



## ASPEK KESELAMATAN RADIASI TEMPAT PENYIMPAN BAHAN BAKAR TERIRRADIASI DI *BULKSHIELDING*

Umar Sahiful Hidayat, Puradwi Ismu Wahyono, Mahrus Salam  
Pusat Teknologi Akselerator dan Proses Bahan-BATAN, Yogyakarta  
Email : ptapb@batan.go.id

### ABSTRAK

**ASPEK KESELAMATAN RADIASI TEMPAT PENYIMPAN BAHAN BAKAR TERIRRADIASI DI *BULK SHIELDING*.** Reaktor Kartini telah memperoleh izin perpanjangan operasi dari Bapeten sampai dengan tahun 2019. Sejalan dengan itu maka persyaratan keselamatan terutama perubahan desain Struktur System dan Komponen (SSK) menjadi focus utama evaluasi dari badan pengawas. Bulkshielding merupakan SSK utama yang berfungsi pokok untuk menyimpan sementara bahan bakar bekas sebelum dikembalikan ke negara asal. Pertengahan tahun 2007- 2009 bulkshielding dikeringkan untuk pengamatan ada tidaknya rembesan dari kolom termal. Selanjutnya dipasang sebuah wadah tempat penyimpanan bahan bakar yang berukuran separo dari dimensi awal bulkshielding (panjang 265cm, lebar 240 cm, kedalaman 380 cm). Wadah tempat penyimpanan tersebut mulai digunakan pada awal tahun 2010. Sebagai persyaratan keselamatan terutama dari aspek radiasi, reaktor maka dilakukan analisis besaran radiasi yang ada dari pengukuran langsung dan perhitungan. Hasil pengukuran diperoleh data radiasi tertinggi sebesar 0,685 mRem/jam dan hasil perhitungan sebesar 0,183 mRem/jam. Dari data tertinggi hasil tersebut masih dalam batas keselamatan yang diizinkan yakni 1 mrem/jam. Sehingga tempat penyimpanan bahan bakar bekas di bulk shielding aman digunakan.  
**Kata Kunci:** Bulk shielding, radiasi, SSK

### ABSTRACT

**THE ASPECTS OF RADIATION SAFETY IRRADIATED FUEL STORAGE IN *BULK SHIELDING*.** Reactor Kartini has an extension of the operating license from Bapeten until 2019. The safety requirements, especially changes to the design and Structure, System and Components (SSCs) to be the main focus of the evaluation from regulatory body. Bulk shielding is the main component of reactor that function is essential to temporarily store spent fuel before being returned to their home countries. Mid-year 2007 – 2009 bulk shielding dried for observation whether or not see page from the thermal column. Further more a fuel container was installed which has half bulk shielding initial dimensions (length 265cm, width 240 cm, depth 380cm). Storage container used in early 2010. As safety requirements, especially from the aspect of radiation, the analysis of radiation that is of direct measurements and calculations was done. The measurement results obtained that the highest radiation data is 0.685 mRem/h and the calculation data is 0.183 mRem/hour. From the highest data results are still with in safety limits allowed which is 1 mrem/ hr. So that the spent fuel storage in bulk shielding is safe to be used.  
**Keywords:** Bulk shielding, Radiation, SSC

---

### PENDAHULUAN

Analisis radioaktivitas elemen bakar sebagai suku sumber (*source term*) merupakan perhitungan radiasi dengan konsep dasar terkait dengan kuat sumber dan proteksi radiasi (jarak, waktu dan perisai radiasi). Perhitungan perencanaan

tempat elemen bakar telah dilakukan sejak reaktor direncanakan. Dari hasil analisis tersebut telah diperoleh sarana tempat penyimpanan elemen bakar baru, fasilitas irradiator gamma dan gamma *scanning* maupun rak tempat penyimpanan elemen bakar bekas yang kesemuanya tidak menyimpang dari analisis kekritisan yang dilakukan. Namun



faktor radiasi dalam rangka memproteksi radiasi perlu dilihat aspek radiokativitas dari suku sumber.

Pada tulisan ini dilakukan analisis paparan radiasi. Analisis ini bertujuan untuk mendapatkan nilai-nilai paparan yang terkait dengan tempat penyimpanan elemen bakar. Dengan menggunakan perangkat lunak (ORIGEN2) dan komposisi bahan bakar bekas yang telah dioperasikan dengan daya 115 kW dan *burn up* 50%, diperhitungkan nilai-nilai radiasi faktor sumber.

