

PENENTUAN INTENSITAS SUMBER GAMMA DI TERAS REAKTOR RISET BERBAHAN BAKAR URANIUM MOLIBDENUM

Anis Rohanda, Ardani
Pusat Teknologi Reaktor dan Keselamatan Nuklir

ABSTRAK

PENENTUAN INTENSITAS SUMBER GAMMA DI TERAS REAKTOR RISET BERBAHAN BAKAR URANIUM MOLIBDENUM. Sumber radiasi gamma saat reaktor beroperasi adalah gamma tangkapan radiatif, gamma hasil fisi spontan dan gamma hasil peluruhan radionuklida dalam bentuk produk aktivasi, aktinida & anak luruhnya dan produk fisi. Salah satu karakteristik penting dari radiasi gamma yang berguna untuk desain perisai radiasi di sekitar teras reaktor sehingga menunjang keselamatan radiasi adalah intensitas sumber gamma (foton/s). Intensitas sumber gamma dalam bentuk tangkapan radiatif dan pembelahan spontan ditentukan secara analitik sedangkan intensitas sumber gamma peluruhan ditentukan dengan menggunakan ORIGEN2.1. Salah satu bentuk persiapan awal dari kajian desain perisai radiasi untuk reaktor riset baru berbahan bakar uranium molibdenum (UMo) yang dicanangkan dalam renstra BATAN 2010 – 2014 adalah dengan menyiapkan data intensitas atau kuat sumber gamma. Penelitian dilakukan dengan memvariasi densitas bahan bakar UMo untuk mengetahui pengaruh densitas terhadap intensitas sumber gamma. Densitas UMo divariasi mulai dari 5,92 g/cc hingga 9,47 g/cc. Hasil analisis menunjukkan bahwa pada daya tetap, intensitas gamma dari jalur hasil peluruhan radionuklida memberikan kontribusi lebih besar dibandingkan jenis gamma lainnya dan semakin tinggi densitas bahan bakar UMo maka intensitas sumber gammanya semakin kecil dengan intensitas gamma terkecil $1,01 \times 10^{19}$ foton/detik pada densitas 9,47 g/cc.

Kata kunci : gamma, intensitas, kuat sumber, reaktor riset, uranium molibdenum

ABSTRACT

DETERMINATION OF GAMMA SOURCE INTENSITY IN URANIUM MOLYBDENUM RESEARCH REACTOR CORE. Sources of gamma radiation at the reactor operation is radiative capture gamma, spontaneous fission gamma and decay gamma in the form of activation products, actinides & daughters and fission products. One of the important characteristics of the gamma radiation that are useful for the design of radiation shielding around the reactor core that supports the safety of radiation is a gamma intensity (photons/s). The intensity of the gamma source in the form of radiative capture and spontaneous fission was determined analytically and the decay gamma source intensity was determined using ORIGEN2.1. One form of the initial preparation of the radiation shielding design studies for new research reactor with uranium molybdenum (UMo) fuel, announced in the strategic plan BATAN 2010 to 2014 is to prepare the gamma intensity data or source strength. The study was conducted by varying the density of the fuel UMo to determine the effect of density on the gamma intensity. UMo density varied from 5.92 g/cc to 9.47 g/cc. The analysis showed that at the power remains, the intensity of decay gamma contributed more than other types of gamma and higher density of UMo fuel gives smaller intensity of gamma sources with smallest intensity gamma is 1.01×10^{19} photons/s at 9.47 g/cc.

Key words : gamma, intensity, source strength, research reactor, uranium molybdenum

PENDAHULUAN

Reaksi fisi yang terjadi di dalam reaktor menghasilkan produk hasil fisi dan sejumlah energi. Salah satu bentuk energi yang dipancarkan adalah berbentuk radiasi gamma. Sumber radiasi gamma saat reaktor beroperasi

dihasilkan dari tiga proses, yaitu penangkapan neutron, reaksi pembelahan atau fisi dan peluruhan^[1, 2]. Sumber radiasi gamma hasil dari penangkapan neutron oleh bahan fisil disebut sebagai gamma tangkapan radiatif (*radiative capture gamma*). Sumber radiasi gamma hasil

dari pembelahan bahan fisil disebut sebagai gamma fisi spontan (*prompt fission gamma*) sedangkan sumber radiasi gamma peluruhan dihasilkan dari jumlahan peluruhan produk aktivasi (*activation products*), aktinida & anak luruhnya (*actinides & daughters*) dan produk fisi (*fission products*).

