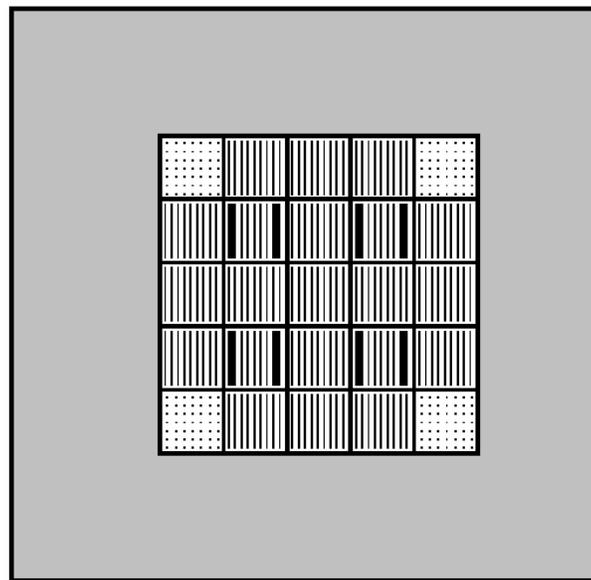
Aspek keselamatan para pekerja di sekitar teras reaktor dijamin dengan adanya perisai radiasi yang memadai untuk melindungi personil dari paparan radiasi yang dipaparkan dari sumber dalam reaktor. Batasan paparan radiasi yang diperbolehkan untuk personil telah diatur oleh badan pengawas tenaga nuklir^[4]. Dalam makalah ini dibatasi hanya membahas dosis radiasi gamma di luar dinding perisai radiasi saja, tidak termasuk dosis dari radiasi neutron. Tujuan penelitian ini adalah untuk memperoleh efektivitas penurunan dosis dari bahan perisai berdasarkan komposisi dan densitasnya.

Untuk menentukan efektifitas penahanan radiasi oleh perisai radiasi dilakukan perhitungan dosis di luar perisai radiasi. Kuat sumber gamma terdiri atas kuat sumber gamma dari dalam teras dan kuat sumber gamma dari reflektor. Perisai radiasi dipilih berdasarkan komposisi dan densitasnya sedangkan tebal perisai divariasikan. Perhitungan dosis menggunakan paket program MCNPX. Dengan memvariasikan tebal perisai akan diperoleh nilai dosis yang bervariasi berdasarkan tebal perisai radiasinya. Dari hasil perhitungan ini bisa dievaluasi tebal dosis yang memenuhi kriteria keselamatan dan nilai toleransinya.

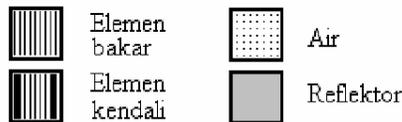
Analisis dosis gamma di luar dinding perisai radiasi terhadap RSG-GAS dengan teras silisida kerapatan 4,8 gU/cm³ telah dilakukan^[5]. Reaktor tersebut didesain menggunakan dua lapis dinding perisai radiasi, yaitu dinding dalam dengan beton berat densitas 3,5 g/cm³ dan dinding luar dengan beton biasa densitas 2,54 g/cm³.

TEORI

Kandidat reaktor riset tipe pelat yang dianalisis adalah reaktor riset dengan bahan bakar UMo, dengan konfigurasi teras reaktor seperti pada Gambar 1. Teras terdiri dari 17 elemen bakar jenis pelat, 4 buah posisi iradiasi dan 4 buah batang kendali, disusun dalam susunan matrik 5x5 elemen bakar. Teras dikelilingi oleh reflektor Berilium dengan tebal 19,25 cm. Searah radial dari titik tengah teras dikelilingi oleh perisai radiasi. Tebal dan jenis perisai divariasikan untuk mendapatkan tebal perisai yang optimal untuk menahan radiasi. Antara reflektor dan perisai radiasi diisi dengan air pendingin primer yang juga berfungsi sebagai penahan radiasi tambahan.



