

DESAIN KOLIMATOR SEBAGAI PENYEDIAAN BERKAS RADIOGRAFI NEUTRON DENGAN SUMBER Pu-Be

Yohannes Sardjono

Pusat Teknologi Akselerator dan Proses Bahan - BATAN

Andang Widiarto, Yakobus Kusuma Winata

Jurusan Teknik Fisika Fakultas Teknik UGM.

INTISARI

DESAIN KOLIMATOR SEBAGAI PENYEDIAAN BERKAS RADIOGRAFI NEUTRON DENGAN SUMBER Pu-Be. Telah dilakukan desain kolimator untuk penyediaan berkas neutron pada fasilitas radiografi neutron dengan sumber Pu-Be. Desain dilakukan dengan menggunakan paket program Monte Carlo N-Particle (MCNP). Paket program MCNP adalah suatu paket program yang sudah establis penggunaannya dalam menyelesaikan masalah transpor partikel dari suatu sumber dan interaksinya dengan materi, sampai partikel tersebut mengalami absorpsi atau lolos dari sistem. Desain kolimator dipilih geometri tabung dengan memvariasikan panjang kolimator, bahan moderator parafin dan air serta bahan beam filter timbal dan bismut. Pada akhirnya dapat diperoleh bahwa fluks neutron termal yang keluar dari kolimator adalah $(4,5600 \pm 0,4690) \times 10^1 \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$ dan rasio neutron-gamma (n/γ) $\geq (2,8693 \pm 0,0001) \times 10^8 \text{ n cm}^{-2} \text{ mR}^{-1}$.

Kata kunci : MCNP, sumber Pu-Be, kolimator, fluks neutron termal, rasio n/γ .

ABSTRACT

THE DESIGN OF NEUTRON COLLIMATOR AS PART OF NEUTRON RADIOGRAPHY FACILITY WITH Pu-Be AS NEUTRON SOURCES. The design of neutron collimator as part of neutron radiography facility with Pu-Be as neutron source has been done. The design method is carried out by using Monte Carlo N-Particle (MCNP) computer code. The MCNP computer code is already established to solve the problem related with the interaction between transport particle to the other particles from the absorbtion until loose from the system. The design were used tube geometry with various length of collimator, moderator materials are parafin and water and beam filter materials from lead and bismuth. Finally, it can be found that thermal neutron flux and gamma ratio (n/γ) which out of colimator tube are $(4.5600 \pm 0.4690) \times 10^1 \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$ and $\geq (2,8693 \pm 0,0001) \times 10^8 \text{ n cm}^{-2} \text{ mR}^{-1}$ respectively.

Keywords: MCNP, Pu-Be source, collimator, thermal neutron flux, n/γ ratio

PENDAHULUAN

Radiografi neutron merupakan salah satu metode pengujian tak merusak yang umum digunakan (Non Destructive Testing-NDT) pada Sistem, Struktur dan Komponen (SSK) dalam suatu industri dengan tidak mengubah keadaan fisik benda uji tersebut. Sumber neutron yang digunakan dapat berasal dari reaktor nuklir, generator neutron dan sumber isotop. Ketiga jenis sumber neutron tersebut memiliki kelebihan dan kekurangan dan untuk sumber isotop memiliki beberapa kelebihan yaitu kemudahan dalam instalasi dan pengoperasian, mobilitas tinggi serta biaya operasional yang lebih rendah dibandingkan dengan reaktor nuklir maupun generator neutron. Kelemahan dari sumber neutron ini adalah fluks neutron yang dihasilkan lebih rendah

sehingga diperlukan waktu pemaparan yang relatif lama jika dibandingkan dengan reaktor nuklir dan generator neutron^[1].

Desain fasilitas radiografi ditujukan untuk memperoleh neutron energi termal atau epitermal yang terarah pada target uji dan mengurangi radiasi gamma serendah mungkin. Untuk itu dipersyaratkan bahwa desain kolimator radiografi neutron yang menggunakan sumber isotop Pu-Be maka keluaran fluks neutron termal dari kolimator harus berkisar 10^1 - $10^4 \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$ dan memiliki rasio neutron-gamma (n/γ) $\geq 10^6 \text{ n.cm}^{-2}.\text{mR}^{-1[2,8,9,10]}$.

Pu-Be merupakan salah satu sumber neutron yang berdasarkan reaksi (α, n). Plutonium memancarkan α tenaga tinggi yang kemudian berinteraksi dengan bahan sasaran yang terbuat dari berilium

(Be) lalu mengeluarkan neutron dan sumber radiasi lainnya. Neutron yang dihasilkan memiliki energi rata-rata 4 MeV. Pada prakteknya kelimpahan neutron bergantung pada sifat campuran fisika dan kimia karena adanya pelemahan partikel α dalam komponennya. Sumber Pu-Be tidak dapat dimatikan, namun sumber yang berdasarkan reaksi (α, n) ini ringkas dan tak membutuhkan *power supply* atau perhatian operator.

