

DESAIN AWAL PERISAI RADIASI DAN ANALISIS LAJU DOSIS DI DAERAH KERJA REAKTOR RISET INOVATIF MENGGUNAKAN MCNPX

Amir Hamzah

Pusat Teknologi Reaktor dan Keselamatan Nuklir (PTRKN) – BATAN
Kawasan PUSPIPTEK Gd. 80, Serpong, Tangerang Selatan, BANTEN 15310.
E-mail: ahamzah@batan.go.id

ABSTRAK

DESAIN AWAL PERISAI RADIASI DAN ANALISIS LAJU DOSIS DI DAERAH KERJA REAKTOR RISET INOVATIF MENGGUNAKAN MCNPX. Sesuai dengan renstra PTRKN yang diantaranya adalah diperolehnya desain konseptual reaktor riset inovatif. Dari segi teras reaktor, desain konseptual tersebut meliputi desain teras, desain termohidrolik dan desain perisai radiasi. Tujuan utama dalam penelitian ini adalah desain perisai dan analisis laju dosis radiasi untuk mendapatkan kondisi yang memenuhi batas keselamatan radiasi di daerah kerja reaktor riset inovatif. Analisis laju 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 berupa beton biasa dengan ketebalan 200 cm. Hasil analisis menunjukkan bahwa desain perisai tersebut menghasilkan laju dosis maksimum 15,34 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ di dekat dinding perisai radiasi di daerah balai eksperimen. Laju dosis tersebut telah memenuhi batas keselamatan radiasi yang ditentukan oleh Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN).

Kata kunci: Reaktor riset inovatif, perisai radiasi, laju dosis, MCNPX.

ABSTRACT

RADIATION SHIELD PRELIMINARY DESIGN AND ANALYSIS OF DOSE RATE IN THE WORKING AREA OF INNOVATIVE RESEARCH REACTOR USING MCNPX. In accordance with the PTRKN strategic plan, it was obtained the conceptual design of innovative research reactor. In terms of the reactor core, the conceptual design of the core design, thermohydraulic design and radiation shield design. The main objective of this research is the design of the shield and analysis of radiation dose rate to obtain boundary conditions that meet radiation safety in the work area of innovative research reactor. Analysis of the radiation dose rate is calculated using MCNPX program package by varying the wall thickness and type of radiation shielding. From the calculation of gamma dose can be selected type and thickness of radiation shielding required for a research reactor in the form of ordinary concrete with a thickness of 200 cm. The analysis showed that the shield design produces maximum dose rate 15.34 $\mu\text{Sv}/\text{hour}$ in near the shield wall in the experiment hall. The dose rate in compliance with radiation safety limits set by the Nuclear Energy Regulatory Agency (BAPETEN).

Keywords: Innovative research reactor, radiation shielding, dose rate, MCNPX.

PENDAHULUAN

Salah satu tugas dan fungsi PTRKN seperti yang tertuang di dalam renstra[1] diantaranya adalah diperolehnya desain konseptual reaktor riset inovatif. Dari segi teras reaktor, desain konseptual tersebut meliputi desain teras, desain termohidrolik dan desain perisai radiasi. Tujuan utama dalam penelitian ini adalah desain perisai dan analisis laju dosis radiasi untuk mendapatkan kondisi yang memenuhi batas keselamatan radiasi di daerah kerja reaktor riset inovatif. Konfigurasi teras telah dirancang oleh kelompok neutronik menggunakan bahan bakar UMo dengan tingkat muat tinggi. Teras kompak dengan tingkat muat dan daya tinggi akan menjadikan teras sebagai sumber radiasi yang tinggi sehingga diperlukan suatu rancangan perisai sekaligus analisis laju dosis radiasi tersebut agar memenuhi ketentuan batasan keselamatan radiasi bagi pekerja dan lingkungan.

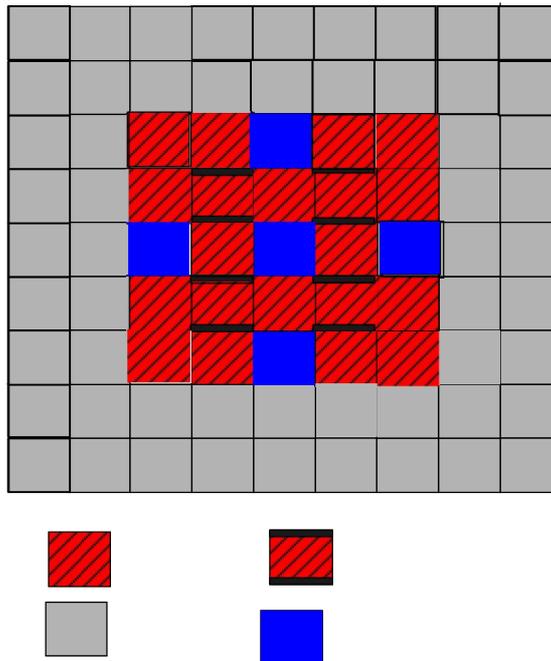
Program MCNPX[2] digunakan sebagai perangkat analisis pada riset ini untuk mendesain perisai dan analisis laju dosis radiasi reaktor riset inovatif. Program MCNPX membutuhkan masukan ukuran geometri dan komposisi semua material yang terlibat di dalam analisis. Program VisEd[3] yang merupakan bagian dari paket program MCNPX digunakan untuk membuat model objek analisis dan