Keterangan



Gambar 1. Teras reaktor riset tipe pelat dengan jumlah elemen bakar 17 buah

Kuat sumber radiasi gamma dalam kondisi reaktor dioperasikan adalah gamma tangkapan radiatif, gamma hasil fisi spontan dan gamma hasil peluruhan^[5]. Kuat sumber ini merupakan fungsi dari daya reaktor, untuk reaktor riset adalah 20 MWt.

Kuat sumber tangkapan radiatif adalah:

$$S_{tr} = \sum_{j=1}^l \sum_{i=1}^k Q_i \times p_{ij} \dots\dots\dots (1)$$

dengan:

- S_{tr} = Kuat sumber tangkapan radiatif,
- Q_i = Laju reaksi tangkapan radiatif untuk nuklida ke-i untuk daya reaktor 20 MWt (reaksi/detik)
- p_{ij} = Cacah foton gamma yang dipancarkan nuklida ke-i dalam kelompok tenaga j

Kuat sumber gamma dari hasil pembelahan spontan didekati dengan korelasi sebagai berikut dalam Tabel 1.

Tabel 1. Kuat sumber gamma pembelahan spontan

Rentang energi (MeV)	0-1	1-2	2-3	3-4	4-6	6-8
Cacah Foton per pembelahan	5,2	1,52	0,520	0,170	0,0775	0,00868

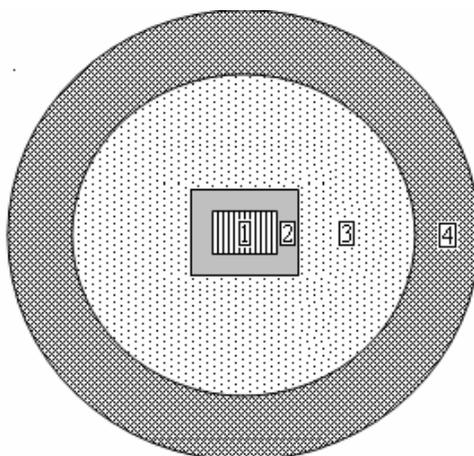
Laju pembelahan (*fission rate, f_r*) dalam reaktor adalah:

$$f_r = 2,7 \times 10^{21} \times P \text{ pembelahan/hari(2)}$$

dengan P adalah daya reaktor dalam MWt.

Kuat sumber gamma hasil peluruhan dihitung menggunakan paket program ORIGEN-2.

Geometri reaktor seperti pada Gambar 1 beserta kolam air pendingin dan perisai radiasi dimodelkan seperti pada Gambar 2 dan dengan geometri dan komposisi seperti pada Tabel 2.



Keterangan

1. Teras 2. Reflektor 3. Kolam air pendingin 4. Perisai radiasi

Gambar 2. Pemodelan reactor untuk perhitungan dosis radiasi di luar perisai radiasi.

Tabel 2. Geometri dan komposisi komponen.

	Geometri (cm)	Komposisi	Berat (gram)
Teras	40,5×38,55×62,5	H	7450
		O	59598
		U235	13900
		U238	56231
		Mo	5523
		Al	50733
		Mg	833
		Ag	8537
		In	1601
		Cd	534
Reflektor	Tebal 19,25	D ₂ O	
Kolam air pendingin	Diameter 500	H ₂ O	
Perisai radiasi	Diameter luar variatif	Tabel 3.	

Dalam kasanah penggunaan perisai radiasi untuk reaktor riset telah dikenal beberapa jenis perisai radiasi^[6]. Untuk mendapatkan jenis perisai radiasi yang optimum, dipilih 3 jenis perisai yang mempunyai densitas terendah, tengah dan tertinggi, yaitu: Barites, Limonite Brookhaven dan Limonite Steel Punchings CP-5 Shield dengan komposisi nuklida seperti dalam Tabel 3. Tebal perisai radiasi dipilih mulai dari 50 cm s/d 200 cm untuk mendapatkan variasi dosis berdasarkan ketebalan perisai radiasi.