Desain kolimator diperlukan untuk mendapatkan fluks neutron termal yang optimum, dan mengurangi kontaminasi gamma serta neutron cepat sehingga dapat digunakan dalam radiografi neutron. Komponen penyusun kolimator antara lain: *filter, aperture, collimator wall*, dan *gamma shielding*. Adapun langkah-langkah penelitian adalah sebagai berikut; menghitung fluks neutron pada permukaan sumber. Perhitungan dilakukan dengan memodelkan Sumber Pu-Be dalam *bulk shielding pool*. Simulasi dilakukan dengan perangkat lunak MCNP 4C^[1].

DASAR TEORI

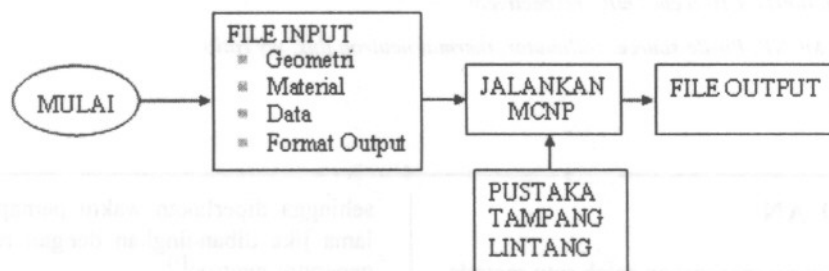
Metode Monte Carlo merupakan teknik stokastik yang prinsipnya berdasarkan pada penggunaan suatu bilangan acak pada kebolehjadian statistik untuk menyelesaikan masalah. Secara sederhana metode Monte Carlo terdiri atas simulasi sejumlah n partikel dengan bilangan acak. Dalam

setiap riwayat partikel, bilangan acak dibangkitkan untuk melakukan pengukuran berkaitan dengan sifat-sifat partikel seperti kemungkinan distribusi sudut-sudut hamburan, panjang jejak, dan sebagainya. Dalam menyelesaikan masalah transpor partikel, metode Monte Carlo mensimulasikan partikel-partikel dari suatu sumber dan interaksinya dengan materi, sampai partikel tersebut mengalami absorpsi atau lolos dari sistem.^[1]

Metode Monte Carlo memiliki kemampuan untuk melakukan simulasi dalam berbagai mode yaitu neutron, foton, neutron-foton, neutron-elektron atau neutron-foton-elektron yang dirumuskan dalam format kode input. Pustaka yang digunakan oleh program MCNP berupa data atomik dan inti dengan energi kontinyu yang meliputi interaksi-interaksi neutron, foton yang diakibatkan oleh interaksi neutron dengan materi, interaksi foton dengan materi maupun interaksi partikel lainnya dengan materi. Pada Gambar 1 adalah blok diagram yang menerangkan tentang langkah-langkah yang harus dilakukan dalam melakukan optimasi perhitungan desain yaitu dari pemilihan geometri, jenis bahan yang digunakan baik sebagai *beam-filter, aperture, collimator wall*, dan *gamma shielding*.^[1,4,5,6]

Pemodelan Kolimator dalam Format Kode Input

Pemodelan dilakukan agar desain kolimator dapat dibaca oleh program MCNP.



Gambar 1. Diagram Alir Program MCNP.

Contoh kode input yang digunakan dalam desain kolimator adalah sebagai berikut:

moveable radiograph

c cell cards

1 1 -15.29309 -1 2 -3 \$source

2 7 -0.89 4 -5 6 -7 8 -9 #1 #(-1 -7 -16 24) \$reflector

3 3 -11.34 10 -11 12 -13 14 -15 #(-4 -5 6 -7 8 -9) #(-19 7 -13) \$shield

4 3 -11.34 -16 7 -13 \$filter

```

5  4 -0.99658 -16 13 -17 $water
6  4 -0.99658 -16 17 -20 $water
7  4 -0.99658 -16 20 -21 $water
8  3 -11.34   -16 21 -22 $water
9  4 -0.99658 -16 22 -23 $water
10 4 -0.99658 -16 1 -7 23 $water
11 7 -0.89    -18 13 -23 #(-16 13 -23) $wall
12 5 -9.93    -18 7 -13 #(-16 7 -13) $aperture
13 6 -2.699   -19 7 -24 #(-18 7 -24) $shield
14 3 -11.34   -18 23 -26 #(-18 7 -23) $filter
15 3 -11.34   -18 26 -25 #(-18 7 -23) $filter
16 3 -11.34   -18 25 -24 #(-18 7 -23) $filter
17 0 #(10 -11 12 -13 14 -15) #(-19 7 -24)

mode n p
m1 94239.60c 0.5 4009.60c 0.5 $ PuBe
m2 6000.60c      1 $ Graphite
m3 82207.60c     1 $ Lead
m4 1001.60C 0.666667 8016.60C 0.333333 $water
m5 5010.60c     1 $Boron
m6 13027.60c    1 $Al
m7 1001.60c 0.67533 6000.60c 0.32467 $Paraffin
imp:n 1      15r 0      $ 1, 16
imp:p 1      15r 0      $ 1, 16
sdef erg=4 par=1 cel=1
nps 10000
f5:p 0.0 6.99 0.0 0.05
fm5:p 1027
de5 0.01 0.015 0.02 0.03 0.04 0.05 0.06 0.08
    0.1 0.15 0.2 0.3 0.4 0.5 0.6 0.8
    1 1.5 2 3 4 5 6 8 10
df5 2.78e-6 1.11e-6 5.88e-7 2.56e-7 1.56e-7 1.20e-7 1.11e-7 1.20e-7
    1.47e-7 2.38e-7 3.45e-7 5.56e-7 7.69e-7 9.09e-7 1.14e-6 1.47e-6
    1.79e-6 2.44e-6 3.03e-6 4.00e-6 4.76e-6 5.56e-6 6.25e-6 7.69e-6
    9.09e-6
f2:n 20 21 22 23 25
fm2 7.5e5
e2 2.5e-8 5e-7 1e-2 4
print