sekaligus untuk mengecek kebenaran input program MCNPX yang telah dibuat. Teras yang telah didesain adalah teras kompak dalam dimensi 5 x 5 menggunakan jenis bahan bakar UMo dengan kerapatan 8,3 gU/cc (tingkat muat 700 gU235/perangkat bahan bakar), daya 20 MWt dan lama operasi 30 hari[4,5].

Pengoperasian reaktor tersebut menimbulkan dampak radiasi yang menyebar ke daerah sekelilingnya. Untuk menurunkan dosis radiasi maka di sekitar teras reaktor dirancang perisai dan analisis laju dosis radiasi di daerah kerja. Dari dosis hasil analisis ini ditentukan kandidat jenis dan geometri perisai radiasi pada reaktor tersebut. Aspek keselamatan para pekerja di sekitar teras reaktor dijamin dengan adanya perisai radiasi yang memadai untuk melindungi personel dari paparan radiasi yang dipaparkan dari sumber dalam reaktor. Batasan paparan radiasi yang diperbolehkan untuk personel telah diatur oleh badan pengawas tenaga nuklir[6].

TEORI

Reaktor riset inovatif yang telah dirancang dengan tipe pelat berbahan bakar UMo, dengan konfigurasi teras reaktor seperti pada Gambar 1. Teras terdiri dari 17 perangkat elemen bakar, 4 buah posisi iradiasi dan 4 buah batang kendali, disusun dalam susunan matrik 5x5. Teras dikelilingi oleh reflektor berilium dengan tebal 19,25 cm (2 posisi elemen bakar sekelilingnya), sehingga total menjadi teras dengan matrik 9x9. Searah radial dari titik tengah teras dikelilingi oleh perisai radiasi mulai dari perisai air pendingin, perisai beton hingga dinding gedung reaktor. Tebal dan jenis perisai divariasi untuk mendapatkan tebal perisai yang optimal untuk menahan radiasi agar terjamin keselamatan radiasi bagi pekerja dan lingkungan. Reaktor dengan jenis bahan bakar UMo dirancang berkerapatan 8,3 gU/cc, daya 20 MWt dan lama operasi 30 hari[5].



Gambar 1. Teras reaktor dengan pengosongan ditengah dan pinggir tengah teras[5]

Kuat sumber radiasi gamma dalam kondisi reaktor dioperasikan adalah gamma tangkapan radiatif, gamma hasil fisi spontan dan gamma hasil peluruhan[7]. Kuat sumber ini merupakan fungsi dari daya reaktor. Besarnya kuat sumber tangkapan radiatif adalah:

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

dengan:

S_{gr} = 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 sebagai berikut dalam Tabel 1.

Tabel 1. Kuat sumber pembelahan spontan

Rentang energi (MeV)	0 - 1	1 - 2	2 - 3	3 - 4	4 - 6	6 - 8
Cacah foton/fisi	5,2	1,52	0,52	0,17	0,0775	0,00868

Laju pembelahan (fission rate, fr) dalam reaktor adalah:

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

dengan P adalah daya reaktor dalam MWt.

Kuat sumber hasil peluruhan dihitung menggunakan paket program ORIGEN-2 berdasarkan data-data teras, daya dan lama operasinya.

METODOLOGI

Untuk mendapatkan hasil analisis yang dikehendaki, dalam penelitian ini dilakukan beberapa tahap, yaitu: pertama perhitungan komposisi semua komponen teras, perisai dan bahan lainnya. Komposisi semua komponen tersebut dalam penelitian ini berupa fraksi massa atau persen berat dari massa totalnya. Kerapatan material campuran seperti teras yang terdiri dari bahan uranium, oksigen, molibdenum dan lain-lain dihitung secara total dan dibagi dengan volume totalnya.

Tahap kedua adalah penentuan kuat sumber teras yaitu kuat sumber tangkapan radiatif, pembelahan spontan secara analitik dan hasil peluruhan menggunakan program ORIGEN. Besarnya kuat sumber tangkapan radiatif dihitung berdasarkan persamaan (1) sedangkan kuat sumber hasil pembelahan spontan dihitung berdasarkan persamaan (2). Dalam perhitungan ke tiga kuat sumber tersebut diperlukan masukan daya yaitu 20 MW dan lama operasi semalam 30 hari dan komposisi teras yang telah diselesaikan pada tahap pertama.

