



Pengaruh Perisai Radiasi Pada Penyimpanan Kering Bahan Bakar Nuklir Bekas untuk Reaktor Daya Eksperimental

Pungky Ayu Artiani*, Ratiko, Yuli Purwanto, Kuat Heriyanto

Pusat Teknologi Limbah Radioaktif, BATAN, Kawasan Puspiptek, Setu, Tangerang Selatan, Indonesia 15314

INFORMASI ARTIKEL

Riwayat Artikel:

Diterima:

23 November 2018

Diterima dalam bentuk revisi:

28 Januari 2018

Disetujui:

30 Januari 2019

Kata kunci:

Reaktor Daya Eksperimental
Bahan Bakar Nuklir Bekas
Laju Dosis
Perisai Radiasi

ABSTRAK

PENGARUH PERISAI RADIASI PADA PENYIMPANAN KERING BAHAN BAKAR NUKLIR BEKAS UNTUK REAKTOR DAYA EKSPERIMENTAL Di masa mendatang, Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN) berencana membangun Reaktor Daya Eksperimental (RDE) dengan daya termal 10 MW. RDE merupakan reaktor suhu tinggi dengan bahan bakar berupa pebble yang teknologinya mirip dengan reaktor HTR-10. Dalam operasional RDE hal yang perlu diperhatikan adalah pengelolaan Bahan Bakar Nuklir Bekas (BBNB). Oleh karena itu, teknologi pengelolaan BBNB HTR-10 dapat digunakan sebagai acuan dalam pengelolaan BBNB reaktor RDE. Pengelolaan BBNB reaktor HTR-10 disimpan dalam tangki penyimpanan dengan sistem kering. Telah dilakukan perhitungan laju dosis pada tangki penyimpanan BBNB di gedung reaktor dan *interim storage* menggunakan Monte Carlo N-Particle 5 (MCNP-5). Hasil perhitungan laju dosis pada tangki penyimpanan dengan berbagai ketebalan timbal (Pb) berkisar $11,7 - 2,560 \times 10^6 \mu\text{Sv/jam}$ dan $813,06 - 7,146 \times 10^6 \mu\text{Sv/jam}$ masing-masing pada gedung reaktor dan *interim storage*. Hal ini menunjukkan bahwa ketebalan Pb pada tangki penyimpanan tidak memberikan pengaruh yang signifikan dalam penurunan laju dosis baik pada gedung reaktor maupun *interim storage*. Penurunan laju dosis akan lebih efektif dengan penambahan Pb pada *shielding* luar tangki penyimpanan BBNB. Hasil perhitungan laju dosis berkisar $2,560 \times 10^6 - 20,32 \mu\text{Sv/jam}$ dan $7,146 \times 10^6 - 105,58 \mu\text{Sv/jam}$ untuk berbagai ketebalan Pb pada *shielding* luar tangki penyimpanan BBNB masing-masing di gedung reaktor maupun *interim storage*. Meskipun nilai laju dosis tidak memenuhi syarat Nilai Batas Dosis (NBD) bagi pekerja radiasi dan masyarakat, namun untuk keselamatan pekerja radiasi penanganan BBNB ini dapat diakomodir dengan konsep As Low As Reasonably Achievable (ALARA), memperpanjang waktu peluruhan BBNB dan menfungsikan dinding *interim storage* sebagai *shielding*.

ABSTRACT

COMPONENT MAINTENANCE STRATEGY IN RAG-GAS COOLING SYSTEM BASED ON ESTIMATION OF MAINTENANCE TIME INTERVALS. In the future, National Nuclear Energy Agency (BATAN) will build 10 MW Experimental Power Reactor (RDE). RDE is a high-temperature reactor with pebble fuel whose technology is similar with HTR-10 reactor. When operating RDE, it needs to consider spent fuels management. Therefore, spent fuels management technology of HTR-10 can be used as a reference for spent fuels management of RDE. Spent fuels are stored in dry casks. Dose rates at the external surface of the casks in reactor building and interim storage were calculated using the Monte Carlo N-Particle 5 (MCNP-5). The calculation results of dose rates at the external surface of the casks with various lead (Pb) thickness vary in the range of $11.7 - 2.560 \times 10^6 \mu\text{Sv/hr}$ and $813.06 - 7.146 \times 10^6 \mu\text{Sv/hr}$ respectively in reactor buildings and *interim storage*. The results show that Pb thickness of cask has no a significant effect on decreasing the dose rates in both reactor building and interim storage. Decreasing the dose rate will be more effective with the addition of Pb thickness at the external surface of casks. The calculation results of dose rates vary in the range of $2.560 \times 10^6 - 20.32 \mu\text{Sv/hr}$ and $7.146 \times 10^6 - 105.58 \mu\text{Sv/hr}$ for various Pb thickness at the external surface of spent fuel casks in reactor building and interim storage. Although the dose rates do not meet the Dose Limit Value (NBD) requirements for radiation workers and the community, for the safety of radiation workers the spent fuel handling can be accommodated by implementing the concept of As Low As Reasonably Achievable (ALARA), extending BBNB decay time and optimizing function of the interim wall storage as a shielding.

Keywords: Experimental Power Reactor (RDE), Spent fuel, dose rate, shielding.

© 2018 Jurnal Pengembangan Energi Nuklir. All rights reserved

1. PENDAHULUAN

Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN) merencanakan pembangunan Reaktor Daya Eksperimental (RDE) yang bersifat non-komersial. Reaktor RDE merupakan reaktor bersuhu tinggi dengan daya termal 10 MW dan

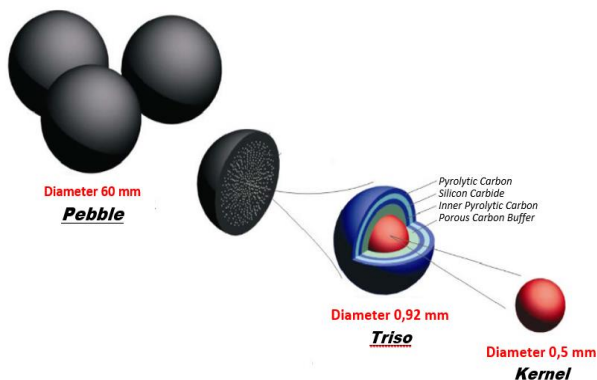
berpendingin gas helium (*High Temperature Gas-Cooled Reactor*, HTGR) [1]–[3]. Desain dan teknologi RDE mirip dengan reaktor HTR-10 yang dikembangkan oleh China [4]–[6]. HTR-10 dipilih karena memiliki tingkat keselamatan yang cukup baik dan menghasilkan energi yang besar sehingga dapat dimanfaatkan untuk proses kogenerasi. Selain itu, reaktor ini

*Penulis korespondensi.

E-mail: pungky@batan.go.id

nantinya akan dikembangkan untuk memenuhi kebutuhan listrik di Indonesia [2], [7].