```

Penentuan Fluxs Neutron Sumber Pu-Be

Adapun langkah-langkah penelitian adalah sebagai berikut; menghitung fluks neutron pada permukaan sumber. Perhitungan dilakukan dengan memodelkan Sumber Pu-Be dalam *bulk shielding pool*. Simulasi dilakukan dengan perangkat lunak MCNP 4C. Kemudian dicari fluks neutron sumber yang menghasilkan perhitungan fluks neutron total dan termal terhadap jarak yang mendekati hasil pada Tabel 1. Memodelkan sistem fisis kolimator ke dalam format kode input agar dapat diproses oleh program MCNP, mencari tebal beam filter optimum,

mengubah-ubah variabel desain hingga didapatkan hasil yang diinginkan. Semua perhitungan dilakukan dengan menggunakan program MCNP. Menghitung Fluks neutron dan dosis gamma pada permukaan kolimator, menetapkan desain kolimator, menghitung tebal *shutter*, menghitung berat keseluruhan alat dan terakhir membuat gambar rancangan alat.

Dari tabel 1 dapat diambil kesimpulan bahwa fluks neutron pada permukaan sumber PuBe mendekati $7,5 \cdot 10^5 \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$. Nilai fluks neutron ini digunakan dalam perhitungan selanjutnya dalam melakukan desain kolimator.

Tabel 1. Hasil perhitungan fluks neutron pada permukaan sumber Pu-Be.

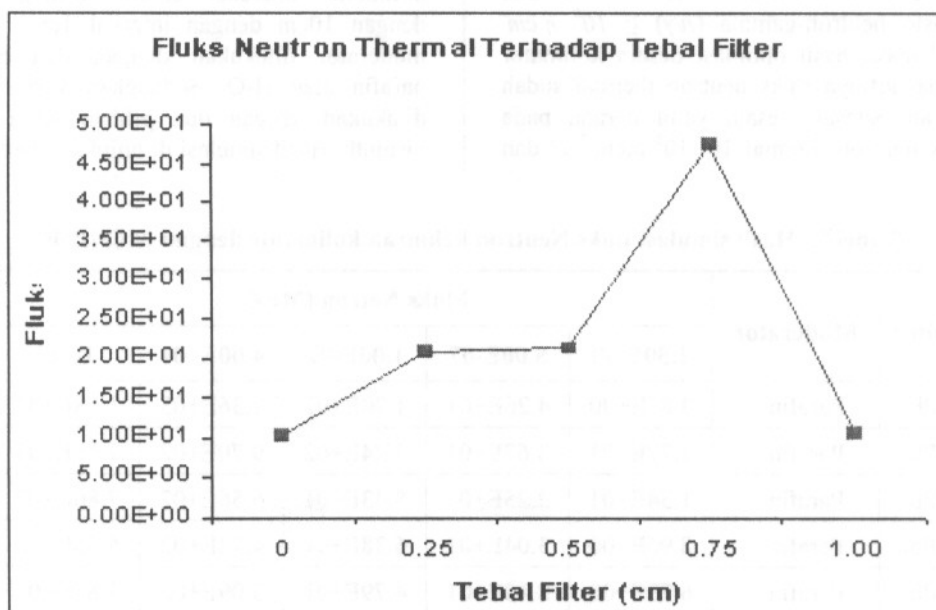
Fluks sumber ($\text{n.cm}^{-1}.\text{s}^{-1}$)	Jarak dari sumber (cm)	Φ_{termal} ($\text{n.cm}^{-1}.\text{s}^{-1}$)	Φ_{total} ($\text{n.cm}^{-1}.\text{s}^{-1}$)
$6,5 \cdot 10^5$	5	2.62595E+02	3.48061E+02
	10	1.24346E+02	1.57858E+02
	15	5.99401E+01	7.32605E+01
	20	2.58050E+01	3.15092E+01
	25	9.29803E+00	1.22026E+01
	30	4.20164E+00	5.55693E+00
	35	2.59107E+00	2.90753E+00
	40	8.94133E-01	9.60013E-01
$7 \cdot 10^5$	5	2.82795E+02	3.74835E+02
	10	1.33911E+02	1.70001E+02
	15	6.45509E+01	7.88959E+01
	20	2.77900E+01	3.39330E+01
	25	1.00133E+01	1.31412E+01
	30	4.52484E+00	5.98438E+00
	35	2.79038E+00	3.13118E+00
	40	9.62913E-01	1.03386E+00
$7,5 \cdot 10^5$	5	3.02994E+02	4.01609E+02
	10	1.43476E+02	1.82144E+02
	15	6.91617E+01	8.45313E+01
	20	2.97750E+01	3.63568E+01
	25	1.07285E+01	1.40799E+01
	30	4.84805E+00	6.41184E+00
	35	2.98969E+00	3.35484E+00
	40	1.03169E+00	1.10771E+00
$8,0 \cdot 10^5$	5	3.23194E+02	4.28383E+02
	10	1.53041E+02	1.94287E+02
	15	7.37724E+01	9.01667E+01
	20	3.17600E+01	3.87805E+01
	25	1.14437E+01	1.50186E+01
	30	5.17135E+00	6.83930E+00
	35	3.18900E+00	3.57849E+00
	40	1.10047E+00	1.18155E+00