Tahapan berikutnya adalah pemodelan teras, perisai menggunakan program VisEd dan penentuan posisi hasil analisis laju dosis. Pemodelan reaktor ini dilakukan secara iteratif dengan analisis laju dosis pada tahap ke-4. Proses *try and error* dilakukan dengan melakukan variasi ketebalan persai air dan perisai beton hingga diperoleh hasil laju dosis yang lebih kecil dari nilai batas keselamatan radiasi yang ditentukan oleh Badan Pengawas Tenaga Nuklir.

Tahap akhir adalah analisis menggunakan program MCNPX. Masukan yang dipersiapkan adalah pendefinisian sel, pendefinisian sel dan kendali serta komposisi sel. Kriteria pengentian penjalanan program MCNPX diantaranya adalah simpangan baku 1σ dengan $R < 0,05$, *variance of variance* (VOV) $< 0,1$ dan *figure of merit* (FOM) relatif konstan.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Geometri dan komposisi semua komponen reaktor termasuk persai radiasi yang merupakan hasil desain yang dibuat di dalam penelitian ini dimuat di dalam Tabel 2. Komposisi semua komponen tersebut pada tabel 2 merupakan nilai fraksi massa atau persen berat. Kerapatan semua komponen yang menjadi masukan pada kartu sel untuk teras, reflektor Be, perisai air pendingin dan perisai beton masing-masing sebesar 2,1, 1,85, 1,0 dan 2,3 g/cm³. Geometri teras dan reflektor mengacu pada hasil desain teras[5] yang telah dibuat sedangkan geometri perisai air pendingin dan perisai beton merupakan desain dari hasil penelitian ini.

Tabel 2 Geometri dan komposisi teras dan hasil desain perisai radiasi

Komponen	Geometri (cm)	Unsur	Komposisi (%w)
Teras[4]	40,5×38,55×62,5	H	0,036
		O	0,250
		U	0,341
		Mo	0,027
		Al	0,248
		Mg	0,004
		Ag	0,043
		In	0,008
		Cd	0,003
Reflektor[4]	Tebal 19,25	Be	1,000
Perisai air pendingin	Diameter 500	H ₂ O, H	0,1112
	Tinggi 1000	O	0,8888
Perisai beton	Tebal 200	H	0,010
		O	0,532
		Na	0,029
		Al	0,034
		Si	0,337
		Ca	0,044
		Fe	0,014

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 yang dimuat di dalam Tabel 3. Apabila diamati, kuat sumber teras raktor saat beroperasi, sumber gamma yang paling besar berasal dari proses pembelahan spontan (a.). Namun saat reaktor padam, sumber gamma yang berasal dari proses pembelahan spontan (a.) dan tangkapan radiatif (b.) tidak ada lagi yang tinggal hanya berasal dari proses peluruhan bahan produk fisi (c.). Pada penelitian ini dianalisis menggunakan semua sumber gamma tersebut. Akan tetapi sumber gamma yang berasal dari aktivitas N-16 belum diperhitungkan dengan pertimbangan bahwa parikel N-16 dalam beberapa detik sudah terbawa ke kamar tunda. Sedangkan kamar nunda diposisikan ditempat yang jauh dari posisi daerah kerja dan juga mempunyai perisai yang berlapis.

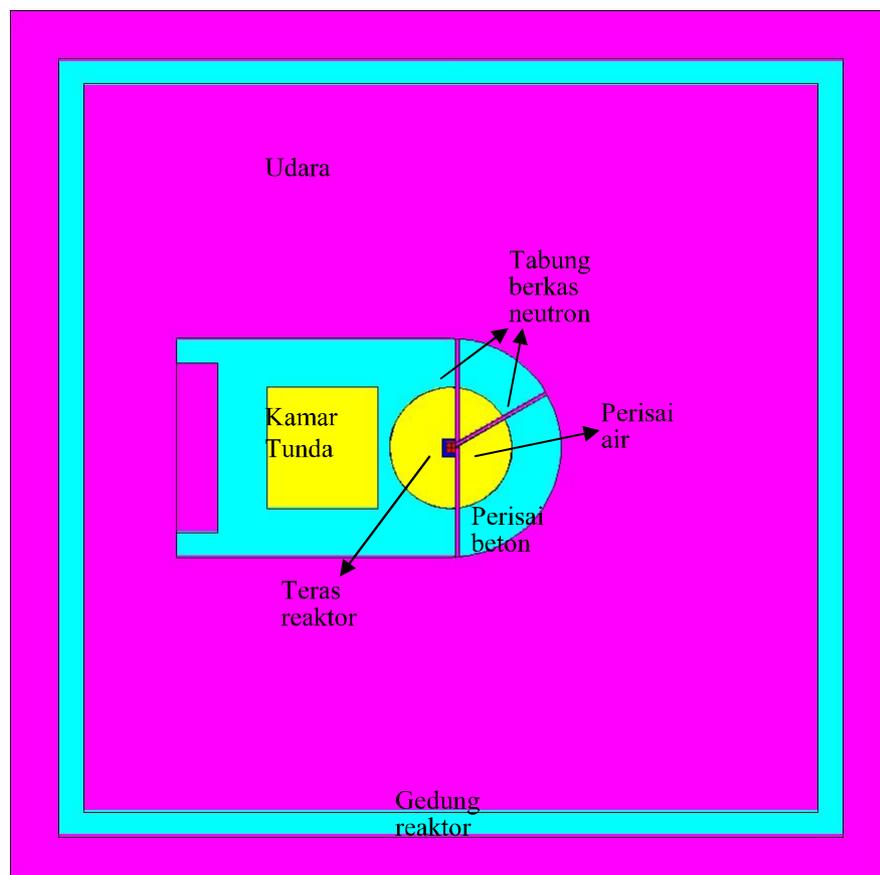
Tabel 3. Kuat Sumber Gamma pada akhir operasi (foton/detik)