Bahan bakar yang digunakan pada Reaktor RDE adalah bahan bakar UO₂ yang berbentuk pebble. Bahan bakar ini mengandung ribuan triso yang mempunyai struktur dan konstruksi berlapis. Bahan bakar Pebble dan lapisan triso dapat dilihat pada Gambar 1. Pebble mengalami proses iradiasi selama 1080 hari di reaktor [5]. Secara bertahap bahan bakar nuklir yang telah diiradiasi dan telah mencapai nilai burn up-nya akan dipindahkan ke tangki penyimpanan. Proses pemindahan Bahan Bakar Nuklir Bekas (BBNB) ini terjadi di gedung reaktor. Tangki penyimpanan yang telah penuh berisi BBNB disimpan dalam *interim storage* untuk didinginkan secara alami [8]. BBNB mengandung panas peluruhan dan radioaktivitas yang tinggi, sehingga memerlukan pengelolaan yang baik agar selamat bagi manusia dan lingkungan. [5], [9]-[11].



Gambar 1. Bahan Bakar Pebble [12], [13].

Desain tangki penyimpanan BBNB untuk pebble RDE telah dikembangkan oleh beberapa peneliti [4], [8], [14]. RENUKO mengembangkan desain tangki penyimpanan dengan kapasitas 30.000 pebble [14], sedangkan HTR-10 mengembangkan desain tangki penyimpanan dengan kapasitas 2.000 pebble [8]. Reaktor AVR yang juga merupakan reaktor nuklir jenis HTGR dari Jerman yang beroperasi dari tahun 1960 hingga 1988 telah membuat tangki penyimpanan untuk BBNB nya dengan kapasitas 2 x 950 pebble [15], [16]. Kebutuhan luas lahan yang harus disediakan merupakan pertimbangan yang penting dalam memilih desain tangki penyimpanan. Selain itu, sistem transportasi dan sistem penanganan tangki penyimpanan juga menjadi pertimbangan penting. Tangki penyimpanan dengan volume

yang kecil akan lebih mudah dalam hal penyimpanan dan penanganannya [4]. Untuk itu penelitian ini menggunakan desain tangki penyimpanan HTR-10 sebagai objek penelitian. Penelitian mengenai thermal safety analysis [8] dan subcriticality analysis [4] pada tangki penyimpanan ini sudah dilakukan, selain analisis tersebut, *shielding* analysis dan perhitungan laju dosis juga diperlukan untuk menjamin keselamatan radiasi bagi pekeja dan masyarakat sekitar [17]. Timbal merupakan bahan yang baik untuk menahan paparan radiasi. Wang dkk menulis mengenai desain detail mengenai tangki penyimpanan [8], namun tidak terdapat data detail mengenai ketebalan lapisan Timbal (Pb) yang dibutuhkan. Untuk itu pada penelitian ini dilakukan kajian mengenai pengaruh tebal timbal terhadap laju paparan radiasi yang ditimbulkan oleh BBNB.

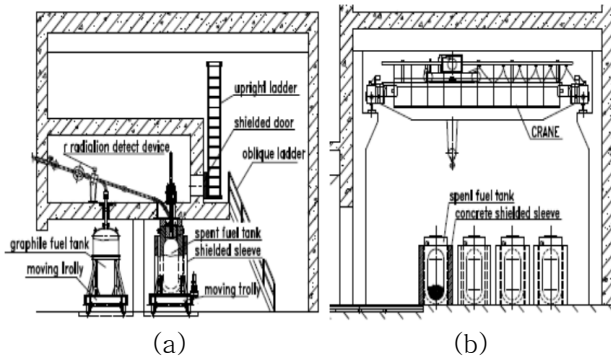
Perhitungan laju dosis dilakukan dengan beberapa tahap. Tahap pertama dimulai dengan perhitungan laju foton dan aktivitas radionuklida pada BBNB (source term) yang dilakukan dengan menggunakan ORIGEN 2.1, lalu dilanjutkan dengan membuat model tangki penyimpanan dan *shielding* dengan menggunakan program Vised pada program MCNP5. Selanjutnya dilakukan analisis laju dosis di gedung reaktor dan di *interim storage* dengan menggunakan program MCNP5. Program ORIGEN 2.1 dan MCNP5, telah banyak digunakan untuk analisis inventori BBNB dan desain keselamatan fasilitas nuklir [10], [18]-[22]. Hasil penelitian ini diharapkan bisa memberikan acuan serta kontribusi penting untuk detail desain tangki penyimpanan RDE.

2. METODOLOGI

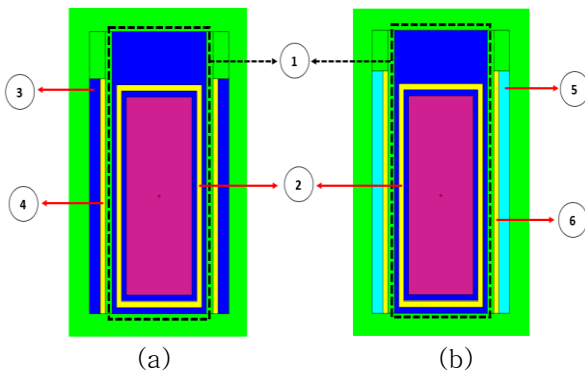
2.1. Geometri dan Model Simulasi

Bahan bakar nuklir bekas dikeluarkan dari reaktor setelah nilai burn-up terpenuhi. BBNB diletakkan secara bertahap ke dalam tangki penyimpanan yang diletakkan di atas trolley hingga penuh. Tangki penyimpanan ini mampu menampung 2000 pebble BBNB. Proses penempatan BBNB dilakukan di gedung reaktor dengan menggunakan stainless steel sebagai *shielding* yang melapisi tangki penyimpanan. Tangki penyimpanan yang telah penuh berisi BBNB, kemudian dipindahkan ke *interim*

storage. Tangki penyimpanan dalam *interim storage* dilapisi dengan beton sebagai bahan *shielding* [8]. Pengelolaan BBNB di gedung reaktor dan *interim storage* pada HTR-10 seperti ditunjukkan pada Gambar 2.



Gambar 2. Pengelolaan BBNB, (a) Gedung Reaktor dan (b) *Interim storage* [8].



Keterangan :

- (1) Tangki Penyimpanan,
- (2) Lapisan Pb di Tangki Penyimpanan
- (3) *Shielding Stainless Steel*
- (4) Lapisan Pb di *Shielding Stainless Steel*
- (5) *Shielding Beton*
- (6) Lapisan Pb di *Shielding Beton*

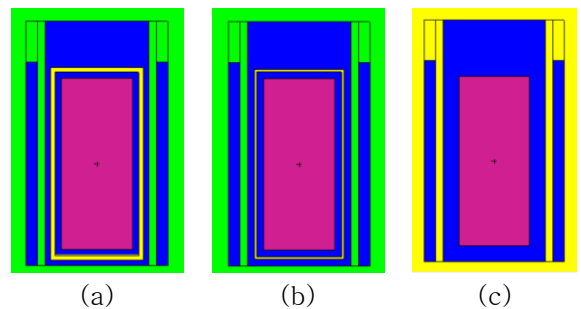
Gambar 3. Tangki Penyimpanan dan *Shielding*, (a) Gedung Reaktor dan (b) *Interim storage*