HASIL DAN PEMBAHASAN

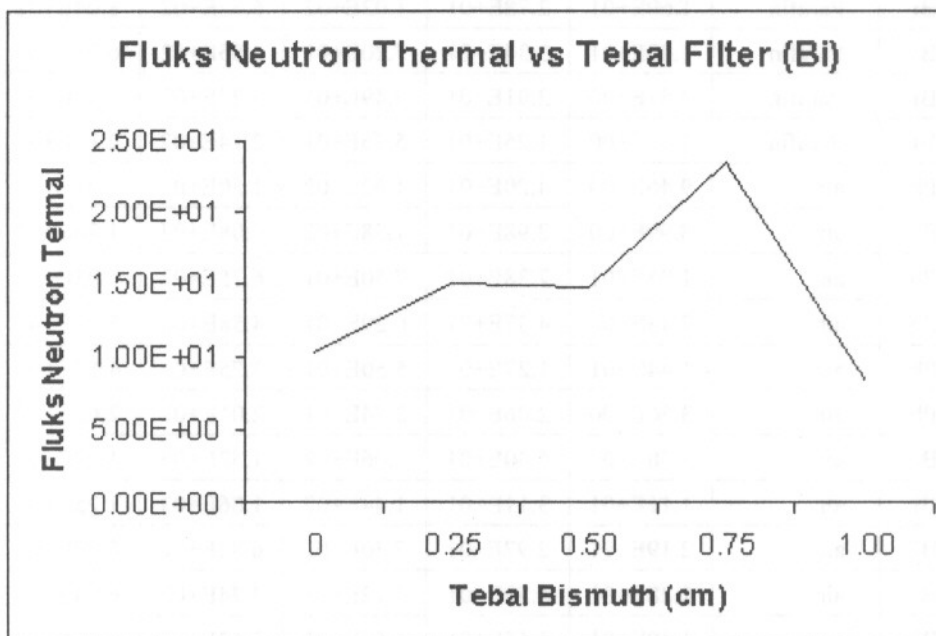
Optimasi Tebal Beam Filter

Pencarian tebal beam filter optimum dimaksudkan untuk mengurangi jumlah iteraksi yang harus dilakukan sehingga dapat mempermudah da-

lam proses disain kolimator. Perhitungan dilakukan dengan melakukan variasi tebal beam filter pada panjang kolimator 5 cm dan diameter *aperture* 3cm. Dari hasil simulasi tebal beam filter untuk bahan Pb dan Bi yang menghasilkan fluks neutron termal terbesar dan dosis gamma terkecil. Hasil dari simulasi ditunjukkan pada Gambar 2 dan Gambar 3.



Gambar 2. Grafik fluks neutron thermal terhadap tebal filter Pb.



Gambar 3. Grafik fluks neutron thermal terhadap tebal filter Bi.

Dari Gambar 2 dan Gambar 3 menunjukkan bahwa untuk 2 jenis bahan filter yang berbeda yaitu Pb dan Bi memberikan hasil tebal optimumnya sama pada ketebalan 0,75 cm. Pada ketebalan 0,75 cm untuk bahan Pb dan Bi memberikan keluaran fluks neutron thermal masing-masing $4,5 \times 10^1 \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$ dan $2,5 \times 10^1 \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$. Dari persyaratan desain menyatakan bahwa keluaran fluks neutron termal dari kolimator harus berkisar 10^1 - $10^4 \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$ dan memiliki rasio neutron-gamma $(n/\gamma) \geq 10^6 \text{ n.cm}^{-2}.\text{mR}^{-1}[2,8,9,10]$ maka hasil optimasi desain kolimator sudah optimal artinya fluks neutron thermal sudah sesuai dengan batasan desain yaitu berada pada daerah fluks neutron thermal 10^1 - $10^4 \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$ dan

rasio neutron-gamma (n/γ) juga sudah optimal seperti yang ditunjukkan pada Tabel 2 yaitu $(n/\gamma) \geq 10^6 \text{ n.cm}^{-2}.\text{mR}^{-1}$.