Energi rerata		Energi rerata	
a. Pembelahan spontan		c. Peluruhan	
0.3-1 MeV	2.06E+19	1.00E-02 MeV	2.26E+18
1-2 MeV	8.91E+18	2.50E-02 MeV	5.58E+17
2-3 MeV	2.89E+18	3.75E-02 MeV	4.56E+17
3-4 MeV	9.51E+17	5.75E-02 MeV	4.82E+17
4-5 MeV	3.15E+17	8.50E-02 MeV	3.67E+17
5-6 MeV	1.04E+17	1.25E-01 MeV	3.62E+17
6-7 MeV	3.46E+16	2.25E-01 MeV	8.43E+17
7-8 MeV	1.15E+16	3.75E-01 MeV	5.28E+17
8-9 MeV	3.82E+15	5.75E-01 MeV	8.92E+17
b. Tangkapan radiatif		8.50E-01 MeV	9.25E+17
0-1 MeV	1.31E+17	1.25E+00 MeV	6.25E+17
1-2 MeV	1.04E+17	1.75E+00 MeV	2.25E+17
2-3 MeV	1.56E+17	2.25E+00 MeV	1.24E+17
3-4 MeV	1.05E+16	2.75E+00 MeV	5.33E+16
4-5 MeV	1.03E+16	3.50E+00 MeV	3.26E+16

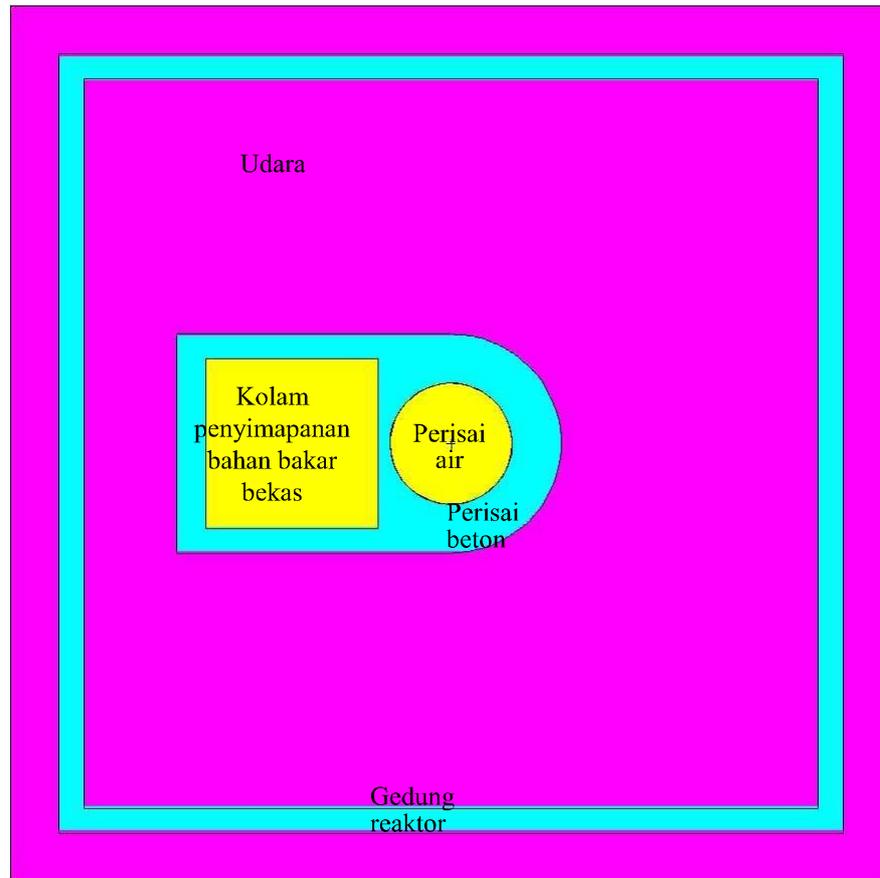
5-6 MeV	4.65E+14	5.00E+00 MeV	1.77E+16
6-7 MeV	3.21E+14	7.00E+00 MeV	1.43E+14
7-8 MeV	2.91E+14	9.50E+00 MeV	2.68E+10
8-9 MeV	2.31E+14		
9-10 MeV	2.08E+15		

