

Urania

Jurnal Ilmiah Daur Bahan Bakar Nuklir

Beranda jurnal: <http://jurnal.batan.go.id/index.php/urania/>



KARAKTERISASI *RADIOACTIVE FISSION WASTE* (RFW) DARI PRODUKSI RADIOISOTOP LUTESIUM-177 MENGGUNAKAN PROGRAM ORIGEN2

Lena Rosmayani¹, Anis Rohanda², R Farzand Abdullatif¹

¹Jurusan Fisika, Fakultas MIPA – Universitas Jenderal Soedirman

Jalan Dr. Hr. Boenyamin No.708, Purwokerto, Banyumas, Jawa Tengah, 53122

²Pusat Riset Teknologi Reaktor Nuklir – BRIN

Kawasan PUSPIPTEK Serpong Gd. 80 Serpong, Tangerang Selatan, Banten, 15314

e-mail: lena.rosmayani@mhs.unsoed.ac.id

(Naskah diterima: 30–05–2022, Naskah direvisi: 16–06–2022, Naskah disetujui: 30–06–2022)

ABSTRAK

KARAKTERISASI *RADIOACTIVE FISSION WASTE* (RFW) DARI PRODUKSI RADIOISOTOP LUTESIUM-177 MENGGUNAKAN PROGRAM ORIGEN2. Jenis maupun jumlah limbah radioaktif hasil produksi nuklir terus meningkat seiring dengan berkembangnya pemanfaatan teknologi nuklir sehingga diperlukan pengelolaan yang baik agar tidak membahayakan masyarakat atau lingkungan. Produksi radioisotop untuk kedokteran nuklir menjadi salah satu sumber limbah radioaktif yang dihasilkan reaktor nuklir. Beberapa radioisotop yang diproduksi di teras Reaktor Serba Guna G.A Siwabessy (RSG–GAS) di antaranya Molibdenum-99, Iodium-125, Iridium-192 dan Lutesium-177 (¹⁷⁷Lu). Penelitian ini bertujuan untuk mengetahui karakterisasi limbah produksi ¹⁷⁷Lu yang dilakukan dengan menggunakan program komputer ORIGEN2 untuk mendapatkan sifat-sifat limbah RFW sehingga diperoleh teknik pengolahan limbah yang sesuai. Pada penelitian ini dilakukan karakterisasi limbah radioaktif pada produksi radioisotop ¹⁷⁷Lu dari Target Lu₂O₃ pada berbagai posisi CIP pada daya 15 MWt dan 30 MWt dengan lama waktu iradiasi pada masing-masing tingkat daya selama 8 dan 12 hari. Dalam produksi radioisotop, target diiradiasi di fasilitas iradiasi teras RSG-GAS, target ditempatkan dalam ampul kuarsa yang kemudian ditempatkan di kapsul dalam (*inner capsule*) aluminium. Kemudian *inner capsule* aluminium tersebut dimasukkan ke dalam kapsul luar dan ditempatkan ke posisi iradiasi. Pasca Iradiasi target didinginkan dan selanjutnya dilakukan pengambilan radioisotop ¹⁷⁷Lu. Pengambilan sampel radioisotop pasca iradiasi membentuk beberapa jenis limbah. Salah satunya adalah limbah fisi radioaktif (RFW) sebagai produk sampingan dengan sifat yang berbeda-beda. Selain dari target, limbah radioaktif juga dapat dihasilkan dari kapsul target. Iradiasi target membuat kapsul target yang terbuat dari kuarsa dan aluminium juga teraktivasi dan menjadi radioaktif. Maka dari itu dilakukan perhitungan konsentrasi aktivitas limbah hasil produksi radioisotop ¹⁷⁷Lu. Hasil karakterisasi limbah RFW menggunakan program komputer ORIGEN2 dengan variasi fluks di berbagai posisi CIP pada daya 15 MWt maupun 30 MWt dengan lama iradiasi 8 maupun 12 hari diperoleh total konsentrasi aktivitas limbah dari produksi radioisotop ¹⁷⁷Lu memiliki konsentrasi aktivitas diantara $1,06 \times 10^{16}$ – $1,24 \times 10^{16}$ Bq/g. Oleh karena itu, Limbah radioaktif RFW hasil produksi ¹⁷⁷Lu diklasifikasikan dalam limbah radioaktif tingkat sedang berdasarkan Peraturan Pemerintah mengenai pengelolaan limbah radioaktif dan diperlukan pengelolaan yang teliti guna menjamin keselamatan.