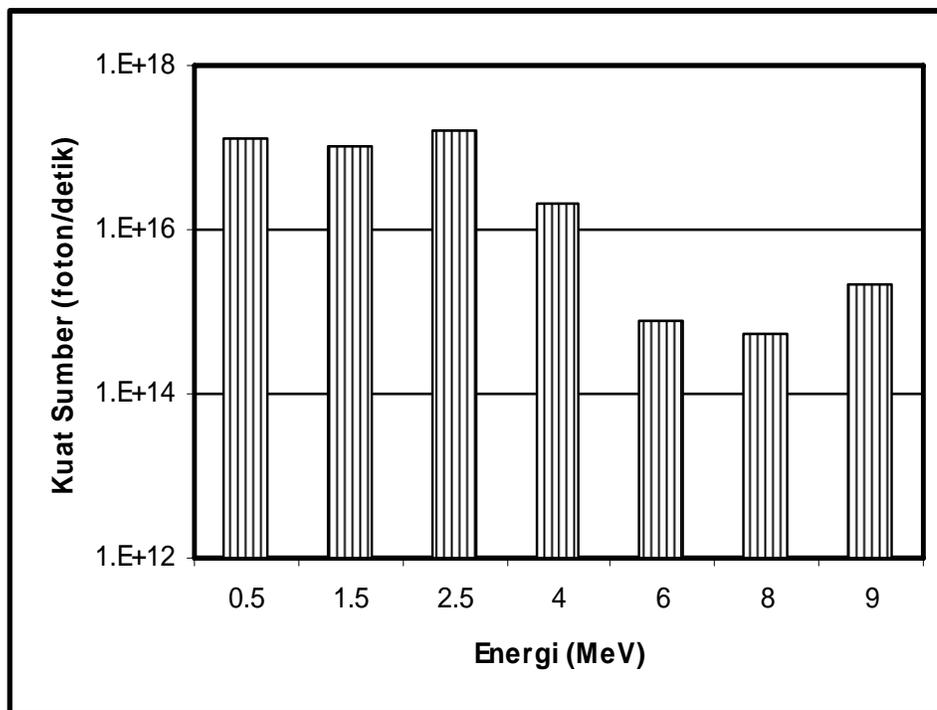
Dari data kuat sumber, densitas dan komposisi material, model geometri reaktor dan tebal perisai terpilih dilakukan perhitungan dosis radiasi gamma menggunakan paket program MCNPX. Hasil perhitungan ini berupa dosis radiasi di luar dinding perisai radiasi pada jarak 100 cm dari dinding. Dari nilai dosis-dosis ini dibuat grafik dosis vs tebal perisai radiasi untuk ketiga jenis perisai radiasi. Dari grafik ini bias dipilih tebal perisai radiasi yang memenuhi criteria keselamatan dan toleransi ketebalan dinding yang dipilih.

Tabel 3. Komposisi nuklida dan densitas perisai^[6].

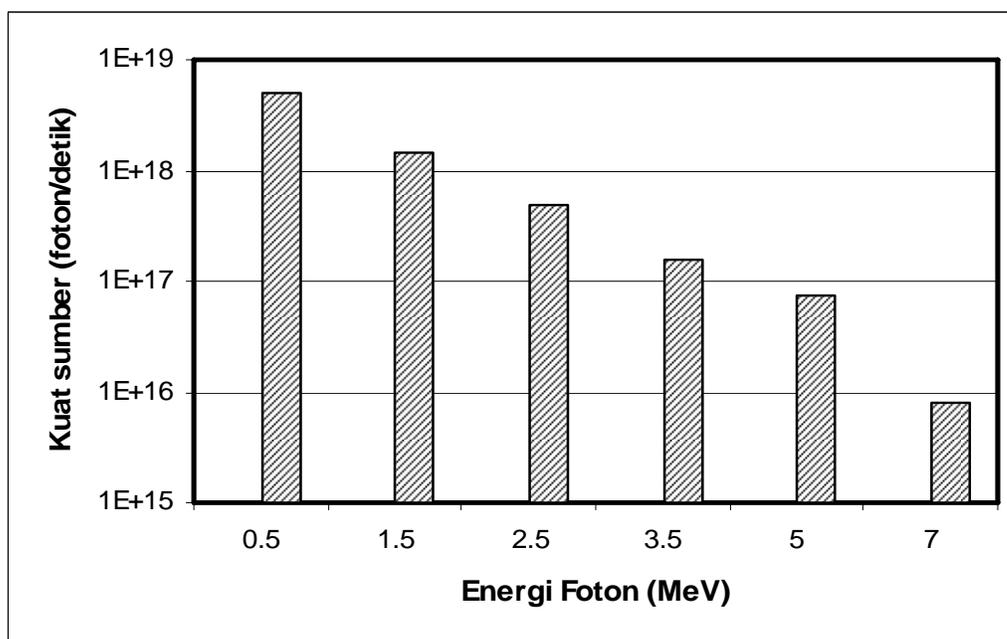
Nuklida	Barites (gram/cm ³)	Limonite Brookhaven (gram/cm ³)	Limonite Steel Punchings CP-5 Shield (gram/cm ³)
H	0,02430	0,02110	0,19480
O	1,14000	0,76300	0,79900
Mg	0,00396	0,00800	0,00700
Al	0,01830	0,02130	0,02880
Si	0,03520	0,05890	0,06660
K	0,36100	0,00350	0,00430
Ca	0,16830	0,25900	0,26100
V	0,15917	3,05500	0,00430
Fe	1,55100	0,06700	3,42120
Zn	-	-	0,00430
Densitas (g/cm ³)	3,46	4,25	4,79