Model teras beserta perisai hingga gedung reaktor riset inovatif telah berhasil dibuat menggunakan program VisEd. Model tersebut merupakan dan termasuk desain perisai radiasi reaktor riset inovatif secara keseluruhan. Bahan perisai beton yang digunakan adalah beton biasa dengan kerapatan $2,3 \text{ g/cm}^3$. Ukuran ketebalan perisai merupakan desain geometri dari perisai yang dirancang. Secara lengkap rancangan reaktor beserta perisai radiasi dan posisi hasil analisis laju dosis yang dibuat disajikan pada Gambar 2 s.d 4. Pemodelan ini telah terbukti kebenarannya dengan tidak ada error pada program VisEd terutama pada model terasnya.

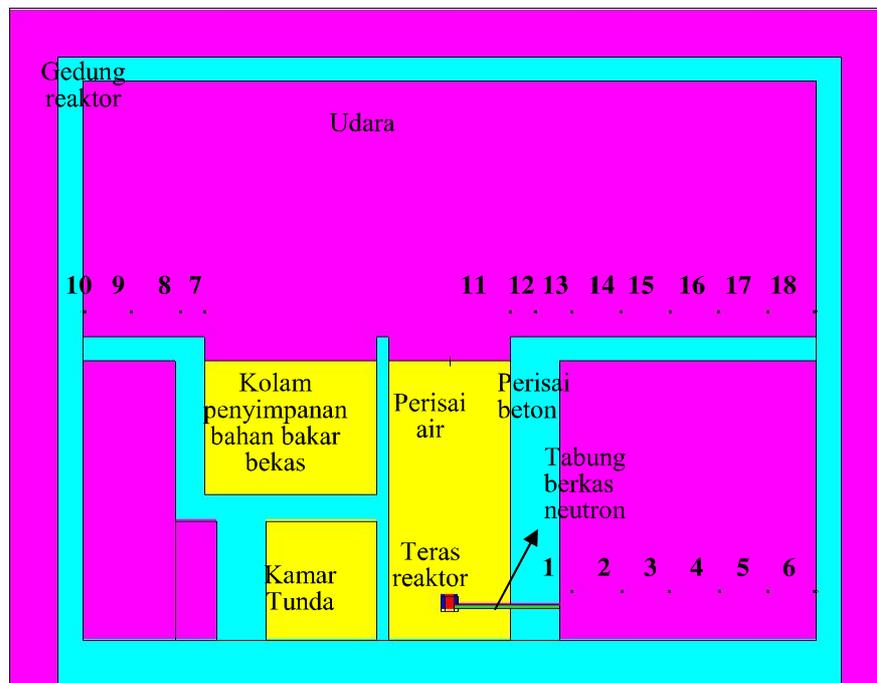
Kondisi analisis diasumsikan bahwa tabung berkas neutron dalam keadaan tertutup, karena kondisi tabung berkas terbuka sedang dilakukan pada peneliti lain[4]. Pada Gambar 2 menunjukkan model desain konstruksi ‘Balai Eksperimen’ dan kamar tunda serta beberapa posisi tabung berkas neutron. Pada Gambar 3 menunjukkan model desain konstruksi ‘Balai Operasi’ dan kolam penyimpanan bahan bakar bekas. Pada daerah-daerah kerja ini, dirancang agar para pekerja dapat melakukan penelitian dengan aman dan selamat dari bahaya radiasi karena perisai yang dirancang cukup untuk menahan radiasi dari teras reaktor. Pada Gambar 4 menunjukkan model desain potongan melintang reaktor riset inovatif. Pada gambar tersebut ditentukan posisi analisis laju dosis yaitu di ‘Balai Eksperimen’ (posisi no 1 s.d. 6), di ‘Balai Operasi’ sebelah kiri (posisi no. 7 s.d. 10) dan di posisi ‘Balai Operasi’ sebelah kanan (posisi no 11 s.d. 18).



Gambar 2. Tampang reaktor melintang -10 cm.