Salah satu karakteristik radiasi gamma yang cukup penting adalah intensitas. Intensitas radiasi gamma didefinisikan sebagai banyaknya foton gamma yang dipancarkan tiap satuan waktu. Intensitas sumber gamma, atau terkadang disebut dengan kuat sumber, dapat dinyatakan dalam satuan foton/detik atau foton/s. Informasi intensitas sumber gamma sangat berguna sebagai masukan (*input*) pada perhitungan tebal perisai biologi di sekitar teras reaktor dan pada penentuan dosis radiasi di sekitar teras saat reaktor beroperasi sehingga menunjang keselamatan radiasi^[3]. Intensitas sumber gamma tangkapan radiatif dan fisi spontan ditentukan secara analitik sedangkan intensitas sumber gamma peluruhan ditentukan dengan menggunakan paket program ORIGEN2.1.

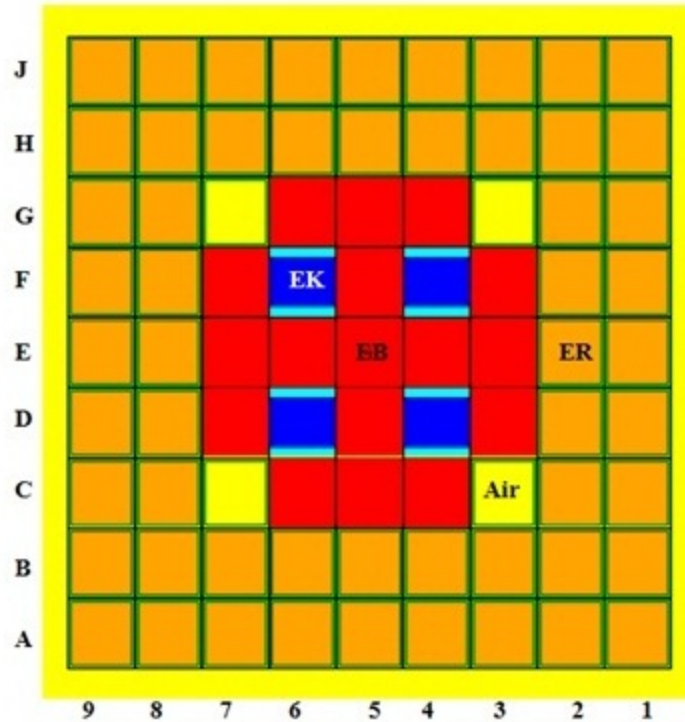
Kajian mengenai reaktor riset baru berbahan bakar pelat terus dilakukan untuk mendukung RENSTRA BATAN tahun 2010 – 2014 mengingat umur ketiga reaktor riset yang dikelola oleh BATAN sudah cukup tua^[4]. Reaktor riset baru ini didesain menggunakan bahan bakar uranium molibdenum (UMo) yang dioperasikan selama 25 hari dengan daya termal 20 MW sesuai dokumen teknis tahun 2012 tentang desain konseptual teras reaktor riset inovatif^[5]. Konfigurasi teras reaktor riset baru

ini secara umum didasarkan pada desain teras RSG-GAS di Serpong. Kerapatan atau densitas bahan bakar masih belum ditentukan secara pasti dan terus dipelajari dengan didasarkan pada jumlah massa U-235 tiap perangkatnya (*assembly*). Jumlah massa U-235 yang sering dikaji adalah berjumlah antara 500 gram hingga 800 gram tiap perangkat atau densitas 5,92 g/cc hingga 9,47 g/cc. Dengan demikian dipandang perlu untuk melakukan kajian pengaruh variasi densitas bahan bakar, mulai dari 5,92 g/cc hingga 9,47 g/cc, terhadap intensitas sumber gamma atau kuat sumber gamma pada reaktor riset baru ini sebagai tahapan awal dari kajian besar desain perisai radiasi di reaktor tersebut.

TEORI

Desain Reaktor Riset Baru

Reaktor riset yang baru didesain menggunakan bahan bakar UMo tipe pelat dengan ukuran identik dengan elemen bakar RSG-GAS. Tiap elemen bakar tersusun dari 21 pelat UMo dan tiap elemen kendali tersusun dari 15 pelat UMo. Teras reaktor terdiri dari 17 elemen bahan bakar (*fuel element*) dan 4 elemen kendali (*control element*) yang tersusun dalam matriks 5×5 . Konfigurasi teras reaktor riset yang baru ini ditunjukkan pada Gambar 1.