Gambar (3a) menunjukkan tangki penyimpanan BBNB dalam reaktor dengan *shielding* dari bahan stainless steel sedangkan Gambar (3b) menunjukkan tangki penyimpanan BBNB dengan *shielding* dari beton. Tangki penyimpanan BBNB terdiri dari 2 lapisan stainless steel dan diantara keduanya terdapat lapisan timbal (Pb). Tangki penyimpanan memiliki ukuran diameter dalam 60,6 cm; diameter luar 87,8 cm dan tinggi 210 cm. Diameter dalam *shielding* stainless steel 100 cm, diameter luar 120 cm dan tingginya 175 cm. Sedangkan *shielding* beton mempunyai ukuran

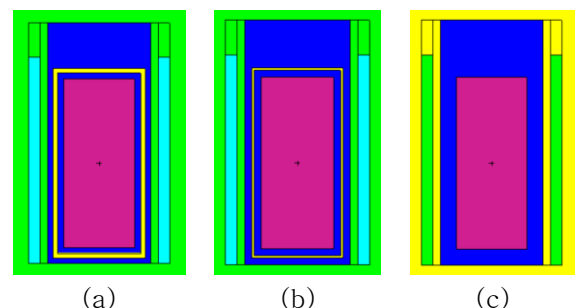
diameter dalam 100 cm, diameter luar 120 cm dan tinggi 180 cm [8].

Pada makalah ini, model geometri untuk tangki penyimpanan dan *shielding* diasumsikan sebagai silinder berlapis dan dimodelkan secara rinci dalam geometri 3 dimensi. Beberapa simulasi ketebalan Pb dilakukan untuk mengetahui pengaruh perubahan laju dosis radiasi yang ditimbulkannya. Ketebalan Pb maksimum yang memungkinkan untuk dapat digunakan dalam simulasi adalah 4,5 cm, karena terdapat keterbatasan tempat pada tangki penyimpanan. Simulasi yang digunakan antara lain :

1. Variasi ketebalan Pb didalam tangki penyimpanan sebesar 4,5 cm; 4 cm; 3 cm; 2 cm; 1 cm; 0,5 dan 0 cm (tanpa lapisan Pb). Variasi ini digunakan untuk menghitung dosis radiasi di gedung reaktor dan *interim storage*. Perubahan ketebalan Pb dalam tangki penyimpanan (4; 2 dan 0 cm) dapat dilihat pada Gambar 4 dan Gambar 5



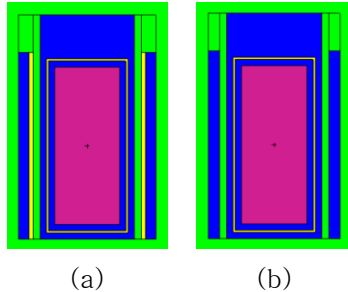
Gambar 4. Variasi ukuran tebal Pb dalam tangki penyimpanan di gedung reaktor (a) Tebal Pb 4 cm; (b) Tebal Pb 2 cm; (c) tanpa lapisan Pb



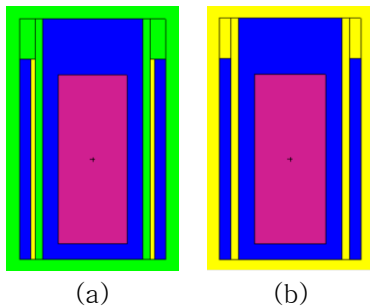
Gambar 5. Variasi ukuran tebal Pb dalam tangki penyimpanan di *interim storage* (a) Tebal Pb 4 cm; (b) Tebal Pb 2 cm; (c) tanpa lapisan Pb.

2. Variasi ketebalan Pb di *shielding* stainless steel sebesar 4,5 cm; 4 cm; 3 cm; 2 cm; 1 cm; 0,5 dan 0 cm (tanpa lapisan Pb). Pada variasi ini, dosis radiasi dihitung dengan menggunakan tangki penyimpanan dengan

ketebalan Pb 2 cm dan tangki penyimpanan tanpa lapisan Pb. Geometri simulasi pada variasi ini dapat dilihat pada Gambar 6 dan Gambar 7.

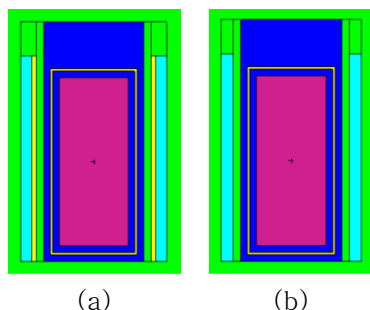


Gambar 6. Variasi ukuran tebal Pb pada *shielding* stainless steel (a) 4 cm; (b) 0 cm (tanpa Pb) di tangki penyimpanan dengan lapisan Pb 2 cm.

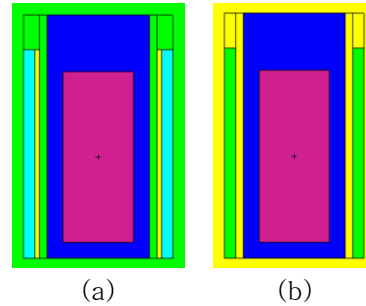


Gambar 7. Variasi ukuran tebal Pb pada *shielding* stainless steel (a) 4 cm; (b) 0 cm (tanpa Pb) di tangki penyimpanan tanpa lapisan Pb.

- Variasi ketebalan Pb di *shielding* beton sebesar 4,5 cm; 4 cm; 3 cm; 2 cm; 1 cm; 0,5 cm dan tanpa lapisan Pb. Pada variasi ini, dosis radiasi dihitung dengan menggunakan tangki penyimpanan dengan ketebalan Pb 2 cm dan tangki penyimpanan tanpa lapisan Pb. Geometri simulasi pada variasi ini dapat dilihat pada Gambar 8 dan Gambar 9.



Gambar 8. Variasi ukuran tebal Pb pada *shielding* beton (a) 4 cm; (b) 0 cm (tanpa Pb) di tangki penyimpanan dengan lapisan Pb 2 cm.



Gambar 9. Variasi ukuran tebal Pb pada *shielding* beton (a) 4 cm; (b) 0 cm (tanpa Pb) di tangki penyimpanan tanpa lapisan Pb

2.2. Sumber Radiasi

Perhitungan laju dosis membutuhkan data laju foton yang terkandung dalam BBNB sebagai data input pada MCNP5. Perhitungan tersebut dapat dihitung dengan menggunakan program ORIGEN 2.1 [5], [23], [24]. Ihda, dkk telah melakukan perhitungan aktivitas radionuklida pada BBNB HTR-10 [5], namun informasi mengenai laju foton pada BBNB pebble tepat pada saat BBNB berada di *interim storage* belum tersedia. Dengan menggunakan metode yang sama perhitungan aktivitas dan laju foton pada BBNB dilakukan kembali. Simulasi perhitungan dilakukan dengan menggunakan satu pebble yang diiradiasi selama 1080 hari dalam 5 siklus [4], [5]. Dalam setiap hari rata-rata 125 pebble dikeluarkan dari reaktor, 100 dari 125 pebble tersebut akan dimasukkan kembali ke dalam reaktor dan sisanya dimasukkan ke dalam tangki penyimpanan sebagai BBNB [4]. Sebelum dimasukkan ke dalam tangki penyimpanan BBNB, setiap pebble mengalami waktu tunggu selama 40 hari di discharge tank [5]. Kapasitas penyimpanan BBNB dalam tangki penyimpanan adalah 2000 pebble. Berdasarkan skenario siklus BBNB HTR-10 bisa dikatakan bahwa tangki penyimpanan akan penuh pada hari ke 80 setelah bahan bakar pertama keluar dari reaktor. Waktu peluruhan tersebut digunakan sebagai dasar perhitungan aktivitas dan laju foton. Kemudian, perhitungan dilanjutkan dengan menghitung total aktivitas dan laju foton BBNB yang disimpan pada tangki penyimpanan, dimana tangki penyimpanan mempunyai kapasitas maksimum 2000 pebble.