HASIL DAN PEMBAHASAN

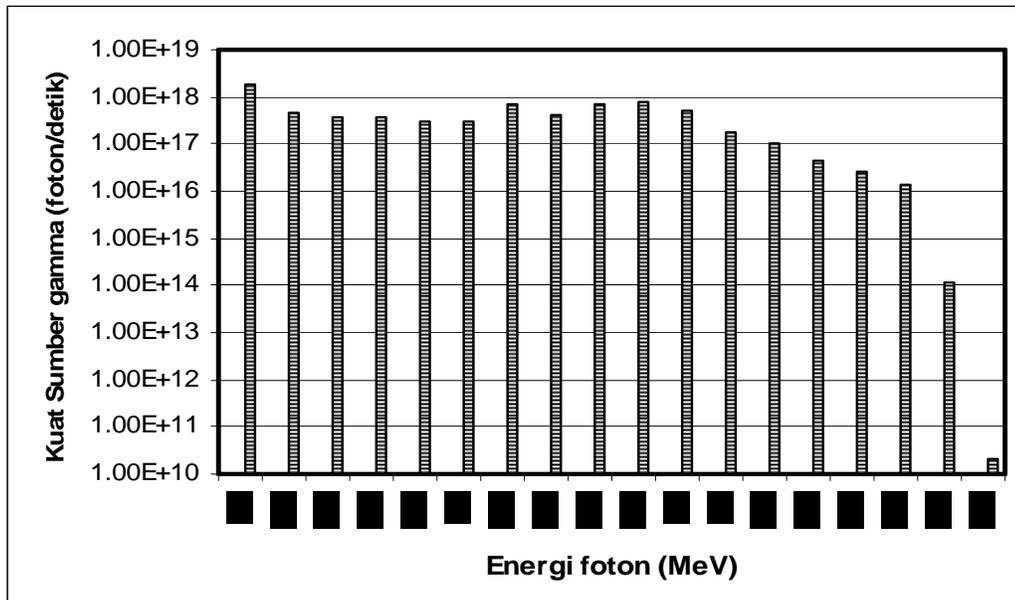
Dengan menggunakan persamaan (1) untuk menghitung sumber foton tangkapan radiatif, persamaan (2) untuk menghitung foton hasil fisi spontan dan menggunakan paket program ORIGEN untuk menghitung kuat sumber peluruhan. Diperoleh kuat sumber tangkapan radiatif seperti pada gambar 3, kuat sumber foton hasil fisi seperti pada gambar 4 dan kuat sumber peluruhan dalam teras seperti pada gambar 5.