Optimasi Disain Kolimator

Variasi dilakukan pada panjang kolimator, jenis moderator dan jenis filter. Variasi panjang kolimator dilakukan dalam rentang 5cm sampai dengan 10cm dengan interval 1cm. Variasi Jenis moderator dilakukan dengan dua pilihan yaitu parafin atau H₂O. Sedangkan variasi jenis filter dilakukan dengan dua pilihan yaitu timbal atau bismuth. Hasil simulasi ditunjukkan pada Tabel 2.

Tabel 2. Hasil simulasi fluks Neutron keluaran kolimator dengan MCNP 4C.

D (cm)	Filter	Moderator	Fluks Netron (MeV)					Gamma mR h ⁻¹
			2.50E-08	5.00E-07	1.00E-02	4.00E+01	Total	
3	Pb	Parafin	4.85E+00	4.26E+01	1.70E+02	1.36E+03	1.58E+03	1.13E-03
3	Pb	Parafin	1.77E+01	3.67E+01	1.24E+02	9.70E+02	1.15E+03	8.18E-04
3	Pb	Parafin	1.34E+01	3.25E+01	8.43E+01	6.56E+02	7.86E+02	6.36E-04
3	Pb	Parafin	8.96E+00	3.04E+01	6.38E+01	4.72E+02	5.75E+02	5.13E-04
3	Pb	Parafin	6.73E+00	2.10E+01	4.79E+01	3.09E+02	3.85E+02	4.05E-04
3	Pb	Parafin	3.85E+00	1.72E+01	4.48E+01	1.88E+02	2.54E+02	3.54E-04
3	Bi	Parafin	1.20E+01	4.25E+01	1.74E+02	1.50E+03	1.73E+03	1.39E-03
3	Bi	Parafin	1.47E+01	5.10E+01	1.16E+02	1.00E+03	1.19E+03	9.66E-04
3	Bi	Parafin	1.69E+01	2.78E+01	1.02E+02	6.57E+02	8.04E+02	6.59E-04
3	Bi	Parafin	1.03E+01	3.34E+01	7.20E+01	4.85E+02	6.01E+02	6.54E-04
3	Bi	Parafin	3.51E+00	2.91E+01	7.49E+01	3.27E+02	4.34E+02	4.14E-04
3	Bi	Parafin	1.41E+00	1.25E+01	5.76E+01	2.14E+02	2.85E+02	3.19E-04
3	Pb	air	9.46E+00	4.20E+01	1.62E+02	1.50E+03	1.71E+03	7.03E-04
3	Pb	air	8.99E+00	2.98E+01	1.38E+02	1.08E+03	1.26E+03	7.89E-04
3	Pb	air	1.95E+01	2.38E+01	7.50E+01	6.75E+02	7.93E+02	6.25E-04
3	Pb	air	7.43E+00	4.37E+01	6.29E+01	4.58E+02	5.72E+02	4.80E-04
3	Pb	air	1.44E+01	1.27E+01	5.50E+01	3.75E+02	4.57E+02	3.93E-04
3	Pb	air	3.56E+00	2.06E+01	3.74E+01	2.01E+02	2.63E+02	3.15E-04
3	Bi	air	9.38E+00	5.30E+01	2.06E+02	1.52E+03	1.79E+03	1.23E-03
3	Bi	air	1.11E+01	3.11E+01	1.44E+02	1.06E+03	1.25E+03	8.79E-04
3	Bi	air	2.19E+01	2.97E+01	7.30E+01	6.82E+02	8.06E+02	7.03E-04
3	Bi	air	1.28E+01	4.59E+01	7.12E+01	4.74E+02	6.04E+02	6.23E-04
3	Bi	air	1.40E+01	1.65E+01	6.50E+01	3.57E+02	4.52E+02	4.51E-04
3	Bi	air	6.11E+00	2.17E+01	2.61E+01	2.21E+02	2.75E+02	3.09E-04

Dari hasil Tabel 2 terlihat bahwa disain kolimator optimal adalah disain dengan **panjang kolimator 7 cm, moderator air dan filter bismuth**. Disain ini menghasilkan fluks neutron termal $4,56.10^1 \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$ dan fraksi neutron gamma $2,8693.10^8 \text{ n.cm}^{-2}.\text{mR}^{-1}$.