Dengan diperolehnya nilai paparan radiasi serta aktivitas lepasan yang dimungkinkan oleh sumber radiasi yakni elemen bahan bakar hasil pengoperasian 115 kW dengan *burn up* 50%, maka desain wadah bahan bakar bekas di *bulkshielding* di kaji aspek paparan yang dapat melampauinya. Diharapkan analisis radioaktivitas ini berdasarkan pada hasil perhitungan dengan ORIGEN2 dapat menilai aspek keselamatan radiasi atas desain wadah elemen bakar bekas di *bulk shielding* tersebut.

## DASAR TEORI

Neutron dalam elemen bakar dapat berkembang biak karena ada inti bahan fisil yang dapat menyerap neutron thermal dan membelah menghasilkan 2-3 neutron baru sebagai neutron cepat yang siap termoderasi di dalam mediumnya untuk kemudian menjadi neutron thermal yang kemudian diserap oleh inti bahan fisil selanjutnya dan menghasilkan neutron baru berikutnya. Fenomena ini disebut sebagai reaksi berantai yang dapat menghasilkan produk fisi, aktinida dan produk aktivasi. Kesemuanya ini menghasilkan paparan radiasi. Paparan radiasi suku sumber dari elemen bahan bakar reaktor Kartini dimulai dari komposisi bahan bakar reaktor Kartini. Sebagai hasil reaksi berantai maka suku sumber tersebut menjadi sumber radiasi yang dapat memberikan paparan disekitarnya. Dengan fungsi waktu, jarak dan perisai maka nilai paparan dapat berbeda-beda. Oleh karena itu secara umum nilai paparan radiasi di nilai dari aktivitasnya yang secara umum dipengaruhi oleh waktu paruhnya,  $\lambda = 0.693 / T_{1/2}$ , dimana  $T_{1/2}$  merupakan waktu yang dibutuhkan oleh suku sumber sebagai inti radioaktif untuk meluruh hingga aktivitasnya tinggal separuh dari aktivitas semula,  $A_0$  dengan satuan Currie. Atau dalam bentuk perumusan aktivitas setiap saat  $t$  atau aktivitas sebagai fungsi waktu adalah :

$$A_t = A_0 \exp^{-\lambda t}$$

## METODOLOGI

Perhitungan aspek radiasi dilakukan dengan mengasumsikan bahwa penempatan bahan

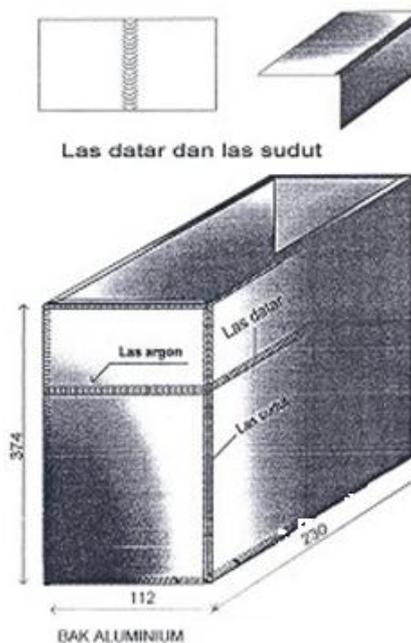
bakar di fasilitas wadah bahan bakar bekas di *bulk shielding* dilakukan pada nilai maksimum (jumlah bahan bakar dan *burn-up*). Oleh karena itu diasumsikan bahwa sejumlah 77 bahan bakar ditempatkan di fasilitas tersebut dengan maksimum *burn up* 50%.

Untuk perhitungan radioaktivitas dengan pertimbangan *burn up* maksimum 50 % untuk elemen bahan bakar dengan berat maksimum awal 38,51 gram dan komposisi berat UZrH<sub>1,7</sub> serta SS-304 sebagai bahan kelongsong bahan bakar dipertimbangkan komposisi dari bahan bakar dan kelongsongnya sebagai berikut<sup>[1]</sup>:

<sup>92</sup> U <sub>235</sub>	berat	: 38.510 gram
<sup>92</sup> U <sub>238</sub>	berat	: 154.136 gram
<sup>1</sup> H <sub>1,7</sub>	berat	: 36.714 gram
<sup>60</sup> Nd	berat	: 0.142 gram
<sup>14</sup> Si	berat	: 1.776 gram
<sup>24</sup> Cr	berat	: 31.978 gram
<sup>25</sup> Mn	berat	: 3.553 gram
<sup>26</sup> Fe	berat	: 126.868 gram
<sup>28</sup> Ni	berat	: 14.208 gram
<sup>40</sup> Zr	berat	: 2092.207 gram