Gambar 3. Kuat sumber foton tangkapan radiatif



Gambar 4. Kuat sumber foton gamma pembelahan spontan

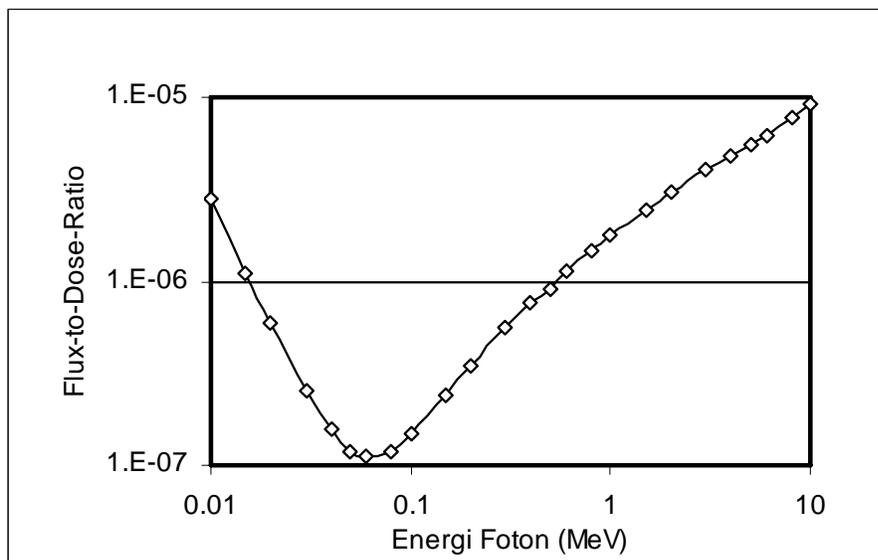


Gambar 5. Kuat sumber foton peluruhan

Kuat sumber foton di reflektor diperoleh dari tangkapan radiatif oleh Berilium dan peluruhan aktivasi berikut dalam Tabel 4.

Tabel 4. Kuat sumber foton di reflektor berilium

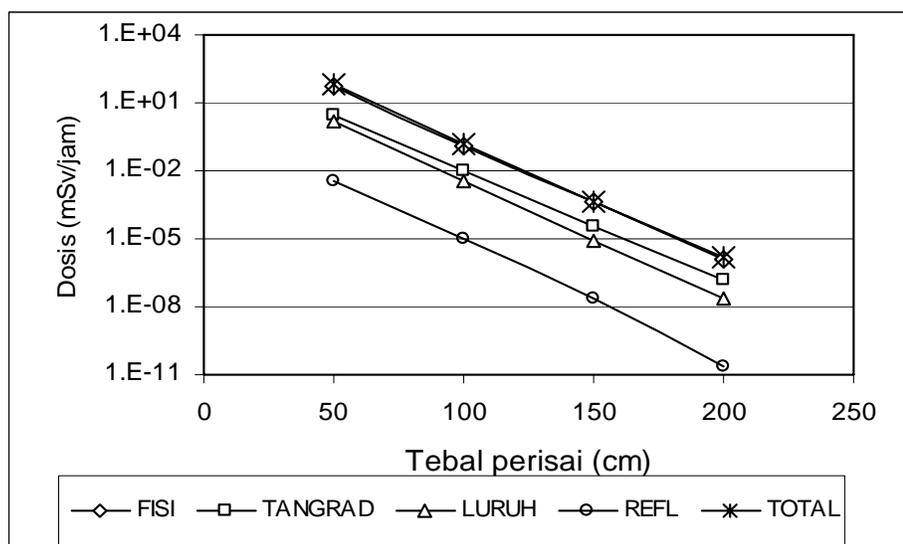
Energi (MeV)	0,5	1,5	2,5	3,5	4,5	5,5	6,5	7,5	8,5
Kuat sumber	1,7E+10	9,0E+06	2,5E+06	1,9E+06	8,9E+05	8,9E+05	1,9E+05	1,9E+05	3,2E+04



Gambar 6. Nilai perbandingan konversi fluks ke dosis.