Nilai *average specific power* yang digunakan pada perhitungan Origen 2.1 sebesar $3,7 \times 10^{-4}$ MW, nilai ini dihitung berdasarkan total daya RDE 10 MW dibagi dengan jumlah

pebble didalam reaktor sebanyak 27000 pebble [5]. Sedangkan komposisi material bahan bakar pebble dihitung dengan menggunakan basis perhitungan jumlah total *heavy metal* per pebble dan % pengayaan Uranium. Selain data komposisi material bahan bakar pebble tersebut, data desain reaktor HTR-10 juga digunakan sebagai data input pada perhitungan Origen 2.1. Data tersebut dapat dilihat pada Tabel 1 dan Tabel 2

Tabel 1. Komposisi Material Pebble

No.	Isotop	Berat (gram)
1.	U-235	0,74907
2.	U-234	0,00022
3.	U-238	3,65700
4.	C-12	195,53756
5.	Si-28	0,40727
6.	O-16	0,59371

Tabel 2. Desain Reaktor HTR-10 [6]

No.	Parameter	Nilai
1.	Daya termal	10 MW
2.	Tipe bahan bakar	UO ₂
3.	Berat <i>heavy metal</i> per <i>pebble</i>	5 gram
4.	Pengayaan U-235	17 %
5.	Lapisan bahan bakar	IPyC, SiC, OPyC
6.	Tebal lapisan IPyC/SiC/OPyC	0,004/0,0035/0,004 cm
7.	Densitas IPyC/SiC/OPyC	1,9/3,18/1,9 gram/cm ²
8.	Massa <i>pebble</i>	200 gram
9.	Jumlah <i>pebble</i> di reaktor	270000 <i>pebble</i>
10.	Siklus bahan bakar di reaktor	5 siklus
11.	Waktu tinggal	1080 hari

2.3. Metode Perhitungan

Laju dosis dihitung dengan menggunakan program MCNP5. Program ini merupakan software yang sering digunakan dalam perhitungan laju dosis pada tangki penyimpanan BBNB [18], [22], [25]. Pada program MCNP5, perhitungan laju dosis menggunakan tally F5 dengan nuclear library ENDF/B-VI.8. Data input sumber radioaktif (BBNB) pada MCNP menggunakan laju foton (foton/detik) yang dihitung dengan ORIGEN 2.1. Titik kontak perhitungan laju dosis ditetapkan pada jarak

ukur 0 cm, 50 cm, 100 cm, 200 cm, 300 cm, 400 cm, 500 cm dari lapisan luar *shielding*. Titik perhitungan dibatasi hanya ke arah samping dari tangki penyimpanan. Titik ini dipilih karena terdapat kemungkinan pekerja radiasi berada di samping tangki penyimpanan BBNB, sehingga laju radiasi pada beberapa titik ini perlu diketahui. Keterangan lebih lanjut dapat dilihat pada Gambar 10.



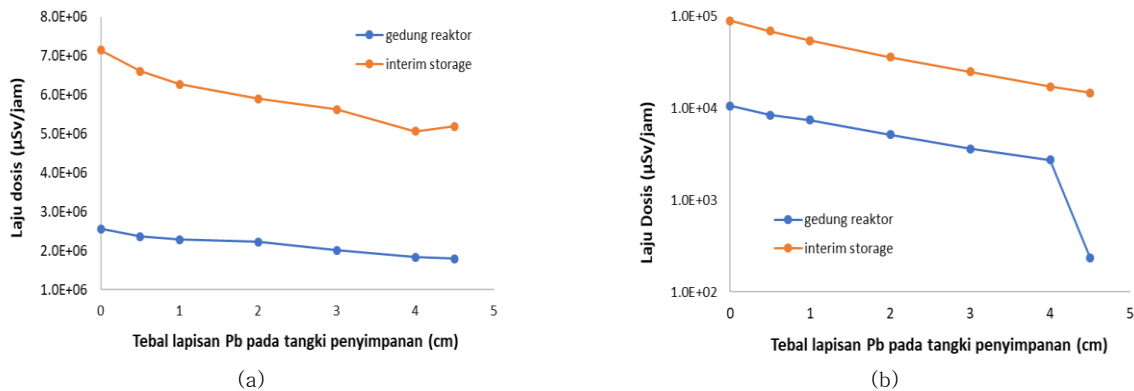
Gambar 10. Letak Titik Kontak Perhitungan Laju Dosis.

3. HASIL DAN PEMBAHASAN

Laju foton BBNB dalam tangki penyimpanan dihitung pada waktu peluruhan 80 hari dengan menggunakan ORIGEN2.1. Laju foton pada BBNB sebagian besar dihasilkan dari radiasi gamma pada peluruhan radionuklida. Laju foton ini disajikan dalam 18 kelompok energi, mulai dari 0,01 MeV hingga 9,5 MeV. Total laju foton yang dihasilkan dari produk aktivasi, aktinida dan anak luruhnya serta produk fisi untuk 2.000 pebble adalah $4,60 \times 10^{15}$ foton/detik. Detail laju foton tersebut dapat dilihat pada Tabel 3. Data laju foton ini merupakan data input yang digunakan dalam perhitungan laju dosis pada program MCNP5. Hasil perhitungan laju dosis pada tangki penyimpanan dengan jarak kontak 0 cm dan 50 cm dari permukaan dinding terluar *shielding* tangki penyimpanan dapat dilihat pada Gambar 11. Pada Gambar 11 terlihat bahwa laju dosis di *Interim storage* lebih besar dibanding dengan laju dosis di gedung reaktor pada ketebalan Pb yang sama dengan perbedaan rata-rata 63,92 %. Hal ini disebabkan perbedaan material *shielding* di gedung reaktor dan di *interim storage* masing-masing terbuat dari stainless steel dan beton. Stainless steel memiliki nilai daya serap radiasi yang lebih tinggi dibanding beton [26].