EB=elemen bakar, EK=elemen kendali, ER=elemen reflektor, Air=air pendingin
Gambar 1. Desain konfigurasi teras reaktor riset baru^[5]

Reaktor didesain beroperasi dengan daya nominal 20 MWt selama 25 hari untuk 1 siklus pembakaran dengan waktu pemadaman (*maintenance, refueling, dll*) selama 14 hari.

Sumber Gamma di Reaktor

Sumber gamma tangkapan radiatif

Inti atom yang berinteraksi dengan neutron akan mengalami beberapa kemungkinan antara lain : reaksi penangkapan radiatif (*radiative capture*), reaksi partikel bermuatan , misalnya reaksi (*n, p*) atau reaksi pembelahan (untuk atom bahan fisil). Reaksi penangkapan radiatif adalah serapan neutron oleh inti atom diikuti dengan pancaran radiasi gamma disebut juga reaksi (*n, γ*). Radiasi gammanya disebut gamma tangkapan radiatif (*radiative capture gamma*). Pada umumnya reaksi tangkapan radiatif terjadi antara nuklida

dengan neutron termal^[6]. Laju reaksi tangkapan radiatif dalam volume nuklida penyerap V_p dirumuskan dengan^[7]:

$$Q = \Sigma_{\gamma} \times V_p \times \phi_t \quad (1)$$

dengan

- P : daya reaktor (watt)
- Σ_f :ampang lintang makroskopik fisi (cm^{-1})
- V : volume teras aktif (cm^3)

dimana

$$Q_i = \Sigma_{\gamma_i} \times \frac{w_i}{\rho_i} \times \phi_t \times V_p \quad (3)$$

Dalam reaksi tangkapan radioatif, satu nuklida memancarkan sejumlah p_j foton pada kelompok energi ke- j ^[9]. Intensitas sumber foton

gamma dalam volume penyerap V_p dari nuklida dapat ditunjukkan dalam Tabel 1.

Tabel 1. Intensitas sumber foton gamma dari nuklida yang mengalami reaksi tangkapan radiatif

Kelompok	1	2	3	4	5	6	7
Rentang energi	0 - 1 MeV	1 - 2 MeV	2 - 3 MeV	3 - 4 MeV	4 - 6 MeV	6 - 8 MeV	8 - 11 MeV
Intensitas sumber foton	$Q \times p_1$	$Q \times p_2$	$Q \times p_3$	$Q \times p_4$	$Q \times p_5$	$Q \times p_6$	$Q \times p_7$

Sehingga intensitas sumber gamma tangkapan radiatifnya (K_{TR}) dirumuskan :

$$K_{TR} = \sum_{i=1}^n \sum_{j=1}^7 Q_i \times p_{ij} \quad (4)$$

dengan,

- p_{im} : kebolehjadian terpancarnya radiasi gamma tangkapan radiatif oleh nuklida i pada kelas energi ke- m pada setiap satu tangkapan radiatif. Besaran p_{im} unik tiap nuklida
- m : jumlah strata kelas energi (7 strata)
- n : jumlah nuklida yang mengalami reaksi tangkapan radiatif

Sumber gamma fisi spontan

Pada saat terjadinya reaksi pembelahan (fisi), inti atom bahan fisil membelah menjadi 2 unsur hasil fisi dan memancarkan radiasi gamma secara spontan yang disebut gamma fisi spontan (*prompt fission gamma*). Gamma fisi spontan didefinisikan sebagai radiasi gamma yang dipancarkan dalam kurun waktu lebih kecil dari 5×10^{-8} detik sesudah terjadinya reaksi pembelahan. Radiasi gamma yang dipancarkan sesudah waktu tersebut dikategorikan sebagai radiasi gamma peluruhan nuklida hasil pembelahan. Besar energi foton hasil pembelahan spontan tersebar dalam rentang energi antara