Komposisi tersebut dilakukan untuk perhitungan pada *burn-up* 50% dengan menggunakan perangkat lunak ORIGEN2 dan pada operasi daya reaktor maksimum 115 kW dan rerata tiap bahan bakar menjadi 1.7 kW dengan waktu irradiasi 10000 hari pada fluks  $1.2 \times 10^{12}$  n/cm<sup>2</sup>detik. Perhitungan ini untuk mendapatkan jumlah panas berupa daya termal dari aktinida (AC), produk fisi (FP) dan produk aktivasi (AP) sebagai suku sumber radiasi.

## Penyimpan bahan bakar di *bulkshielding*



Gambar 1. Bak aluminium

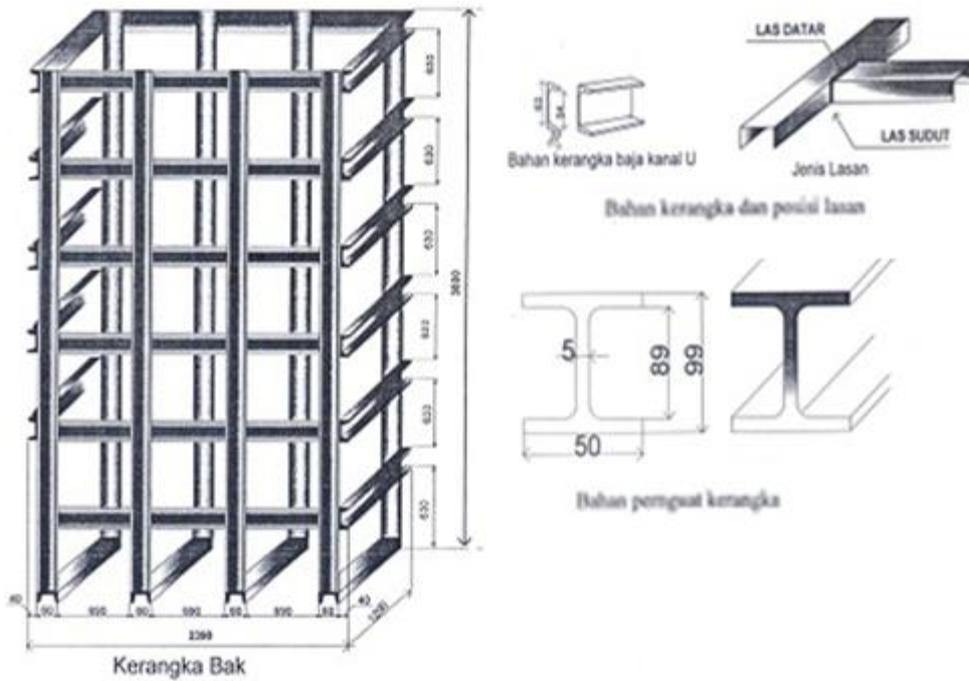


PROSIDING SEMINAR  
PENELITIAN DAN PENGELOLAAN PERANGKAT NUKLIR  
Pusat Teknologi Akselerator dan Proses Bahan  
Yogyakarta, 26 September 2012

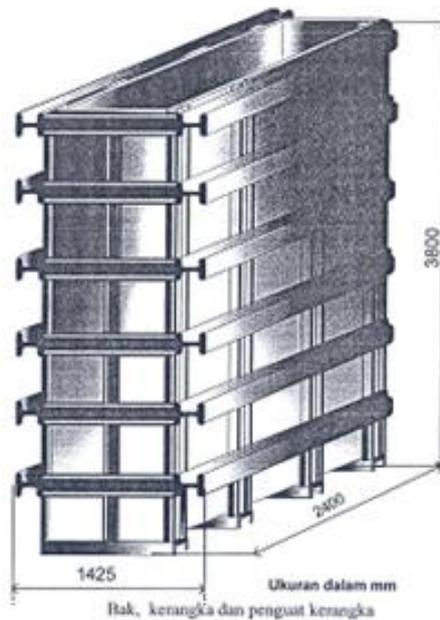
Penyimpanan bahan bakar di *bulkshielding* berupa bak aluminium yang diperkuat dengan menggunakan kerangka bak dan diletakkan di *bulkshielding*. Berdasarkan latar belakang permasalahan terhadap adanya *swelling* di liner (tangkir reaktor) dan dimungkinkan adanya rembesan dari air *bulk shielding* ke bagian luar liner reaktor tersebut. Fasilitas ini dibuat untuk tujuan memastikan bahwa daerah di samping luar *liner* kolam reaktor tetap kering dengan melakukan

isolasi air dari *bulkshielding* terhadap *liner* tersebut. Bak aluminium berukuran 112 cm x 230 cm x 374 cm dengan ketebalan sekitar 0.6 cm. Gambar 1, Gambar 2 dan Gambar 3 menunjukkan struktur penyimpanan bahan bakar di *bulkshielding*.