Tabel 3. Laju Foton pada BBNB dengan Waktu Peluruhan 80 hari

Energy mean (MeV)	Laju Foton (foton/detik)	Energy mean (MeV)	Laju Foton (foton/detik)	Energy mean (MeV)	Laju Foton (foton/detik)
$1,00 \times 10^{-2}$	$1,19 \times 10^{15}$	$2,25 \times 10^{-1}$	$1,40 \times 10^{14}$	2,25	$6,42 \times 10^{12}$
$2,50 \times 10^{-2}$	$2,80 \times 10^{14}$	$3,75 \times 10^{-1}$	$8,48 \times 10^{13}$	2,75	$1,48 \times 10^{12}$
$3,75 \times 10^{-2}$	$2,94 \times 10^{14}$	$5,75 \times 10^{-1}$	$5,71 \times 10^{14}$	3,50	$2,01 \times 10^{10}$
$5,75 \times 10^{-2}$	$2,36 \times 10^{14}$	$8,50 \times 10^{-1}$	$1,25 \times 10^{15}$	5,00	$2,26 \times 10^5$
$8,50 \times 10^{-2}$	$1,64 \times 10^{14}$	1,25	$2,28 \times 10^{13}$	7,00	$2,59 \times 10^4$
$1,25 \times 10^{-1}$	$3,21 \times 10^{14}$	1,75	$3,96 \times 10^{13}$	9,50	$2,99 \times 10^3$



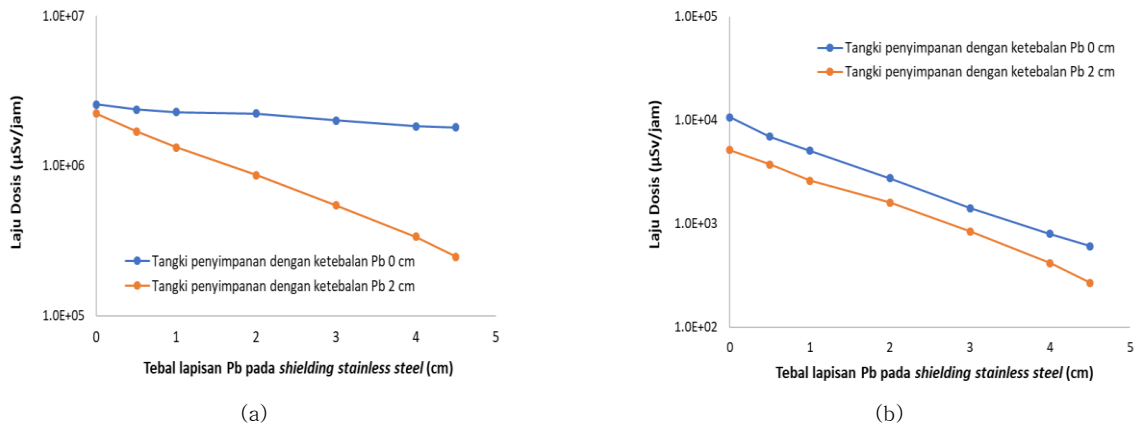
Gambar 11. Laju dosis di luar *shielding* dengan jarak kontak (a) 0 cm; dan (b) 50 cm, pada variasi tebal Pb di tangki penyimpanan

Hasil perhitungan laju dosis pada tangki penyimpanan dengan jarak kontak 0 cm dan 50 cm dari permukaan dinding terluar *shielding* tangki penyimpanan dapat dilihat pada Gambar 11. Pada Gambar 11 terlihat bahwa laju dosis di *interim storage* lebih besar dibanding dengan laju dosis di gedung reaktor pada ketebalan Pb yang sama dengan perbedaan rata-rata 63,92 %. Hal ini disebabkan perbedaan material *shielding* di gedung reaktor dan di *interim storage* masing-masing terbuat dari stainless steel dan beton. Stainless steel memiliki nilai daya serap radiasi yang lebih tinggi dibanding beton [26].

Dalam Gambar 11 juga nampak bahwa dengan meningkatnya ketebalan lapisan Pb dari 0 – 4,5 cm menunjukkan kecenderungan terjadi penurunan laju dosis pada tangki penyimpanan baik di gedung reaktor maupun di *interim storage*. Semakin tebal Pb dalam tangki penyimpanan memberikan laju dosis yang semakin rendah. Hal ini sesuai dengan persamaan laju dosis yang menunjukkan bahwa nilai kuadrat tebal Pb berbanding lurus dengan

laju dosis [27]–[29]. Pada penyimpanan di gedung reaktor, untuk ketebalan Pb 4,5 cm laju dosis pada jarak kontak 0 cm sebesar $1,802 \times 10^6$ $\mu\text{Sv/jam}$, namun jika tanpa penambahan Pb pada tangki penyimpanan maka laju dosis sebesar $2,560 \times 10^6$ $\mu\text{Sv/jam}$ terdapat kenaikan laju dosis sebanyak 29,61 %. Pada pengukuran 50 cm dari *shielding*, laju dosis untuk ketebalan Pb 4,5 cm sebesar $2,333 \times 10^2$ $\mu\text{Sv/jam}$ dan untuk ketebalan Pb 0 cm sebesar $1,060 \times 10^3$ $\mu\text{Sv/jam}$, terjadi penurunan laju dosis sebesar 97,8 %.

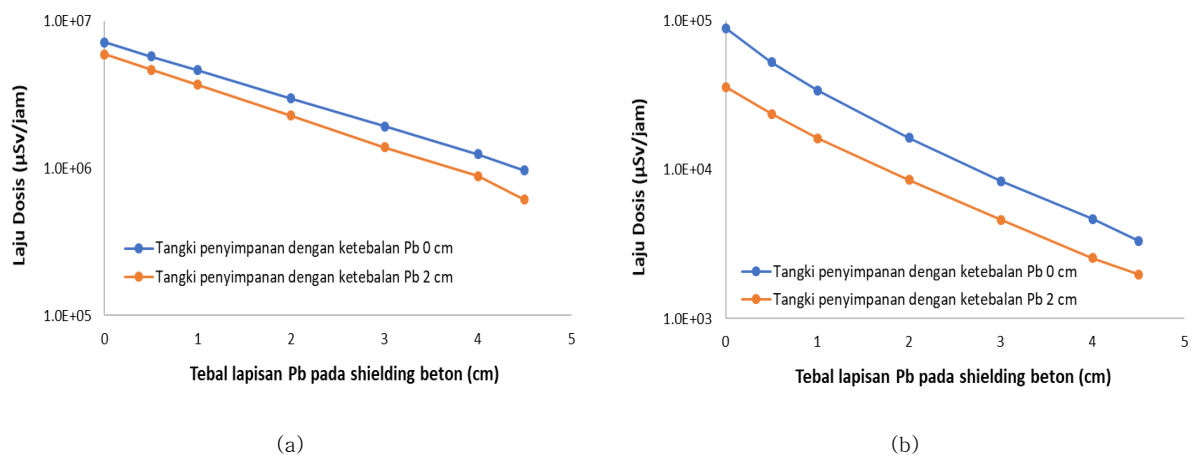
Pada penyimpanan dalam *interim storage*, untuk ketebalan Pb 4,5 cm laju dosis pada jarak kontak 0 cm sebesar $5,194 \times 10^6$ $\mu\text{Sv/jam}$, namun jika tanpa penambahan Pb pada tangki penyimpanan maka laju dosis sebesar $1,459 \times 10^4$ $\mu\text{Sv/jam}$ atau terdapat kenaikan laju dosis sebanyak 27,31 %. Pada pengukuran 50 cm dari *shielding*, laju dosis untuk ketebalan Pb 4,5 cm sebesar $1,459 \times 10^4$ $\mu\text{Sv/jam}$ dan untuk ketebalan Pb 0 cm sebesar $8,912 \times 10^4$ $\mu\text{Sv/jam}$ atau terjadi penurunan laju dosis sebesar 83,63%.