0,3 MeV sampai dengan 8 MeV^[3, 8]. Karena dalam reaktor terjadi sejumlah besar reaksi pembelahan, maka foton hasil pembelahan spontan yang dihasilkan tampak seperti spektrum energi yang kontinu. Spektrum ini kurvanya mengikuti persamaan sebagai berikut^[7, 8]:

$$\kappa_n = \frac{1}{(E_n + E_{n+1})/2} \int_{E_n}^{E_{n+1}} E \times \eta(E) \times dE \quad (5)$$

κ_n : cacah gamma per pembelahan pada energi n sampai dengan

E : energi gamma (MeV)

$\eta(E)$: spektrum gamma sebagai fungsi distribusi energi yang besarnya yaitu:

dengan,

$$\begin{aligned} \eta(E) &= 26,0 e^{-2.3E} \text{ foton/pembelahan/MeV,} \\ &0,3 < E \leq 1 \\ \eta(E) &= 8,0 e^{-1.1E} \text{ foton/pembelahan/MeV,} \\ &1 < E \leq 8 \end{aligned} \quad (6)$$

Penyelesaian persamaan (5) dan (6) memberikan distribusi cacah foton gamma rerata pada setiap kelompok energi untuk setiap pembelahan ditunjukkan dalam Tabel 2.

Tabel 2. Distribusi cacah foton gamma rerata pada setiap kelompok energi untuk setiap pembelahan^[6]

Rentang energi	0 – 1 MeV	1 – 2 MeV	2 - 3 MeV	3 - 4 MeV	4 - 6 MeV	6 - 8 MeV
Cacah foton per pembelahan	3,91	1,52	0,520	0,170	0,0775	0,00868

Laju pembelahan bahan fisil dalam reaktor adalah^[10]:

$$f_r = 3,125 \times 10^{16} \times P \quad (7)$$

pembelahan/detik

dengan,

$$P : \text{ daya reaktor (MWt)}$$

$$P : \text{ daya reaktor (MWt)}$$

Sehingga intensitas gamma fisi spontan (K_f) adalah :

$$K_f = K_n \times f_r \quad \text{foton/detik} \quad (8)$$

Sumber gamma peluruhan

Sumber radiasi gamma peluruhan dihasilkan dari peluruhan produk aktivasi, aktinida & anak luruhnya dan produk fisi. Sama seperti aktinida dan nuklida produk fisi, hasil aktivasi neutron atau gamma terhadap material di dalam teras, reflektor ataupun air pendingin merupakan nuklida yang tidak stabil dan akan meluruh dengan memancarkan radiasi gamma yang disebut sebagai gamma peluruhan. Dengan menggunakan kode komputer ORIGEN-2.1, spektrum foton yang memuat informasi intensitas gamma peluruhan dari produk aktivasi, aktinida & anak luruhnya dan produk fisi dapat ditentukan^[11].

TATA KERJA

Penelitian ini dilakukan dengan melalui beberapa tahapan yaitu : perhitungan komposisi bahan bakar UMo, penentuan fluks neutron teras reaktor dan penentuan intensitas atau kuat sumber gamma tangkapan radiatif, gamma fisi spontan dan gamma peluruhan.

Perhitungan komposisi bahan bakar UMo yang digunakan adalah 500, 590, 700 dan 800 gram tiap perangkat bahan bakarnya. Distribusi Perhitungan komposisi bahan bakar UMo untuk teras reaktor riset baru mengikuti pola massa unsur-unsur penyusun teras reaktor riset seberapa banyak jumlah massa U-235 pada tiap baru ditabulasikan pada Tabel 3. perangkat bahan bakar. Jumlah massa U-235

Tabel 3. Distribusi massa unsur-unsur penyusun teras reaktor riset baru

DISTRIBUSI MASSA (gram)				
Kerapatan (g/cc)	5,92	7,00	8,30	9,47
Massa U-235/ perangkat (g)	500	590	700	800
Unsur	Massa (gram)			
U-235	9928,57	11715,71	13900,00	15885,71
U-238	40342,68	47604,36	56479,75	64548,28
Mo	4971,88	5866,82	6960,63	7955,01
Al	11827,70	10248,39	8318,13	6563,35
H	7450	7450	7450	7450
O	59600	59600	59600	59600
Mg	833	833	833	833
Ag	8537	8537	8537	8537
In	1601	1601	1601	1601
Cd	534	534	534	534

Penentuan kuat fluks neutron teras reaktor

Penentuan fluks neutron untuk perhitungan gamma tangkapan radiatif menggunakan persamaan (2) dengan nilai tangkapan lintang makroskopik fisi adalah

fungsi dari dari tangkapan lintang mikroskopik fisi, volume teras kompak dan massa U-235 dalam teras. Dari perhitungan diperoleh fluks neutron tiap densitas bahan bakar yang ditunjukkan pada Tabel 4.