Volume air yang dapat ditampung di dalam wadah bahan bakar ini dengan ketinggian maksimum dari 15 cm dari bibir wadah yakni sebesar = 112 cm x 230 cm x 359 cm = 9247840 cm<sup>3</sup> atau seberat 8831,7 kg.



Gambar 2. Bahan dan kerangka penguat bak aluminium

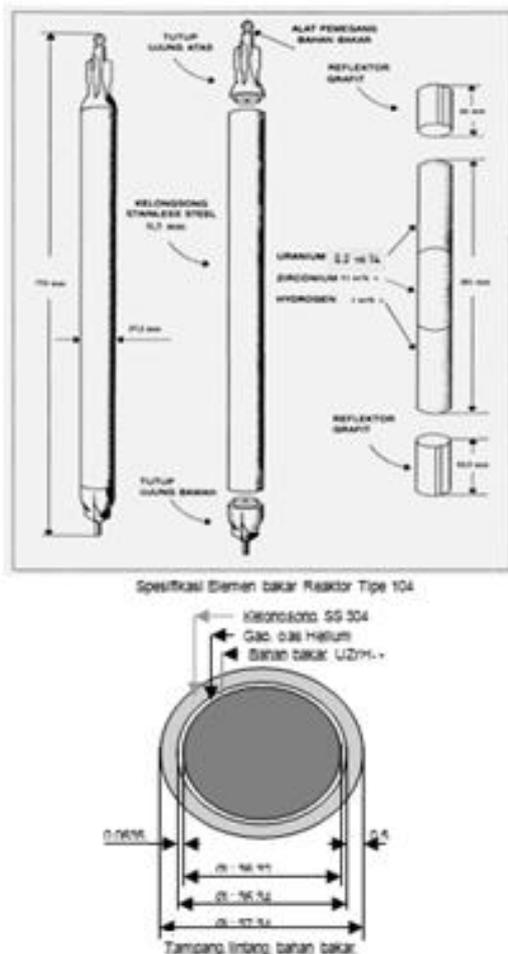


Gambar 3. Bak, kerangka dan penguat kerangka



**Deskripsi bahan bakar**

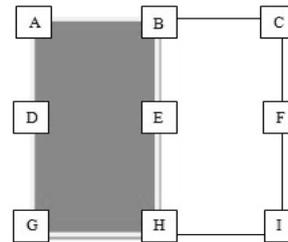
Bahan bakar Triga tipe 104 berkomposisi  $UZrH_{1.7}$  yang akan disimpan di fasilitas pengganti *bulkshielding* mempunyai diameter 36.32 mm dan panjang aktif 381 mm. Setiap bahan bakar mempunyai kelongsong yang terbuat dari bahan SS-304 dengan ketebalan 0.5 mm<sup>[3]</sup>. Untuk saat ini ada enam buah bahan bakar yang telah disimpan di fasilitas pengganti *bulkshielding* tersebut dengan kondisi *burn-up* sekitar (0.0 - 1.219932) %<sup>[5]</sup>. Sedangkan di dalam teras reaktor keseluruhan bahan bakar berjumlah 69 buah dengan nilai *burn-up* sekitar 0.302869 – 1.787582 %<sup>[5]</sup>. Bahan bakar tipe 104, mempunyai berat awal sekitar (35.7 – 38.51) gram Uranium diperkaya 20%. Bahan bakar baru yang ada di gudang dengan tipe 204 sebagai IFE (*instrumented fuel element*) berjumlah 2 (dua) buah. Jumlah keseluruhan dari bahan bakar yang ada sekarang berjumlah 77 buah, sehingga dalam penempatan di fasilitas pengganti *bulk shielding* diperlukan 3 buah rak.