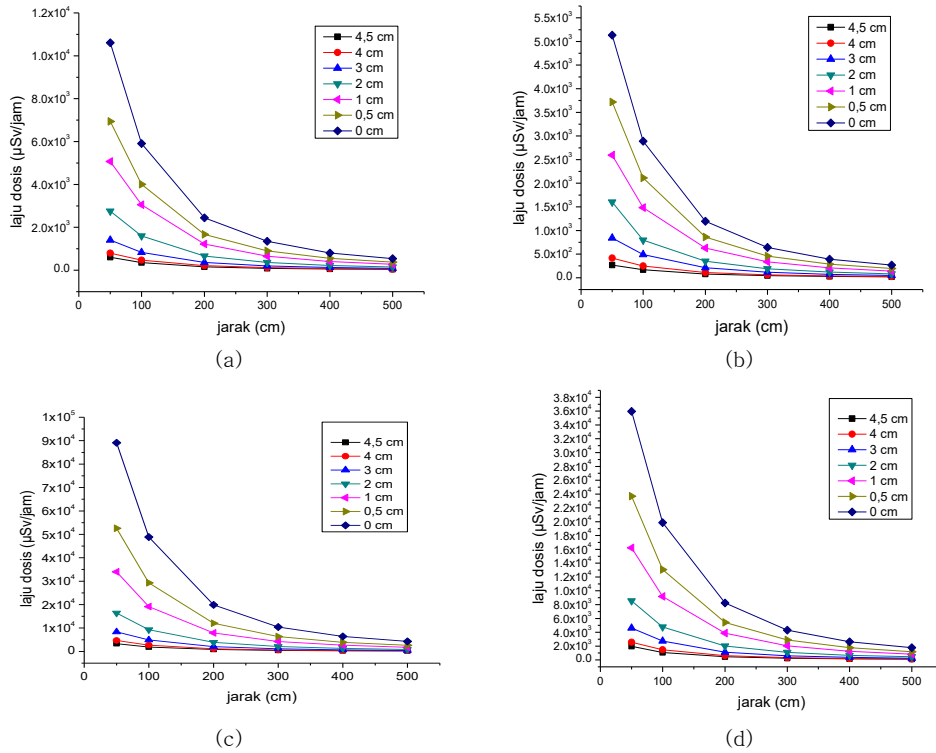
Gambar 12. Laju dosis di luar *shielding* dengan jarak kontak (a) 0 cm; dan (b) 50 cm, pada variasi tebal Pb di tangki penyimpanan dan *shielding* stainless steel

Keberadaan Pb pada tangki penyimpanan belum memberikan penurunan laju dosis yang signifikan, maka diperlukan penambahan Pb pada *shielding* yang semula hanya dari stainless steel dan beton. Terkait dengan penambahan Pb pada *shielding*, maka perhitungan laju dosis hanya dibatasi dengan ketebalan Pb 2 cm dan tanpa adanya Pb pada tangki penyimpanan. Gambar 12 menunjukkan laju dosis yang dihitung dari permukaan luar *shielding* pada jarak kontak 0 cm dan 50 cm di gedung reaktor. Pada Gambar 12 terlihat bahwa terjadi penurunan laju dosis yang signifikan pada ketebalan lapisan Pb pada *shielding* 0 - 4,5 cm untuk tangki penyimpanan tanpa lapisan

Pb (ketebalan Pb 0 cm). Hal ini juga terjadi pada tangki penyimpanan dengan ketebalan Pb 2 cm. Untuk tangki penyimpanan tanpa Pb, setiap penambahan tebal *shielding* Pb sebesar 1 cm akan menyebabkan penurunan laju dosis rata-rata sebesar 34,80 % dan 47,57 % masing-masing untuk jarak pengukuran 0 cm dan 50 cm. Untuk tangki penyimpanan dengan tebal Pb 2 cm, pada pengukuran 0 cm dan 50 cm akan terjadi penurunan laju dosis rata-rata masing-masing sebesar 37,672 % dan 46,469 % untuk setiap penambahan tebal *shielding* Pb sebesar 1 cm.



Gambar 13. Laju dosis di luar *shielding* dengan jarak kontak (a) 0 cm; dan (b) 50 cm, pada variasi tebal Pb di tangki penyimpanan dan *shielding* beton



Gambar 14. Distribusi laju dosis tangki penyimpanan dengan tebal lapisan Pb 2 cm dengan penambahan lapisan Pb pada (a) Stainless Steel *Shielding* (b) *Shielding* Beton

Gambar 13 terlihat bahwa terjadi penurunan laju dosis yang signifikan pada ketebalan lapisan Pb pada *shielding* 0 – 4,5 cm untuk tangki penyimpanan tanpa lapisan Pb (ketebalan Pb 0 cm). Hal ini juga terjadi pada tangki penyimpanan dengan ketebalan Pb 2 cm. Untuk tangki penyimpanan tanpa Pb, setiap penambahan tebal *shielding* Pb sebesar 1 cm terjadi penurunan laju dosis rata – rata sebesar 35,404 % dan 51,700 % masing – masing untuk jarak pengukuran 0 cm dan 50 cm. Untuk tangki penyimpanan dengan tebal Pb 2 cm, pada pengukuran 0 cm dan 50 cm terjadi penurunan laju dosis rata – rata masing – masing sebesar 37,796 % dan 48,194 % untuk setiap penambahan tebal *shielding* Pb sebesar 1 cm.

Berdasarkan hasil perhitungan laju dosis dengan berbagai ketebalan Pb pada *shielding* luar, menunjukkan bahwa laju dosis masih sangat jauh diatas nilai batas dosis (NBD) yang dipersyaratkan sebesar 10 μSv/jam. Oleh karena itu, untuk kepentingan keselamatan dalam bekerja

perlu memperhatikan faktor jarak pekerja dengan tangki penyimpanan BBNB. Pengaruh besaran laju dosis terhadap jarak, seperti ditunjukkan pada Gambar 14.

Pada Gambar 14 terlihat bahwa laju dosis cenderung menurun dengan bertambahnya jarak pada berbagai ketebalan *shielding* Pb. Pada jarak 500 cm laju dosis untuk semua ketebalan Pb nilainya berkisar 20,319 – 541,402 μSv/jam untuk tangki penyimpanan di gedung reaktor dan 105,577 – 4297,92 μSv/jam untuk tangki penyimpanan di *interim storage*. Sampai dengan jarak 500 cm laju dosis belum memenuhi syarat NBD, sehingga diperlukan jarak yang lebih besar lagi agar tercapai nilai NBD. Namun hal ini menimbulkan kesulitan bagi pekerja radiasi dalam menangani BBNB dalam tangki penyimpanan, sehingga untuk keselamatan pekerja radiasi diperlukan konsep As Soon As Low As Resonable (ALARA).