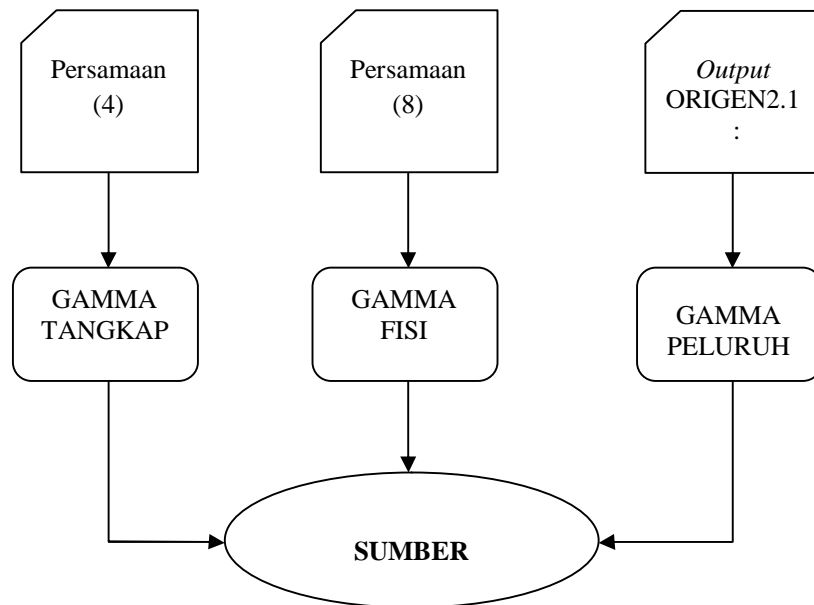
Tabel 4. Fluks neutron tiap densitas bahan bakar UMo

Densitas UMo (g/cc)	5,92	7,00	8,30	9,47
Fluks (n/cm².detik)	3,24E+13	2,75E+13	2,32E+13	2,03E+13

Penentuan intensitas sumber gamma

Penentuan intensitas atau kuat sumber gamma total yang mencakup gamma tangkapan

radiatif, gamma fisi spontan dan gamma peluruhan dilakukan sesuai diagram langkah kerja yang ditunjukkan pada Gambar 2.



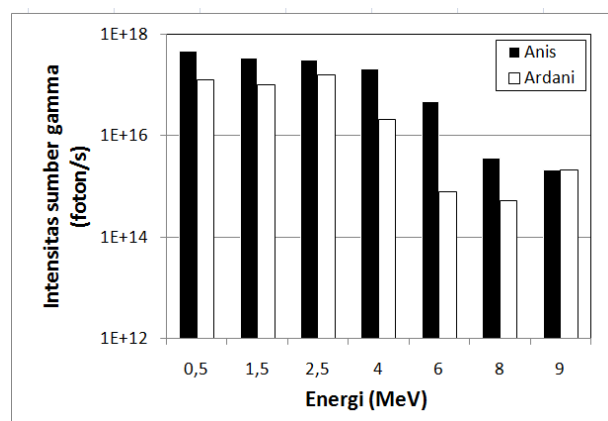
Gambar 2. Langkah kerja penentuan intensitas sumber gamma

Intensitas sumber gamma ditentukan selama 1 siklus operasi (pembakaran), yaitu 25 hari dengan daya termal 20 MWt. Analisis sumber gamma mencakup informasi gamma tangkapan radiatif, gamma fisi spontan dan gamma peluruhan pada akhir siklus operasi sebagai fungsi 7 kelompok energi foton gamma pada densitas 8,30 g/cc dan hasilnya dikomparasikan dengan perhitungan Ardani (2012)^[12]. Analisis kemudian dilanjutkan dengan menentukan intensitas sumber gamma total pada akhir siklus operasi dengan variasi densitas bahan bakar UMo.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Intensitas gamma tangkapan radiatif (GTR) dihitung dengan menggunakan persamaan (4) dengan mengelompokkan energi foton gamma menjadi 7 kelompok energi dengan nilai tengah energi (median) adalah 0,5,

1,5, 2,5, 4, 6, 8 dan 9 MeV. Hasil perhitungan intensitas GTR sebagai fungsi energi foton gamma pada densitas bahan bakar UMo 8,30 g/cc dan perbandingannya dengan hasil analisis Ardani (2012) ditunjukkan pada Gambar 3.