Gambar 4. Bahan bakar Triga

**Teknik Perhitungan**

Perhitungan dilakukan dengan 2 cara, yakni menggunakan *software Rad Pro Calculator, version 3.0<sup>[4]</sup>* untuk menghitung besaran radiasi gamma yang dipancarkan bahan bakar dengan aktivitas tertentu serta menggunakan pengukuran langsung dengan detektor gamma yang terkalibrasi.



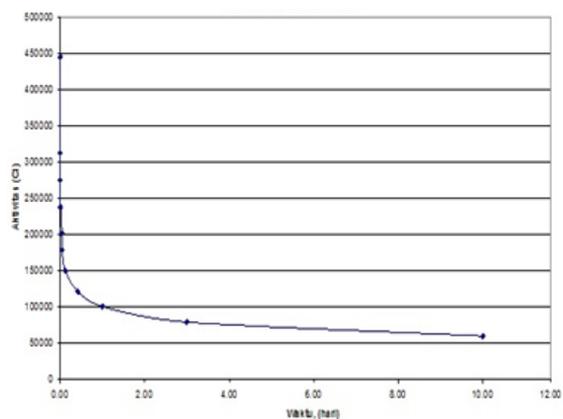
Gambar 5. Wadah di *bulkshielding* tampak atas

Pengukuran dan perhitungan dilakukan pada tempat/titik pengukuran yang sudah ditentukan, yakni daerah yang biasa digunakan pekerja melakukan aktivitas. Daerah tersebut terangkum dalam peta seperti pada Gambar 5

**HASIL DAN PEMBAHASAN**

**Hasil Perhitungan Radioaktivitas**

Sejumlah bahan bakar yang telah mengalami irradiasi pada saat reaktor telah dioperasikan selama 10.000 hari pada daya 115 kW akan mengalami *burn up* sebanyak 50%. Berdasarkan hasil produksi suku sumber radiasi panas tiap elemen diperoleh seluruh sumber radioaktivitas atau aktivitas dari seluruh bahan bakar terirradiasi tersebut<sup>[2]</sup>, (Tabel 1 dan 2)



Gambar 6. Aktivitas untuk seluruh bahan bakar yang ada setelah dioperasikan pada daya 115 kW sampai *burn up* 50%.



**PROSIDING SEMINAR  
PENELITIAN DAN PENGELOLAAN PERANGKAT NUKLIR  
Pusat Teknologi Akselerator dan Proses Bahan  
Yogyakarta, 26 September 2012**

Tabel 1. Aktivitas suku sumber radiasi 1 elemen bahan bakar (Curie, Ci)

Produkiirradiasi	10.000 hari	Aktivitas selanjutnya setelah irradiasi 10000 hari									
		1 MI	3 MI	10 MI	30 MI	1 HR	3 HR	10 HR	1 D	3 D	10 D
AP	40.71	40.61	40.42	39.84	38.44	36.59	31.22	24.70	23.25	22.52	20.88
FP	5665.29	3950.39	3463.58	2983.16	2521.56	2240.41	1875.78	1514.30	1253.75	988.48	751.62
ACT	69.71	69.61	66.42	60.84	50.44	40.59	35.22	31.70	27.25	15.52	2.58
Total	5775.71	4060.61	3570.42	3083.84	2610.44	2317.59	1942.22	1570.70	1304.25	1026.52	775.08

Tabel 2. Aktivitas suku sumber radiasi 77 elemen bahan bakar (Curie, Ci)

Produk irradiasi	10000 hari	Aktivitas selanjutnya setelah irradiasi 10000 hari									
		1 MI	3 MI	10 MI	30 MI	1 HR	3 HR	10 HR	1 D	3 D	10 D
Total	444752.0	312620.0	274890.0	237468.0	200970.0	178486.0	149534.0	120967.0	100408.0	79002.0	59675.0

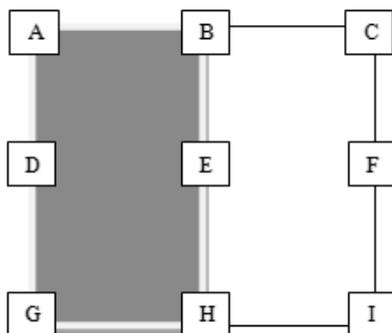
MI: menit; HR: jam; D: hari.

### Dosis paparan di sekitar wadah di *bulk shielding*

Dengan mengambil asumsi data 1 bahan bakar setelah irradiasi 10.000 hari, kemudian didinginkan selama 10 hari maka dari hasil perhitungan mcnp didapatkan aktivitas di pusat elemen bahan bakar sebesar 775 Ci.