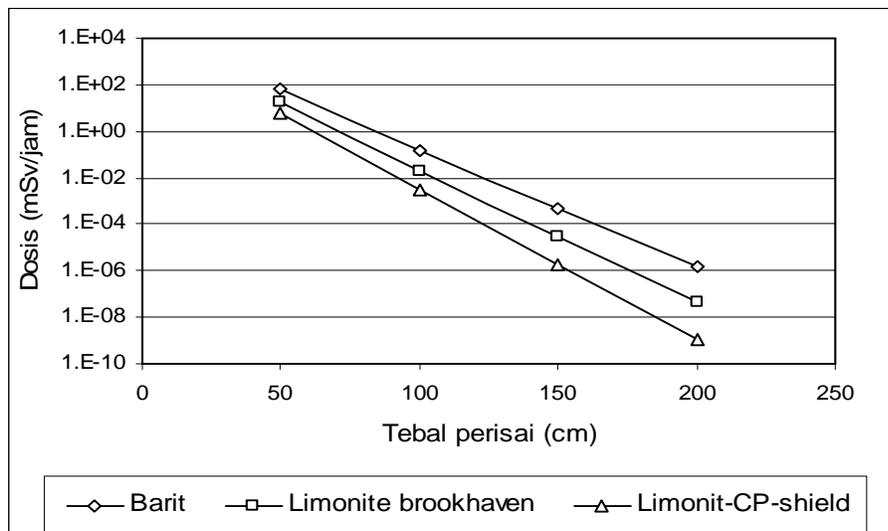
Fluks foton gamma di luar dinding perisai radiasi dihitung dengan paket program MCNPX^[7,8]. Karena rentang energi masing-masing sumber tidak sama, maka masing-masing sumber dihitung secara terpisah. Untuk memperoleh nilai dosis, harga fluks dikalikan dengan faktor pembobot fluks ke dosis (*flux to dose conversion ratio*) menurut ICRP 21 seperti pada Gambar 6^[7].

Gambar 7 menunjukkan dosis dari sumber-sumber foton tangkapan radiatif (TANGRAD), hasil fisi (FISI), peluruhan teras selama reaktor beroperasi (LURUH) dan sumber foton dari reflektor (REFL) sebagai fungsi tebal perisai jenis barites. Dosis dihitung pada titik jarak 100 cm dari dinding pada bidang tengah teras. Dosis terbesar adalah berasal dari sumber foton hasil pembelahan spontan (fisi) diikuti dengan gamma tangkapan radiatif, foton gamma peluruhan dan sumber foton dari reflektor.



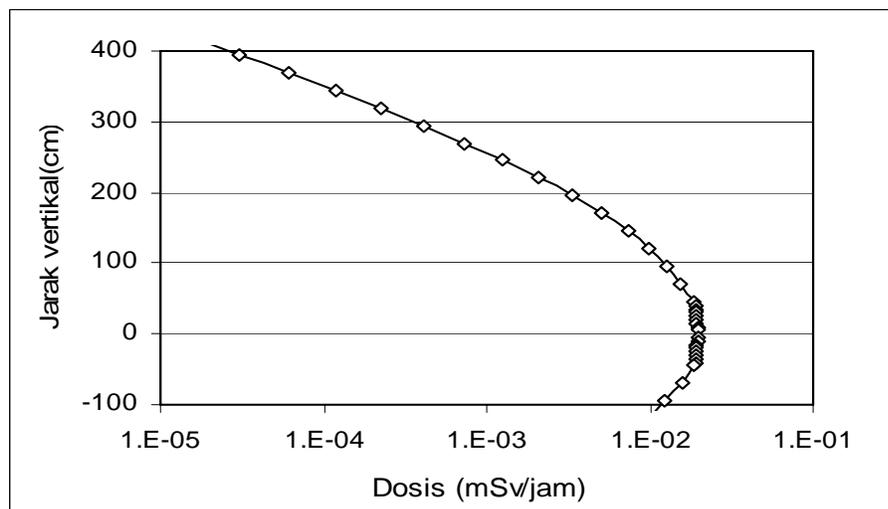
Gambar 7. Grafik dosis di luar dinding sebagai fungsi tebal perisai barites dengan berbagai sumber gamma di reaktor.

Gambar 8 menunjukkan dosis di luar dinding dari 3 jenis perisai yaitu perisai barites, Limonite Brookhaven, Limonite Steel, Punchings CP-5 Shield. Untuk mendapatkan dosis di bawah 0,01 mSv/jam dibutuhkan tebal perisai barites sekitar 125 cm, tebal perisai Limonite Brookhaven sekitar 110 cm dan perisai Limonite Steel Punchings CP-5 Shield tebal sekitar 90 cm.