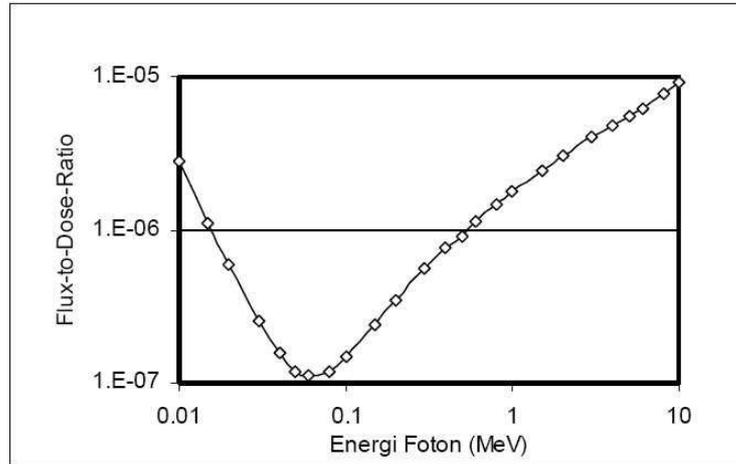


Gambar 3. Tampang reaktor melintang +1000 cm.



Gambar 4. Tampang reaktor membujur dan posisi penentuan laju dosis (1 s.d. 18).

Fluks foton gamma dihitung dengan paket program MCNPX dengan opsi *tally* F5. 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 yang dibuat grafik pada Gambar 5.



Gambar 5. Faktor konversi fluks ke dosis[2,7].

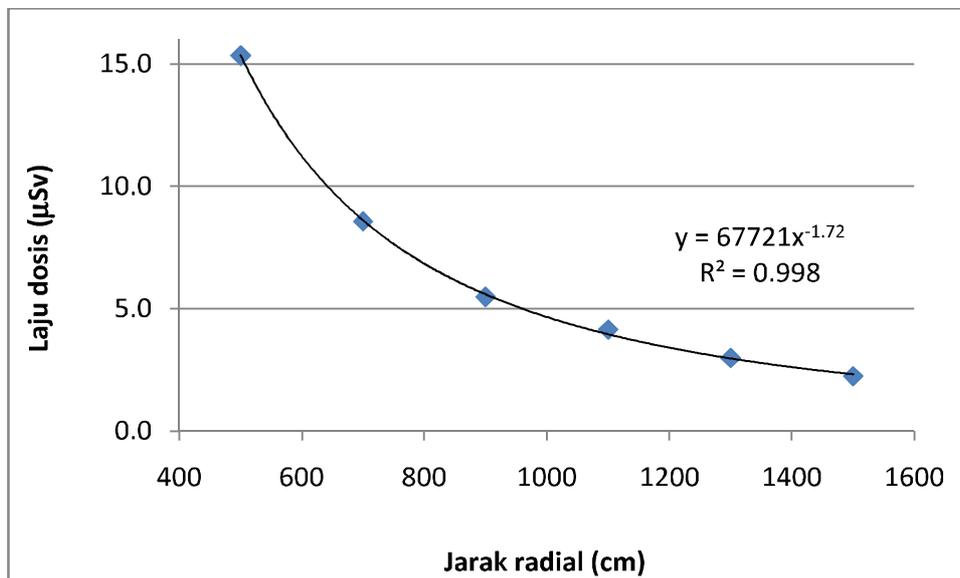
Hasil analisis laju dosis di daerah kerja reaktor riset inovatif dimuat pada Tabel 4. Daerah kerja tersebut dibagi menjadi tiga bagian yaitu 'Balai Eksperimen' (posisi no 1 s.d. 6), 'Balai Operasi' kiri (posisi no. 7 s.d. 10) dan posisi 'Balai Operasi' kanan (posisi no 11 s.d. 18). Bila dibuat grafik, distribusi laju dosis pada masing-masing daerah kerja reaktor inovatif ditampilkan masing-masing pada Gambar 6 s.d. 8.

Pada Tabel 4 tersebut terlihat bahwa nilai laju dosis maksimum di permukaan luar perisai biologi pada daerah kerja 'Balai Eksperimen' yaitu sebesar 15,34 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ dengan simpangan baku relatif sebesar 3,6 % dan mengecil ke arah radial. Hasil analisis laju dosis di daerah kerja 'Balai Operasi' sebelah kiri (posisi no 7 s.d 10) sangat kecil yaitu berorde 10^{-9} hingga 10^{-18} $\mu\text{Sv}/\text{jam}$. Dan laju dosis di daerah kerja 'Balai Operasi' sebelah kanan (posisi no 11 s.d 18) berorde 10^{-4} hingga 10^{-13} $\mu\text{Sv}/\text{jam}$.