Tabel 4. Aktivitas radionuklida pada BBNB di Tangki Penyimpanan dengan Waktu Peluruhan 80 hari

Nuklida	Aktivitas (Ci)	Nuklida	Aktivitas (Ci)	Nuklida	Aktivitas (Ci)	Nuklida	Aktivitas (Ci)
H ₃	$5,36 \times 10^{-2}$	Kr ₈₅	$1,86 \times 10^2$	Te ₁₂₇	$1,49 \times 10^2$	Ba ₁₄₀	$1,20 \times 10^3$
Be ₁₀	$4,46 \times 10^{-4}$	Sr ₈₉	$6,84 \times 10^3$	Sr ₉₀	$1,49 \times 10^3$	La ₁₄₀	$1,38 \times 10^3$
C ₁₄	$1,66 \times 10^{-2}$	Y ₉₀	$1,49 \times 10^3$	Te _{127m}	$1,52 \times 10^2$	Ce ₁₄₁	$7,45 \times 10^3$
P ₃₂	$6,86 \times 10^{-5}$	Y ₉₁	$9,95 \times 10^3$	Te ₁₂₉	$1,10 \times 10^2$	Pr ₁₄₃	$1,35 \times 10^3$
U ₂₃₇	$3,40 \times 10^1$	Zr ₉₅	$1,43 \times 10^4$	Te _{129m}	$2,13 \times 10^2$	Ce ₁₄₄	$1,89 \times 10^4$
Pu ₂₃₈	$1,95 \times 10^1$	Nb ₉₅	$2,19 \times 10^4$	I ₁₃₁	$1,42 \times 10^2$	Pr ₁₄₄	$1,89 \times 10^4$
Pu ₂₃₉	$1,48 \times 10^1$	Ru ₁₀₃	$8,41 \times 10^3$	Xe ₁₃₃	$4,26 \times 10^1$	Pr _{144m}	$2,26 \times 10^2$
Pu ₂₄₀	$1,38 \times 10^1$	Rh _{103m}	$7,58 \times 10^3$	Cs ₁₃₄	$1,37 \times 10^3$	Nd ₁₄₇	$2,81 \times 10^2$
Pu ₂₄₁	$5,04 \times 10^3$	Ru ₁₀₆	$8,20 \times 10^3$	Cs ₁₃₇	$2,05 \times 10^3$	Pm ₁₄₇	$4,22 \times 10^3$
Am ₂₄₁	7,69	Rh ₁₀₆	$8,20 \times 10^3$	Ba _{137m}	$1,94 \times 10^3$	Pm _{148m}	$2,10 \times 10^2$
Cm ₂₄₂	$6,32 \times 10^2$	Sb ₁₂₅	$1,84 \times 10^2$				

Penerapan konsep ALARA dapat dilakukan dengan melengkapi penanganan tangki penyimpanan BBNB menggunakan sistem kendali jarak jauh (*remote control*). *Remote control* dapat digunakan pada fasilitas penyimpanan BBNB di gedung reaktor maupun *interim storage*. Dalam makalah ini perhitungan laju dosis didasarkan pada BBNB yang disimpan dalam tangki penyimpanan dengan waktu peluruhan 80 hari. Dalam satu tangki penyimpanan total aktivitas radionuklida untuk 2000 pebble berkisar $1,55 \times 10^5$ curie dengan jenis radionuklida seperti yang ditunjukkan pada Tabel 4. Pada kondisi ini, laju dosis pada gedung reaktor maupun *interim storage* belum memenuhi nilai NBD. Walaupun kondisi ini menurut peneliti yang lain telah memenuhi syarat untuk kritikalitas dan keselamatan panas peluruhan [4], [8]. Desain *dry cask* BBNB dari operasional reactor Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR) berkapasitas 1900 pebble dengan aktivitas $1,719 \times 10^{-8}$ curie [30]. Jika dibandingkan dengan hasil perhitungan aktivitas tangki penyimpanan HTR-10, aktivitas *dry cask* AVR nilainya lebih kecil. Hal ini karena BBNB pada HTR-10 dalam tangki penyimpanan hanya mengalami peluruhan 80 hari jauh lebih kecil dibandingkan dengan BBNB pada AVR yang disimpan dalam *dry cask* yaitu 6 tahun. Untuk memenuhi keselamatan pekerja radiasi dalam menangani BBNB di tangki penyimpanan pada HTR-10 memiliki yang laju dosis yang tinggi, maka dapat diperpanjang waktu peluruhan yang lebih lama untuk menurunkan laju dosis

sesuai nilai NBD. Namun untuk memenuhi keselamatan pekerja radiasi dapat juga dengan mengikuti konsep ALARA.

Pada penyimpanan BBNB dalam *interim storage*, faktor keselamatan pekerja radiasi dan masyarakat dapat dipenuhi dengan menggunakan *shielding* yang menempel di tangki penyimpanan maupun *shielding* yang di desain pada ruangan penyimpanan BBNB. Namun, fungsi *shielding* dalam tangki penyimpanan ini tidak signifikan menurunkan laju dosis pada BBNB dengan waktu peluruhan 80 hari yang memiliki laju dosis yang sangat tinggi. Penggunaan *shielding* akan lebih efektif pada dinding *interim storage*. Ketebalan dinding *interim storage* sedemikian sehingga dapat berfungsi sebagai *shielding* tangki penyimpanan BBNB. Perhitungan ketebalan *shielding* pada *interim storage* akan dibahas pada makalah selanjutnya.

4. KESIMPULAN

Berdasarkan hasil perhitungan laju dosis pada tangki penyimpanan BBNB HTR-10 baik pada gedung reaktor maupun *interim storage*, penambahan Pb pada tangki penyimpanan BBNB tidak memberikan penurunan laju dosis yang signifikan baik untuk jarak pengukuran 0 cm dan 50 cm. Penurunan laju dosis akan lebih efektif dengan penambahan Pb pada *shielding* luar tangki penyimpanan BBNB, walaupun laju dosis ini belum memenuhi nilai NBD bagi pekerja radiasi. Untuk memenuhi keselamatan pekerja radiasi

dalam menangani BBNB, maka perlu memperhatikan konsep ALARA dengan menggunakan sistem kendali jarak jauh (remote control). Selain itu waktu peluruhan BBNB dapat diperpanjang melebihi 80 hari. Penerapan *shielding* pada dinding *interim storage* akan meningkatkan derajat keselamatan bagi pekerja radiasi dan masyarakat.