Gambar 8. Grafik dosis di luar dinding dari perisai barites, Limonite Brookhaven, Limonite Steel, Punchings CP-5 Shield sebagai fungsi tebal perisai.

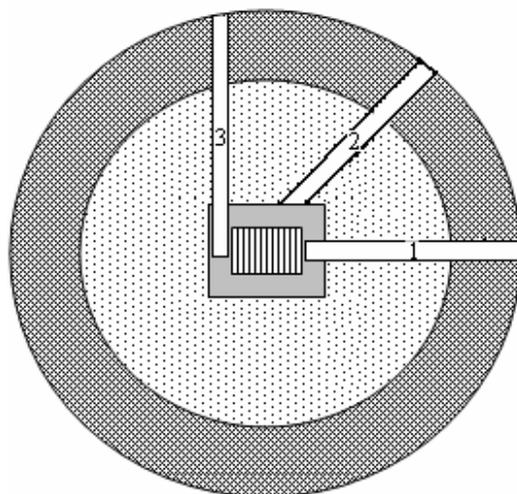
Gambar 9 menunjukkan kurva dosis arah vertikal/sejajar dengan bidang permukaan sejauh 100 cm dari dinding perisai Limonite Steel Punchings CP-5 Shield tebal 100 cm. Dosis di titik pada satu bidang tengah teras merupakan dosis tertinggi. Pada ketinggian sejajar teras dengan ketinggian 62,5 cm, nilai dosis terlihat agak seragam dengan penurunan kurang dari 10% sedangkan pada ketinggian di atas atau di bawah teras penurunan dosis cukup signifikan, yaitu sekitar 6,7% setiap beda tinggi 10 cm.



Gambar 9. Kurva dosis arah vertikal di luar dinding sejauh 100 cm dari Perisai Limonite Steel Punchings CP-5 Shield tebal 100 cm

Dosis gamma pada tabung berkas neutron

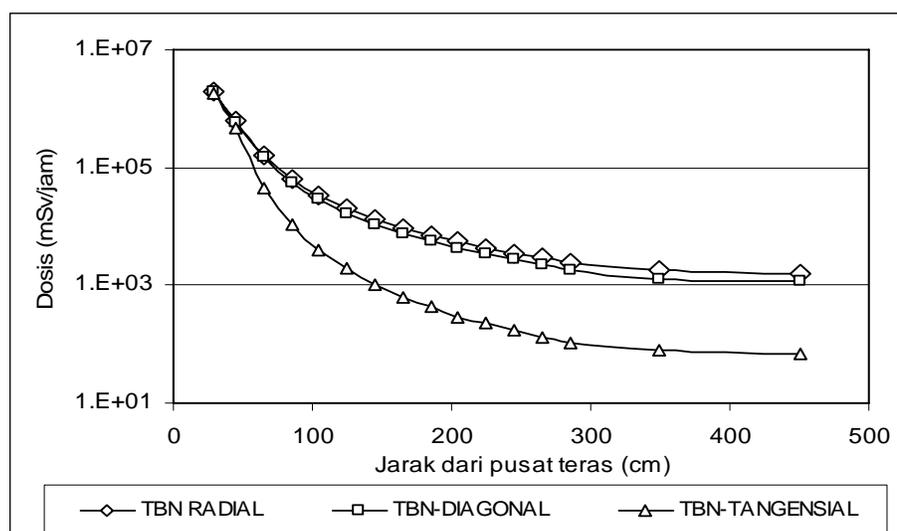
Pada umumnya reaktor riset mempunyai fasilitas tabung berkas neutron yang digunakan untuk mengunduh fluks neutron yang cukup tinggi untuk keperluan iradiasi di luar teras. Tabung berkas neutron biasanya berposisi radial, diagonal dan tangensial terhadap teras menembus sampai perisai radiasi seperti pada Gambar 10. Diameter tabung berkas neutron ditentukan sebesar 14 cm berisi udara. Dengan adanya tabung berkas neutron ini maka terjadi fluks gamma yang cukup tinggi di mulut tabung berkas neutron di dinding luar perisai radiasi.