Optimasi Tebal Perisai

Perisai diperlukan untuk melindungi operator dari bahaya radiasi. Berdasarkan IAEA Safety Series No.9 (1962) halaman 23 nomor 5.1.1.4 bahwa nilai ambang laju dosis radiasi yang diijinkan pada radius 0,1 m dari permukaan alat adalah 0,1 mrem/jam. Berdasarkan ketentuan tersebut, diperlukan disain perisai yang dapat mengurangi laju dosis radiasi sampai 0,1 mrem/jam. Untuk mendapatkan nilai laju dosis dalam mrem/jam dari fluks neutron dan foton, diperlukan konversi yang besarnya tergantung dari tenaga neutron.

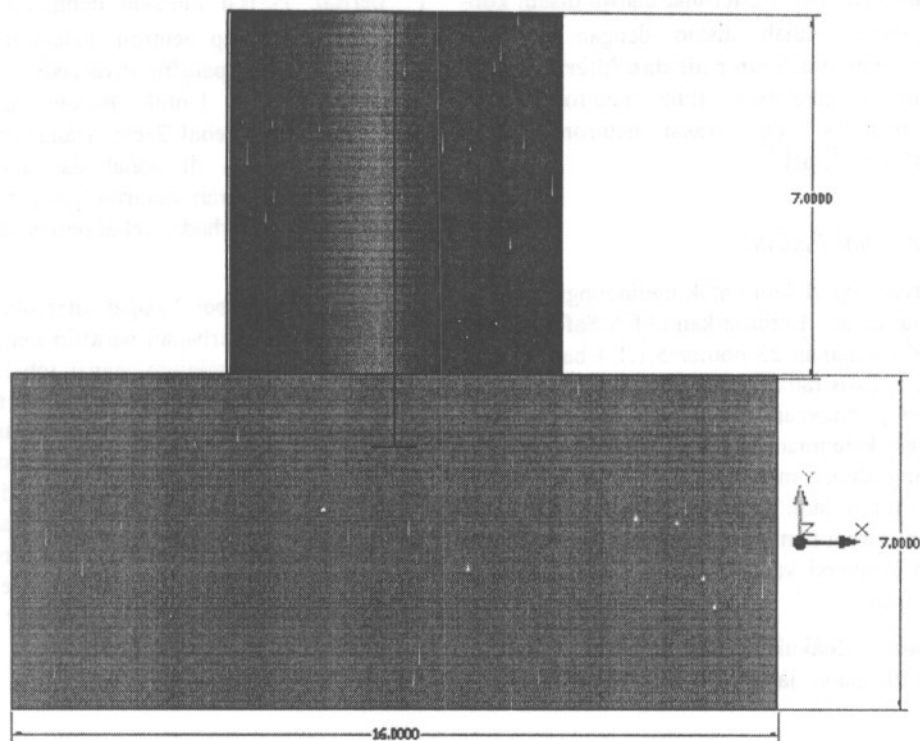
Disain dilakukan dengan menempatkan detektor titik pada jarak 10 cm dari permukaan

perisai. Perisai didisain dengan bahan moderator untuk menyerap neutron, dalam hal ini digunakan parafin. Tebal paraffin divariasikan pada 10, 15, 20, dan 25 cm. Untuk bahan *casing* digunakan Aluminium setebal 3 cm. Bahan ini dipilih karena ringan, mudah di dapat dan memiliki tampang lintang hamburan neutron yang tinggi. Nilai laju dosis radiasi terhadap tebal perisai dapat dilihat pada Tabel 3.

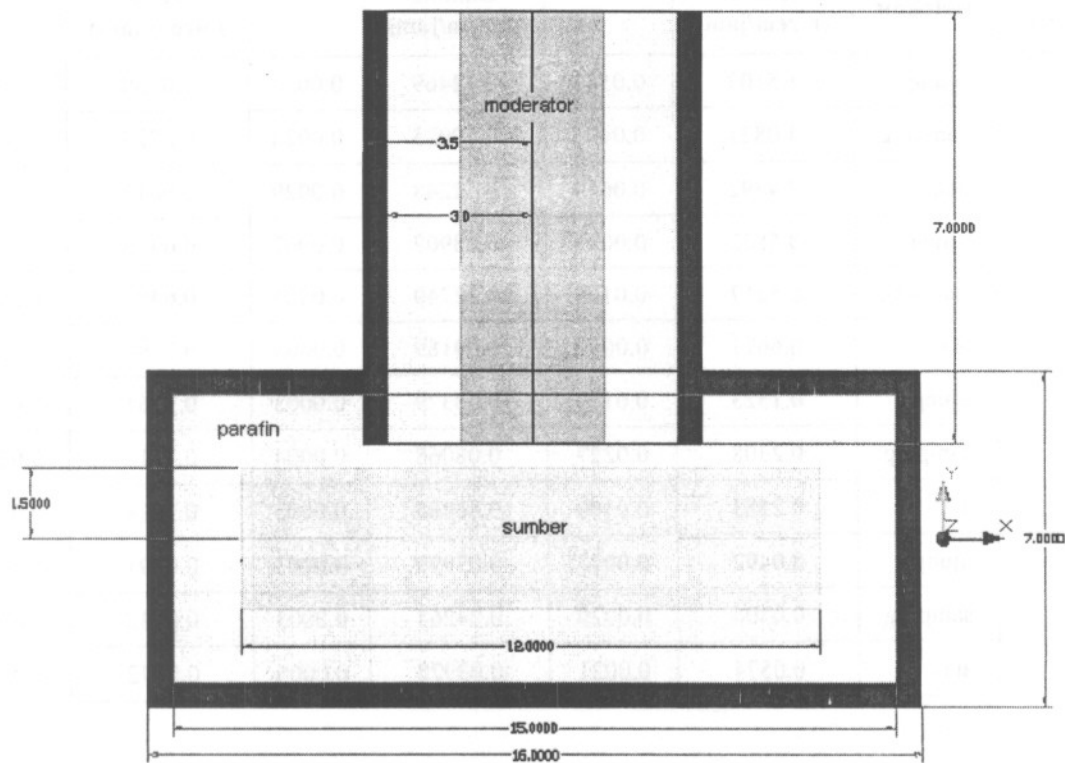
Dari Tabel 3 dapat ditentukan disain perisai, yaitu perisai berbahan paraffin dengan tebal 25 cm dan *casing* Aluminium dengan tebal 3 cm. Perisai ini akan mengurangi laju dosis radiasi sampai di bawah batas ambang 0,1 mrem/jam. Bahan timbal dengan tebal 3 cm digunakan sebagai perisai untuk mengurangi kontaminasi gamma saat digunakan untuk pengujian. Disain *shutter* menggunakan bahan yang sama, yaitu moderator parafin dan *casing* aluminium. Detail rancangan selengkapnya dapat dilihat pada Gambar 4, Gambar 5, Gambar 6, Gambar 7 dan Gambar 8.