Aktivitas sebesar itu diasumsikan sebagai sumber titik (konservatif) berada ditengah daging bahan bakar. Sehingga untuk mencapai permukaan *bulkshielding* radiasi tersebut harus melewati beberapa penghalang yakni uranium sendiri, gas helium, kelongsong bahan bakar, air.

Dengan tinggi dimensi wadah di *bulkshielding* 374 cm, dan tinggi elemen bakar 75 cm, maka diambil asumsi konservatif radiasi sebesar 775 Ci “hanya” menembus air setebal 300 cm. hasil perhitungan dengan menggunakan software *Rad Pro Calculator, version 3.0*. didapatkan hasil.



Gambar 7. Wadah di *bulkshielding* tampak atas

Hasil perhitungan dengan menggunakan software *Rad Pro Calculator, version 3.0* Terangkum dalam Tabel 3.

Dari hasil perhitungan (Tabel 3) terlihat bahwa titik perhitungan maksimum berada pada titik F karena bahan bakar berada pada pinggir bak aluminium sehingga *shielding* yang melindungi

hanya sekitar 10 cm air. Desain wadah *bulkshielding* hanya memungkinkan bahan bakar yang berada di pinggir maksimum 6 buah sehingga dosis radiasi dari perkiraan perhitungan ini juga 6 kali lebih besar yakni 0.24 mrem/h. masih dibawah batasan aman keselamatan radiasi 1 mrem/h.

Sedangkan paparan maksimum diatas wadah *bulkshielding* sebesar 77 bahan bakar kali 0.00237 mrem/h yaitu 0.183 mrem/h. masih dibawah batasan aman keselamatan radiasi 1 mrem/h. Dosis paparan hasil pengukuran di sekitar *bulkshielding*

Tabel 3. Data Perhitungan radiasi di sekitar *bulkshielding*

Titik Perhitungan	Hasil perhitungan (mrem/h)	Hasil pengukuran (mrem/h)
A	0.000275	0,55
B	0.000768	0,177
C	0.02654	0,441
D	0.000768	0,09
E	0.00237	0,13
F	0.041633	0,364
G	0.000275	0,03
H	0.000768	0,078
I	0.02654	0,685

Dari data pengukuran terlihat bahwa paparan radiasi terbesar berada pada titik I, hal ini disebabkan karena ada sumber neutron Pu-Be pada posisi dasar G. sumber neutron dengan fluks  $6,2 \times 10^6$  tersebut mengaktivasi bak aluminium sehingga memancarkan radiasi gamma yang tertangkap pada daerah I, C, F, 3 titik tersebut menjadi daerah yang paling besar memperoleh radiasi gamma.



## KESIMPULAN

Berdasarkan hasil pengukuran dan perhitungan didapatkan data bahwa hasil pengukuran lebih besar dari perhitungan, hal ini dikarenakan didalam wadah di *bulkshielding* terdapat 3 buah sumber neutron yang menyumbang paparan radiasi. Maka sebagai langkah antisipasif sesuai prinsip ALARA, data yang dipakai adalah data yang paling besar, dalam hal ini hasil pengukuran. Dari data tersebut paparan paling tinggi sebesar 0.685 mR/h. dengan paparan sebesar ini maka dapat disimpulkan bahwa aspek keselamatan dari dampak radiologi terpenuhi karena masih dibawah 1 mR/h.

## SARAN

Jika semua 77 bahan bakar dimasukkan ke dalam wadah *bulkshielding*, maka susunannya yang 2 rak membujur timur-barat untuk memberikan ruang air yang maksimal sehingga paparan pada titik C, F, I tidak bertambah signifikan.

Kontribusi paparan di C, F, I juga dipengaruhi oleh sumber neutron Pu-Be (fluks  $6,2 \times 10^{-6}$ ), sehingga untuk lebih memastikan paparan radiasi dibawah 1 mrem/h, perlu ditambahkan *shielding* neutron tambahan sebelum wadah *bulkshielding* menerima bahan bakar bekas lagi.

## DAFTAR PUSTAKA

1. N. TOMSIO, Characterization of Triga Fuel, GA Project No. 3442, GA Technologies Inc. 1986.
2. M.J. HALSALL and C.J. TAUBMAN, The '1986' WIMS Nuclear Data Library, Reactor Physics Division, AEE Winfrith. 1986
3. LAK Reaktor Kartini Rev.7
4. *Mc GINNIS, Ray, Rad Pro Calculator, version 3.0*
5. Log book bahan bakar reaktor Kartini