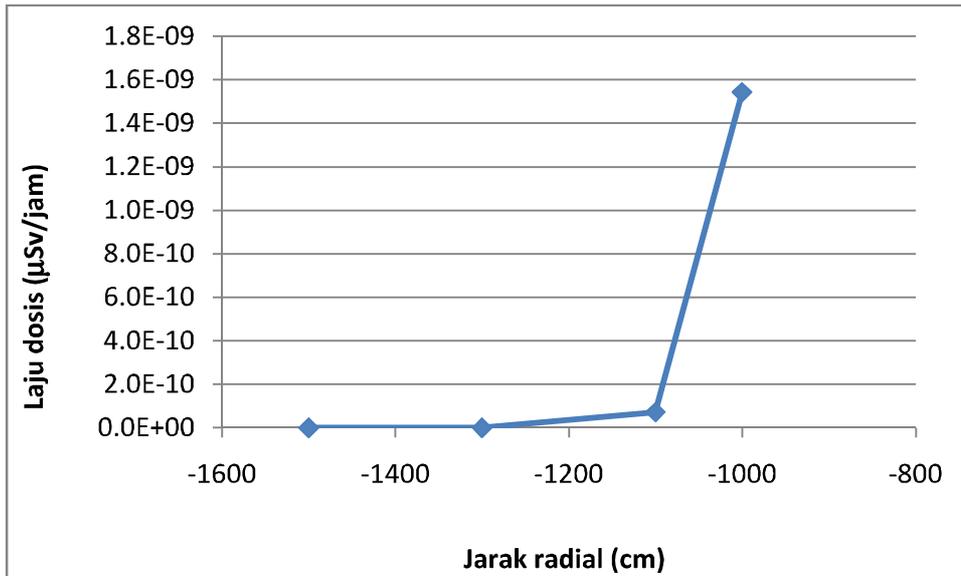
Pada Gambar 6 terlihat distribusi penurunan laju dosis ke arah radial di daerah kerja 'Balai Eksperimen'. Bila dilakukan regresi dengan fungsi pangkat pada kurva penurunan laju dosis tersebut menghasilkan fungsi $f(x) = c \cdot x^{-1,721}$ dengan koefisien regresi sebesar 0,9985 yang mendekati fungsi $1/r^2$. Pada Gambar 7 dan 8, terlihat bentuk kurva laju dosis yang tidak terlalu beraturan, karena antara posisi sumber dan posisi deteksinya melalui media yang tidak homogen sehingga tidak dapat dilakukan pendekatan fungsi kurva.

Tabel 4. Hasil analisis laju dosis

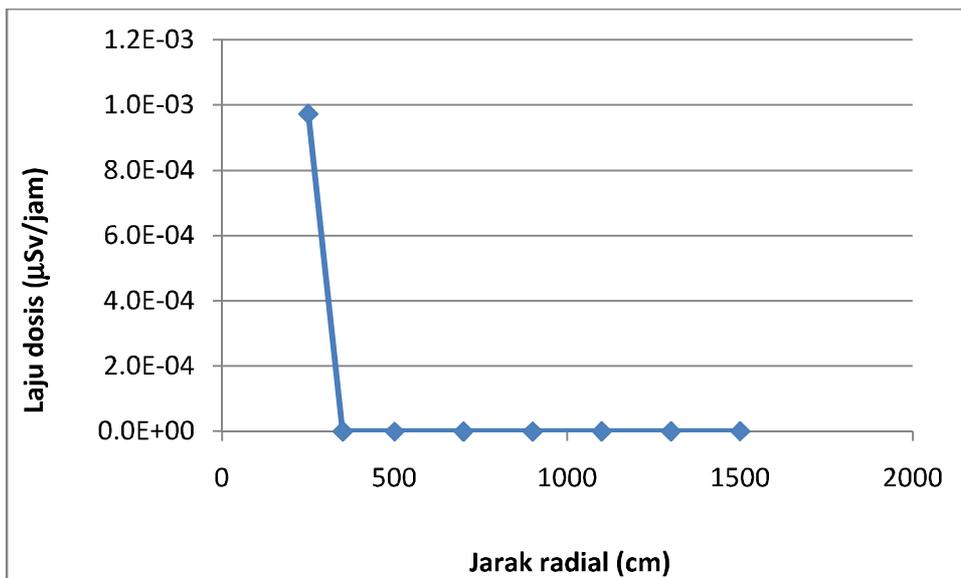
Posisi	x	y	z	Sv/jam	dev(%)
1	500	0	50	15.34	3.6
2	700	0	50	8.58	4.2
3	900	0	50	5.48	5.8
4	1100	0	50	4.15	7.0
5	1300	0	50	2.99	6.8
6	1500	0	50	2.26	6.8
7	-1000	0	1200	1.54E-09	2.4
8	-1100	0	1200	7.28E-11	3.0
9	-1300	0	1200	4.05E-17	4.1
10	-1500	0	1200	8.12E-18	2.0
11	250	0	1200	8.64E-04	6.3
12	350	0	1200	1.50E-08	9.0
13	500	0	1200	5.35E-13	1.9
14	700	0	1200	8.01E-11	4.8
15	900	0	1200	1.05E-08	5.4
16	1100	0	1200	1.14E-07	2.6
17	1300	0	1200	3.85E-07	2.1
18	1500	0	1200	6.68E-07	4.0



Gambar 6. Distribusi laju dosis di Balai Eksperimen (posisi no 1 s.d. 6).