UCAPAN TERIMA KASIH

Penulis mengucapkan terima kasih kepada Pusat Teknologi Limbah Radioaktif (PTLR), Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN) dan Kementerian Riset, Teknologi dan Pendidikan Tinggi yang telah memberikan dana penelitian ini, serta kepada Ir. Tagor M. Sembiring, Drs. Amir Hamzah dan Ir. R. Sumarbagiono, M.T atas diskusi dan bantuannya sehingga penelitian ini dapat diselesaikan dengan baik.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] H. Tjahjono, "Investigation of RDE Thermal Parameters Changes in Response to Long-Term Station Black Out," *Tri Dasa Mega-Jurnal Teknol. Reakt. Nukl.*, vol. 19, no. 2, pp. 83-92, 2017.
- [2] T. Setiadipura, S. Bakhri, G. R. Sunaryo, and D. S. Wisnusubroto, "Cooling Passive Safety Features of Reaktor Daya Eksperimental," *AIP Conf. Proc.*, vol. 1984, 2018.
- [3] D. Priambodo, M. Pancoko, Sriyono, and T. Setiadipura, "Design of Helium Purification System for Indonesia Experimental Power Reactor- Reaktor Daya Eksperimental," *Int. J. Mech. Eng. Technol.*, vol. 6, no. 7, pp. 1-7, 2018.
- [4] T. M. Sembiring, P. A. Artiani, J. K. Barat, M. Prapatan, and T. Selatan, "Subcriticality Analysis of HTR-10 Spent Fuel Cask Model for The 10 MW HTR Indonesian Experimental Power Reactor," vol. 22, no. 3, pp. 151-158, 2018.
- [5] I. Husnayani and P. M. Udiyani, "Radionuclide Characteristics of RDE Spent Fuels," *J. Teknol. Reakt. Nukl. Tri Dasa Mega*, vol. 20, no. 2, p. 69, 2018.
- [6] Z. Wu, D. Lin, and D. Zhong, "The design features of the HTR-10," *Nucl. Eng. Des.*, vol. 218, no. 1-3, pp. 25-32, 2002.
- [7] Z. Setiadipura, T., Irwanto, D., & Zuhair, "Preliminary Neutronic Design of High Burnup OTTO Cycle Pebble Bed Reactor," *Atom Indones.*, vol. 41 (1), no. 1, pp. 7-15, 2015.
- [8] J. H. Wang, Y. F. Huang, Y. Tang, and B. Wu, "Natural Safety Analysis of The Spent Fuel Residual Heat Removal in Loading and Storage Process of HTR-10," *Energy Procedia*, vol. 39, pp. 227-239, 2013.
- [9] A. Palacio, "Design Process for Dual-Purpose Nuclear Spent Fuel Casks," *Energy Procedia*, vol. 127, no. 2016, pp. 398-406, 2017.
- [10] J. H. Ko, J. H. Park, I. S. Jung, G. U. Lee, C. Y. Baeg, and T. M. Kim, "Shielding Analysis of Dual Purpose Casks for Spent Nuclear Fuel Under Normal Storage Conditions," *Nucl. Eng. Technol.*, vol. 46, no. 4, pp. 547-556, 2014.
- [11] Y. Gao, C. R. Hughes, C. R. Greulich, J. E. Tulenko, A. Enqvist, and J. E. Baciak, "Radiation Dose Rate Distributions of Spent Fuel Dry Casks Estimated with MAVRIC based on Detailed Geometry and Continuous-Energy Models," *Ann. Nucl. Energy*, vol. 117, pp. 84-97, 2018.
- [12] W. Moe, "HTGR Mechanistic Source Terms White Paper," no. July, p. 109, 2010.
- [13] J. D. Hales, R. L. Williamson, S. R. Novascone, D. M. Perez, B. W. Spencer, and G. Pastore, "Multidimensional multiphysics simulation of TRISO particle fuel," *J. Nucl. Mater.*, vol. 443, no. 1-3, pp. 531-543, 2013.
- [14] RENUKO, "Fuel Handling and Storage - Conceptual Design," Jakarta, 2015.
- [15] R. W. Laug, H. Spilker, and M. Sappok, "Castor THTR Transport/Storage Casks," *IAEA-TECDOC-1043 Technol. Gas Cool. React. Decommissioning, Fuel Storage Waste Disposal, Proc. a Tech. Comm. Meet. held Julich*, 1998.
- [16] K. Kruger, G. Ivens, and N. Kirck, "Operational Experience and Safety Experiments with The AVR Power Station," *Nucl. Engineering Des.*, vol. 109, no. 2, pp. 189-193, 1988.
- [17] A. Hamzah and I. Kuntoro, "Desain Konseptual Perisai Radiasi Reaktor RRI-50," *J. Teknol. Reakt. Nukl. Tri Dasa Mega*, no. ISSN 1411-240X, pp. 99-110, 2018.
- [18] A. Mohammadi, M. Hassanzadeh, and M. Gharib, "Shielding Calculation and Criticality Safety Analysis of Spent Fuel Transportation Cask in Research Reactors," *Appl. Radiat. Isot.*, vol. 108, pp. 129-132, Feb. 2016.
- [19] U. Mertzyurek and I. C. Gauld, "Development of ORIGEN Libraries for Mixed Oxide (MOX) Fuel Assembly Designs," *Nucl. Eng. Des.*, vol. 297, pp. 220-230, Feb. 2016.
- [20] R. Jamro *et al.*, "Monte Carlo Simulation for Designing Collimator of the Neutron Radiography Facility in Malaysia," *Phys. Procedia*, vol. 88, no. September 2016, pp. 361-368, 2017.
- [21] V. Mosorov, M. Zych, R. Hanus, and L. Petryka, "Modelling of Dynamic

- Experiments in MCNP5 Environment," *Appl. Radiat. Isot.*, vol. 112, pp. 136-140, Jun. 2016.
- [22] E. S. A. Waly, M. A. Fusco, and M. A. Bourham, "Impact of Specialty Glass and Concrete on Gamma *Shielding* in Multi-Layered PWR Dry Casks," *Prog. Nucl. Energy*, vol. 94, pp. 64-70, 2017.
- [23] H. Omar and N. Ghazi, "Decay Heat Analysis of MNSR Reactor Core using ORIGEN-2 Code," *Nucl. Eng. Des.*, vol. 265, pp. 978-985, 2013.
- [24] R. G. Abrefah, S. A. Birikorang, B. J. B. Nyarko, J. J. Fletcher, and E. H. K. Akaho, "Design of Serpentine Cask for Ghana Research Reactor-1 Spent Nuclear Fuel," *Prog. Nucl. Energy*, vol. 77, pp. 84-91, 2014.
- [25] S. J. Park, J. G. Jang, and H. K. Lee, "Computational Investigation of The Neutron *Shielding* and Activation Characteristics of Borated Concrete with Polyethylene Aggregate," *J. Nucl. Mater.*, vol. 452, no. 1-3, pp. 205-211, 2014.
- [26] V. F. Sears, "Neutron Scattering Lengths and Cross Sections," *Neutron News*, vol. 3, no. 3, pp. 29-37, 1992.
- [27] E. Zarvianti *et al.*, "Karakterisasi Bahan Perisai Radiasi Neutron Ultra High Molecular Weight Polyethylene Dengan Filler Gd₂O₃ Menggunakan Teknik Radiografi Neutron," vol. 9, no. 1, pp. 1-6, 2017.
- [28] Sutomo, P. Z, and E. Karyanta, "Desain Konseptual Perisai Biologi Irradiator Gamma Co-60," *Perangkat Nuklir*, vol. 6, no. 1, p. 9, 2012.
- [29] D.-W. Lim, C.-W. Lee, J.-Y. Lim, and D. Hartanto, "On the Particle Swarm Optimization of Cask *Shielding* Design for a Prototype Sodium-Cooled Fast Reactor," *Nucl. Eng. Technol.*, pp. 1-9, 2018.
- [30] K. Verfondern, "AVR Decommissioning," *IAEA Mission to PTLR-BATAN on HTGR Decommissioning and Waste*, Jakarta, Indonesia, May 15-19, 2017.