Gambar 3. Intensitas gamma tangkapan radiatif pada densitas UMo 8,30 g/cc

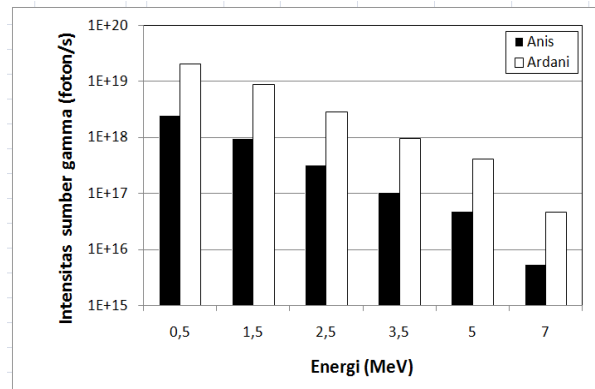
Dari Gambar 3 terlihat bahwa intensitas GTR bernilai lebih besar pada kelompok energi yang rendah dengan besar fluks di atas 10^{16} foton/detik atau berbanding terbalik dengan semakin besarnya kelompok energi foton gamma.

Hal ini kemungkinan disebabkan karena faktor nilai kebolehjadian terpancarnya radiasi GTR oleh nuklida i pada kelas energi ke- m pada setiap satu tangkapan radiatif (p_{im}) cenderung besar pada kelompok energi yang rendah.

Dari persamaan (4) disebutkan bahwa nilai intensitas GTR berbanding lurus dengan p_{im} . Dari Gambar 3 nampak adanya perbedaan nilai dengan hasil analisis Ardani (2012) meskipun polanya sama. Perbedaan ini kemungkinan disebabkan perbedaan nilai parameter tampang lintang makroskopik total (Σ_γ).

Pada analisis ini, nilai Σ_γ pada beberapa nuklida direvisi menggunakan data yang lebih baru^[13] dan secara umum nilainya lebih besar dari Σ_γ dari referensi yang digunakan pada analisis Ardani (2012)^[10]. Perbedaan tampang lintang makroskopik total mengakibatkan perbedaan jumlah aktivitas dan massa radionuklida di akhir operasi reaktor. Sesuai persamaan (4), massa nuklida hasil fisi, baik itu berupa produk aktivasi, aktinida & anak luruhnya maupun produk fisi mempengaruhi hasil penentuan GTR.

Intensitas gamma fisi spontan (GFS) ditentukan dengan persamaan (8) dan hasilnya



Gambar 4. Intensitas gamma fisi spontan pada densitas UMo 8,30 g/cc

ditunjukkan pada Gambar 4.

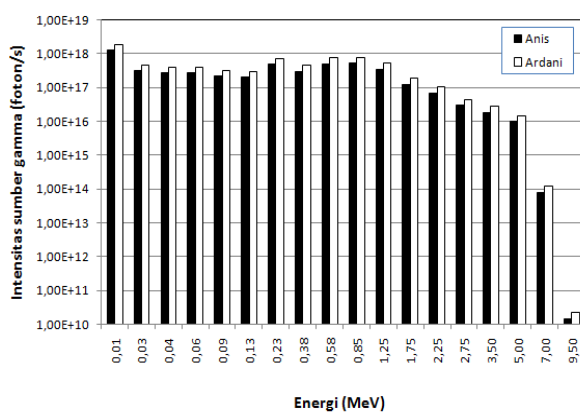
Intensitas GFS dihitung dengan mengasumsikan reaktor dioperasikan pada daya yang tetap (20 MWt) mulai awal operasi hingga akhir operasi. Dengan demikian, intensitas GFS bernilai tetap sepanjang waktu operasi tiap siklusnya dan tergantung dari daya operasi reaktor. Intensitas GFS diperoleh dengan mengalikan cacah gamma tiap pembelahan (K_n) (Tabel 2) dengan laju pembelahan bahan fisilnya (f_r).