Gambar 7. Distribusi laju dosis di Balai Operasi kiri (posisi no 7 s.d. 10).



Gambar 8. Distribusi laju dosis di Balai Operasi kanan (posisi no 11 s.d. 18).

Dari hasil analisis laju dosis tersebut dapat dilihat bahwa desain perisai biologi dan perisai air reaktor riset inovatif dengan bahan beton biasa (kerapatan $2,3 \text{ g/cm}^3$) dengan ketebalan 200 cm menghasilkan laju dosis maksimal $15,34 \text{ } \mu\text{Sv/jam}$ di daerah kerja ‘Balai Operasi’ dan mengecil sebagai fungsi jarak radial. Sedangkan hasil analisis laju dosis di daerah kerja ‘Balai Eksperimen’ sangat kecil. Apabila dilihat batasan keselamatan radiasi, laju dosis maksimal yang ditentukan sebesar $2,5 \text{ mrem/jam}$ atau $25 \text{ } \mu\text{Sv/jam}$. Hal itu menunjukkan bahwa desain perisai radiasi dengan beton biasa reaktor riset inovatif menghasilkan laju dosis di daerah kerja yang memenuhi batasan keselamatan radiasi yang ditentukan. Sebenarnya masih banyak opsi jenis bahan perisai radiasi seperti beton *barrite*, *limonite brookhaven*, *limonit-CP-shield* dan lain-lain. Hasil penelitian terdahulu menunjukkan bahwa, untuk mendapatkan dosis di bawah $0,01 \text{ mSv/jam}$ 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[8]. Opsi-opsi jenis perisai tersebut juga menjadi bahan pertimbangan dalam desain perisai radiasi reaktor riset inovatif namun harganya jauh lebih mahal dari beton biasa.

KESIMPULAN

Dari hasil analisis pada penelitian ini dapat disimpulkan bahwa desain awal perisai radiasi air dan beton biasa reaktor riset inovatif telah berhasil dibuat dengan diameter air 500 cm dan ketinggian 1000 cm serta ketebalan beton 200 cm. Desain perisai radiasi tersebut menghasilkan laju dosis di daerah kerja maksimal 15,34 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ yang memenuhi batasan keselamatan radiasi yang ditentukan yaitu 25 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$.

UCAPAN TERIMA KASIH

Pada kesempatan ini penulis mengucapkan terima kasih banyak kepada teman-teman peneliti di Bidang Fisika dan Teknologi Reaktor PTRKN – BATAN atas segala bantuan dan keterbukaan dalam diskusi selama penulisan makalah ini. Ucapan terima kasih juga kami sampaikan terutama kepada Kepala BFTR dan kepala PTRKN dan semua pihak sehingga penulis dapat menyelesaikan karya tulis ini.

DAFTAR PUSTAKA

1. ANONIM, Rencana Strategik Tahun 2010-2014, no. ident: 01.RKN.2010, revisi 2, 2010.
2. MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, X-5, Monte Carlo Team, Los Alamos National Laboratory, April 24, (2003).
3. SCHWARZ, A.L. et al., MCNP/MCNPX Visual Editor Computer Code Manual For Vised Version 22S, Februari, 2008.
4. Ardani, Analisis Perisai Radiasi Gamma RRI Pada Kondisi Penggunaan Tabung Berkas Neutron, Laporan Triwulan I, Penelitian tahun anggaran 2013.
5. Pinem Surian, Desain Neutronik Teras Reaktor Riset Inovatif Berbahan Bakar Tingkat Muat Tinggi, Laporan PI PKPP tahun 2012.
6. ANONIM, Ketentuan keselamatan kerja terhadap radiasi. Perka No. 01/Ka-BAPETEN/V-99. BAPETEN; 1999.
7. LAMARSH JR. Introduction to Nuclear Reactor Theory. American Nuclear Society. ASIN/ISBN 0894480405; 2002.
8. Ardani, Analisa dosis gamma di luar dinding perisai radiasi reaktor riset, Prosiding seminar nasional ke-18 TKPFN, Bandung, 29 September 2012.

DISKUSI/ TANYA JAWAB :

PERTANYAAN: (Endiah Puji H – PTRKN BATAN)

- Berapa tingkat kepercayaan terhadap hasil perhitungan yang dilakukan mengingat Montecarlo code mempunyai error yang besar sehingga desain ini dapat diterima?

JAWABAN: (Amir Hamzah – PTRKN BATAN)

- Tingkat error dari program yang berbasis Montecarlo (MCNP) adalah jumlah statistiknya (waktu running). Semakin tinggi jumlah statistiknya maka semakin lama waktu runningnya, maka semakin kecil tingkat errornya dengan demikian tingkat kepercayaannya semakin tinggi dan desain yang dibuat akan makin dapat diterima.