Keterangan tabung berkas neutron
1. Radial 2. Diagonal 3. Tangensial

Gambar 10. Posisi dan geometri tabung berkas neutron

Perhitungan dosis gamma di sepanjang 3 macam tabung berkas neutron itu dengan program MCNPX diperoleh dosis seperti pada Gambar 11.



Gambar 11. Kurva dosis sepanjang tabung berkas neutron dari permukaan reflektor sampai dengan posisi 100 cm di luar perisai radiasi.

Walaupun penurunan dosis sepanjang tabung berkas neutron cukup signifikan seperti terlihat pada Gambar 11, dosis di luar perisai radiasi masih sangat tinggi yaitu $1,6 \times 10^3$ mSv/jam pada tabung berkas neutron radial, $1,2 \times 10^3$ mSv/jam pada tabung berkas neutron diagonal dan $7,1 \times 10^1$ mSv/jam pada tabung berkas neutron tangensial. Oleh karena itu penggunaan tabung berkas neutron menuntut tambahan sumbat (*plug*) yang memadai atau tambahan perisai di luar dinding agar dosis di ruang kerja sekitarnya menjadi cukup aman untuk pekerja, sesuai dengan model penggunaan tabung berkas neutron itu.

KESIMPULAN

1. Efektivitas penurunan dosis berbanding lurus dengan densitas material perisainya.
2. Pada arah vertikal dosis pada posisi sejajar teras relatif seragam, sedangkan di ketinggian di luar bidang teras penurunan dosis cukup signifikan.
3. Perlu *plug* atau tambahan perisai pada saat tabung berkas neutron digunakan.

DAFTAR PUSTAKA

- [1]. HASTUTI, E. P., dkk., User Criteria Document (UCD) Reaktor Riset Inovatif, Dokumen Teknis PTRKN 2010, BATAN-RKN-06-2010, (2010)
- [2]. ANONIM, Undang-undang Ketenaga-nukliran Republik Indonesia No.10/1997, (1997).
- [3]. ANONIM, Rencana strategik BATAN Tahun 2010-2014, Sub Kegiatan Pengembangan Pemanfaatan Reaktor riset dan Verifikasi Desain Teras Reaktor Daya PWR, (2010).
- [4]. PERATURAN PEMERINTAH NO. 43 TAHUN 2006, tentang perizinan reaktor nuklir, (2006)
- [5]. ARDANI, Analisis Dosis Gamma RSG-GAS Dengan Teras Silisida Kerapatan $4,8 \text{ gU/cm}^3$ Menggunakan MCNP, Jurnal Ganendra, PTAPB, February 2, (2011).
- [6]. JAEGER, R.G., BLIZARD, A.B., GROTENHUIS, M., Engineering Compendium on Radiation Shielding, Springer-Verlag, New York, (1968).
- [7]. MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, X-5, Monte Carlo Team, Los Alamos National Laboratory, April 24, (2003).
- [8]. TORRES, D.A., Mottelles, R. D., Sweezy, J. E., Comparison of MCNP-5 and Experimental Results on Neutron Shielding Effets for Material, LA-UR-04-0122, Annual Meeting of the American Nuclear Society, June 13-17, 2004, Pittsburgh,PA, (2004).

DISKUSI/TANYA JAWAB:

1. PERTANYAAN: (Ikhsan, Mahasiswa UPI)

- Perisai harus hanya satu lapis atau bisa banyak lapis?

JAWABAN: (Ardani, PTRKN-BATAN)

- *Bisa dibuat banyak lapis atau satu lapis, kalau dua lapis misalnya satu lapis merupakan perisai yang efektif untuk menurunkan intensitas neutron, kalau hanya satu lapis dipilih perisai yang efektif untuk menurunkan intensitas gamma maupun neutron.*

2. PERTANYAAN: (Ratih, Mahasiswa UPI)

- Apa bedanya dosis dengan intensitas

JAWABAN: (Ardani, PTRKN-BATAN)

- Dosis adalah jumlah energi radiasi yang diserap oleh tiap satuan massa bahan dinyatakan dalam satuan $\text{rad} = 10^{-2} \text{ J/Kg}$, Intensitas adalah energi atau jumlah foton atau partikel sembarang radiasi yang tiba pada satu satuan luas atau yang menembus satu satuan bahan bakar padat persatuan waktu.*