Sebagai komparasi, hasil analisis dibandingkan dengan hasil analisis Ardani (2012) dengan densitas yang sama, yaitu 8,30 g/cc. Hasil penentuan GFS memiliki pola yang sama, yaitu tidak tergantung waktu operasi dan semakin menurun dengan semakin besarnya kelompok energi gamma. Perbedaan hasil disebabkan karena pada analisis Ardani (2012) reaktor dioperasikan pada daya 30 MWt, sedangkan analisis ini diperoleh pada daya reaktor 20 MWt dan sama-sama dioperasikan selama 25 hari. Berdasarkan persamaan (8), intensitas GFS sebanding dengan besarnya daya

reaktor (P).

Penentuan intensitas gamma peluruhan (GPI) ditentukan dengan menggunakan ORIGEN2.1 yang merupakan kode komputer penghitung *inventory* produk fisi. Intensitas GPI merupakan jumlahan dari intensitas gamma peluruhan produk aktivasi, aktinida & anak luruhnya dan juga produk aktivasi.

Informasi intensitas gamma ini diperoleh dari keluaran (*output*) ORIGEN2.1 pada bagian '*PHOTON SPECTRUM FOR ACTIVATION PRODUCTS, ACTINIDES & DAUGHTERS*' dan '*FISSION PRODUCTS*'. Hasil penentuan GPI berikut komparasinya dengan hasil analisis lain pada densitas bahan bakar UMo 8,30 g/cc ditampilkan pada Gambar 5.



Gambar 5. Intensitas gamma peluruhan pada densitas UMo 8,30 g/cc

Gamma peluruhan dari produk aktivasi didonasi dari nuklida beromor atom (Z) kecil hingga menengah, yaitu mulai dari Hidrogen (H) hingga Polonium (Po). Intensitas gamma peluruhan dari aktinida & anak luruhnya diperoleh dari kontribusi nuklida bernomor atom besar, mulai dari 82 yaitu Thallium (Tl) hingga 91 yaitu Einstenium (Es) sedangkan

nuklida bernomor atom menengah, mulai dari Cobalt (Co) hingga Ytterbium (Yb) memberikan kontribusi pada gamma peluruhan produk fisi. Secara umum, hasil yang diperoleh sudah sama dengan hasil Ardani (2012) dengan intensitas gamma secara umum bernilai antara 10^{14} - 10^{18} foton/detik, kecuali pada kelompok energi di atas 9 MeV yang memiliki intensitas gamma yang lebih rendah (10^{10} foton/detik). Hal ini disebabkan tidak ada kontribusi intensitas gamma peluruhan dari nuklida produk fisi pada kelompok > 9 MeV, karena energi maksimum sinar gamma hasil pembelahan spontan hanya sampai 8 MeV. Meskipun demikian, adanya perbedaan jumlah dan jenis produk aktivasi, aktinida & anak luruhnya, dan produk fisi menyebabkan hasil perhitungan sedikit berbeda dengan hasil Ardani (2012).

Dengan melakukan variasi densitas bahan bakar UMo mulai dari 5,92 g/cc hingga 9,47 g/cc, maka diperoleh intensitas gamma sebagai fungsi dari densitas. Hasilnya ditunjukkan pada Tabel 5.

Tabel 5. Pengaruh densitas UMo terhadap intensitas sumber gamma

No.	Densitas UMo (g/cc)	Massa U-235 /perangkat (g)	Intensitas sumber gamma (foton/detik)				ϕ (n/cm ² .detik)
			(saat akhir operasi : 25 hari)				
			Tangkapan Radiatif (GTR)	Fisi Spontan (GFS)	Peluruhan (GPI)	TO TAL	
1	5,92	500	1,88E+18	3,88E+18	4,99E+18	1,07E+19	3,24E+13
2	7,00	590	1,61E+18	3,88E+18	4,98E+18	1,05E+19	2,75E+13
3	8,30	700	1,38E+18	3,88E+18	4,98E+18	1,02E+19	2,32E+13
4	9,47	800	1,23E+18	3,88E+18	4,98E+18	1,01E+19	2,03E+13