Tabel 3. Hasil optimasi desain dari laju dosis radiasi terhadap tebal perisai.

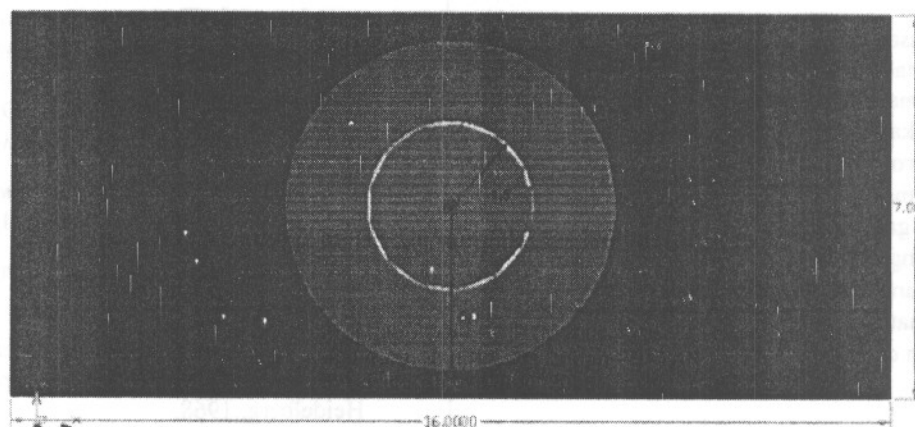
Tebal Perisai (cm)	Posisi Detektor	Laju Dosis Neutron (mrem/jam)	Ralat	Laju Dosis Gamma (mrem/jam)	Ralat	Laju Dosis Total (mrem/jam)	Ralat
10	ujung	1.5103	0.0581	0.12469	0.0031	1.6350	0.0582
	samping	4.0821	0.0425	0.19025	0.0028	4.2724	0.0426
	atas	2.4792	0.0619	0.12248	0.0029	2.6017	0.0620
15	ujung	0.5522	0.0091	0.08907	0.0003	0.6413	0.0091
	samping	0.5217	0.0108	0.12740	0.0005	0.6491	0.0108
	atas	0.6671	0.0099	0.09189	0.0003	0.7590	0.0099
20	ujung	0.1523	0.0173	0.06379	0.0003	0.2161	0.0173
	samping	0.2308	0.0227	0.08068	0.0004	0.3115	0.0227
	atas	0.2585	0.0160	0.06484	0.0003	0.3234	0.0160
25	ujung	0.0492	0.0023	0.03999	0.0003	0.0891	0.0023
	samping	0.0306	0.0029	0.04264	0.0003	0.0732	0.0029
	atas	0.0574	0.0021	0.03978	0.0005	0.0972	0.0021



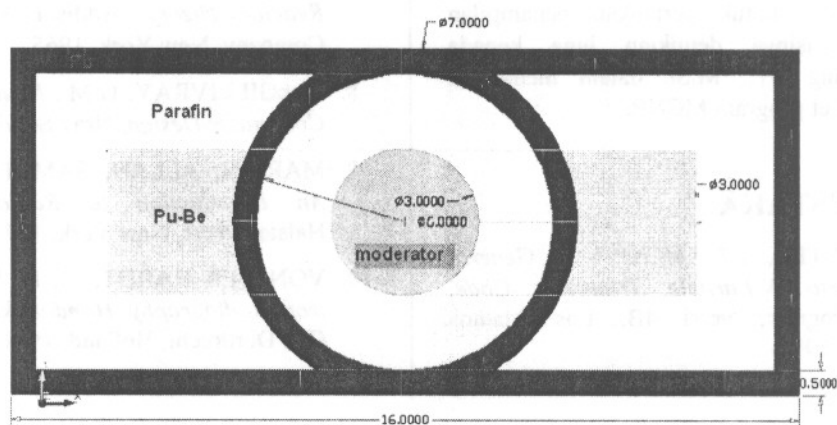
Gambar 4. Desain luar tampak samping Kolimator.