Dari Tabel 5 diperoleh informasi bahwa intensitas gamma peluruhan lebih besar dibandingkan dengan intensitas gamma lainnya (GTR dan GFS) pada semua tingkatan densitas. Selain itu, dari tabel tersebut juga diperoleh informasi bahwa dengan semakin tinggi densitas bahan bakar UMo, maka intensitas gamma total semakin kecil. Kenaikan densitas terutama mengakibatkan gamma tangkapan radiatif turun, sedangkan gamma fisi spontan dan gamma peluruhan relatif tetap. Salah satu faktor utama penentu intensitas GTR adalah fluks teras yang nilainya berbanding terbalik dengan jumlah massa U-235. Semakin tinggi densitasnya atau massa U-235 semakin banyak, maka fluksnya semakin kecil yang berakibat intensitas GTR semakin kecil. Sehingga intensitas gamma total secara keseluruhan semakin kecil. Untuk keperluan keselamatan radiasi, terutama di sekitar teras reaktor, diinginkan radiasi gamma dengan

intensitas yang paling kecil. Dengan melihat hasil di atas, maka bahan bakar UMo dengan densitas 9,47 g/cc memiliki kuat sumber atau intensitas yang paling kecil.

KESIMPULAN

Dari hasil dan pembahasan di atas diperoleh kesimpulan bahwa intensitas gamma dari jalur hasil peluruhan radionuklida (GPI) memberikan kontribusi lebih besar dibandingkan jenis gamma lainnya (GTR dan GFS). Dalam kondisi daya tetap, semakin tinggi densitas bahan bakar UMo, maka semakin kecil intensitas gammanya. Sehingga untuk keselamatan radiasi pada reaktor riset baru dengan bahan bakar UMo lebih diinginkan untuk memiliki radiasi gamma dengan intensitas atau kuat sumber yang paling kecil, yaitu dengan menaikkan densitas bahan bakarnya.

DAFTAR PUSTAKA

1. STERBENTZ, J.W., “ Calculated Neutron and Gamma Rays Spectra ”, 13th International Symposium on Reactor Dosimetry, INL/CON-08-13845 (2002).
2. MARTIN A., HARBISON S.A., “ An Introduction to Radiation Protection “, 5th edition., ISBN 10-0340885432 (2006).
3. ARDANI, “ Analisis Aktivitas Sumber Radiasi dan Intensitas Sinar Gamma di Teras Reaktor PWR 1000 MWe “, Jurnal Tek. Reaktor Nuklir TDM Vol. 12 No. 3 Oktober 2010, Hal. 67-74, ISSN 1411–240X, Nomor : 266/AU1/P2MBI/05/2010 (2010).
4. ANONIM, “ Rencana strategik BATAN Tahun 2010-2014 “, Sub Kegiatan Pengembangan Pemanfaatan Reaktor Riset dan Verifikasi Desain Teras Reaktor Daya PWR (2010).
5. HASTUTI, E. P., DKK., “ User Criteria Document (UCD) Reaktor Riset Inovatif “, Dokumen Teknis PTRKN 2012, BATAN-RKN-06-2012 (2012).
6. LAMARSH, J.R., “ Introduction to Nuclear Reactor Theory “, Addison-Wesley Publishing Company, Inc. (1966).
7. LAMARSH, J.R., “ Introduction to Nuclear Engineering “, Addison-Wesley Publishing Company, Inc. (1983).
8. JAEGER, R.G., BLIZARD, A.B., GROTENHUIS, M., “ Engineering Compendium on Radiation Shielding “, Springer-Verlag, New York (1968).
9. TULI, J.K., “ Thermal Neutron Capture Gamma-rays “, National Nuclear Data Center, Brookhaven National Laboratory, Upton, N.Y. 11973, U.S.A., February 2 (1999).
10. LAMARSH, J.R., “ Introduction to Nuclear Reactor Theory “, American Nuclear Society, ASIN/ISBN 0894480405 (2002).
11. GROFF, A.G., “ A User Manual for the Computer Code ORIGEN-2.1 “, Isotope Generation and Depletion Code-Matrix Exponential Method, RSIC-ORNL, Oak Ridge, Tennessee 37830, October (1982).
12. ARDANI, “ Analisis Dosis Gamma di Luar Dinding Perisai Radiasi Reaktor Riset “, Prosiding Seminar Nasional ke-18 Teknologi dan Keselamatan PLTN Serta Fasilitas Nuklir Bandung, 29 September 2012 Hal 293-304, ISSN: 0854 – 2910 (2012).
13. RINARD, P., “ Neutron Interactions with Matter “ (1976).
14. Tersedia pada : <http://www.fas.org/sgp/othergov/doe/lanl/lib-www/la-pubs/00326407.pdf>