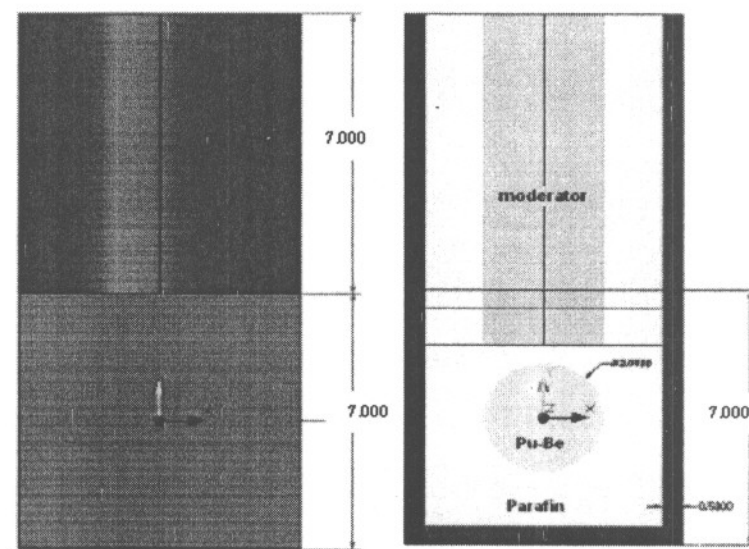
Gambar 5. Desain bagian dalam tampak samping Kolimator.



Gambar 6. Desain luar tampak depan Kolimator.



Gambar 7. Desain bagian dalam tampak depan Kolimator.



Gambar 8. Desain tampak atas Kolimator.

KESIMPULAN

Berdasarkan dari hasil optimasi desain kolimator maka dapat disimpulkan bahwa fluks neutron optimal sebesar $(4,5600 \pm 0,4690) \cdot 10^1 \text{ n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ dihasilkan pada disain kolimator dengan aperture boron, filter timbal, moderator parafin, panjang kolimator 7 cm, dan massa total alat 5,495 kg. Paparan gamma pada *image plane* untuk disain kolimator yang dipilih sebesar $(5,7229 \pm 0,1081) \cdot 10^{-4} \text{ mR/jam}$ dan nilai banding neutron gamma pada disain kolimator yang dipilih sebesar $(2,8693 \pm 0,0001) \cdot 10^8 \text{ n cm}^{-2} \text{ mR}^{-1}$.

UCAPAN TERIMA KASIH

Penulis mengucapkan terima kasih kepada Ir. Monjo, Ir. Agus Budi Wijatna, M.Si yang telah memberikan saran untuk perbaikan penampilan penulisan dan isinya demikian juga kepada Alexander Agung ST., M.Sc dalam membantu menjalankan paket program MCNP.

DAFTAR PUSTAKA

1. BRIESMEISTER, J.F., *MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code*, Manual Program, versi 4B, Los Alamos Laboratory, 1997.
2. BASTÜRK, MENEKSE, et al., *Neutron Radiography and Tomography Investigations at TRIGA Mark-II Reactor*, International Conference Nuclear Energy for New Europe (www.drustvo-js.si/gora2002), 9 - 12 September 2002, Kranjska Gora, Slovenia, 2002.
3. HALMSHAW, R., *Non Destructive Testing*, Arnold Hodder Headline Group, London, 1991.
4. ISSAC, ALAN, *Kamus Lengkap Fisika*, Erlangga, Jakarta, 1997.
5. JAEGER, R.G., et. al., *Engineering Compendium on Radiation Shielding*, Springer-Verlag, Heidelberg, 1968.
6. KNOLL, G.F., *Radiation Detection and Measurement*, John Wiley & sons Inc, USA, 1979.
7. LAMARSH, J..R., *Introduction To Nuclear Reactor Theory*, Addison-Wesley Publishing Company, New York, 1965.
8. MacGILLIVRAY, G.M., *Neutron Radiography Collimator Design*, Nrav Services Inc., Canada.
9. MARTIN, ALLAN, SAMUEL HARBISSEON, *An Introduction to Radiation Protection*, Halsted Press, New York, 1979.
10. VON DER HARDT, P., H. ROTTGER, *Neutron Radiography Handbook*, D. Reidel Pub. Co., Dordrecht, Holland, 1981.