Kata kunci: RFW, Radioisotop, Lutesium-177, ORIGEN

ABSTRACT

CHARACTERIZATION OF RADIOACTIVE FISSION WASTE (RFW) FROM LUTESIUM-177 RADIOISOTOP PRODUCTION USING ORIGEN2 PROGRAM. *The types and production of radioactive waste continue to increase with the development of the use of technology so that good management is needed so as not to endanger the community or the environment. Production of radioisotopes for nuclear medicine is one of the sources of radioactive waste produced by nuclear reactors. Several radioisotopes produced at the G.A Siwabessy Multipurpose Reactor (RSG-GAS) core include Molybdenum-99, Iodine-125, Iridium-192 and Lutesium-177 (¹⁷⁷Lu). The characterization of the ¹⁷⁷Lu production waste was carried out using the ORIGEN2 computer program with the aim of obtaining the characteristics of the RFW waste to obtain an appropriate waste treatment technique. In this study, a characterization of radioactive waste was carried out on the production of the radioisotope ¹⁷⁷Lu from Target Lu₂O₃ at various CIP positions at a power of 15 MWt and 30 MWt with a long irradiation time at each power level for 8 and 12 days. In radioisotope production, the target is irradiated in the RSG-GAS core irradiation facility, the target is placed in a quartz ampoule which is then placed in a capsule in aluminum. Then the aluminum inner capsule is inserted into the outer capsule and placed into the irradiation position. After irradiation targeting and then taking ¹⁷⁷Lu radioisotope. Sampling of radioisotopes after irradiation forms several types of waste. One of them is radioactive fission waste (RFW) as a by-product with different properties. Apart from the target, radioactive waste can also be generated from the target capsule. Target irradiation makes the target capsule made of quartz and aluminum also activated and becomes radioactive. Therefore, it is necessary to calculate the activity concentration of the waste produced by the radioisotope ¹⁷⁷Lu. The results of the characterization of RFW waste using the ORIGEN2 computer program with flux variations at various CIP positions at a power of 15 MWt and 30 MWt with an irradiation period of 8 and 12 days obtained a total concentration of waste activity from the production of ¹⁷⁷Lu radioisotope which has an activity concentration between $1,06 \times 10^{16}$ – $1,24 \times 10^{16}$ Bq/g. Therefore, the RFW radioactive waste produced by ¹⁷⁷Lu is classified as moderate radioactive waste based on the Government Regulation on radioactive waste management and requires careful management to ensure safety.*

Keywords: RFW, Radioisotope, Lutesium-177, ORIGEN.

PENDAHULUAN

Potensi bahaya limbah radioaktif bagi tubuh manusia timbul dari pancaran radiasi yang secara langsung maupun tidak langsung dapat mengionisasi molekul organik tubuh manusia. Secara langsung terjadi ketika elektron dari proses ionisasi diserap oleh molekul organik di dalam sel. Secara tidak langsung terjadi ketika elektron dari proses ionisasi pertama kali bereaksi dengan molekul air di dalam sel. Efek radiasi tersebut dapat berpengaruh pada kerja molekul organik lainnya[1].

Upaya pertama dalam pengelolaan limbah radioaktif adalah melalui karakterisasi limbah radioaktif dengan mengidentifikasi nuklida dan mengukur radioaktivitas. Karakterisasi limbah radioaktif ini perlu dilakukan untuk memudahkan pengelolaan dan identifikasi potensi bahaya radioaktif. Karakterisasi limbah radioaktif juga berguna dalam pengelolaan limbah, seperti penyimpanan limbah, penguraian limbah, penyimpanan limbah sementara, pengolahan limbah dan operasi pembuangan. Identifikasi nuklida dan penentuan radioaktivitas dapat dilakukan secara manual menggunakan spektrometer gamma atau secara komputasi menggunakan program komputer seperti MCNP dan ORIGEN. Identifikasi menggunakan program ORIGEN lebih umum digunakan karena ORIGEN didesain khusus untuk keperluan perhitungan penumpukan, peluruhan, dan pengolahan bahan radioaktif. Karakter limbah radioaktif mendorong pengelolaan limbah yang tepat sehingga masyarakat dan lingkungan terlindungi dari dampak negatif limbah radioaktif.

Produksi radioisotop untuk kedokteran nuklir menjadi salah satu sumber limbah radioaktif yang dihasilkan reaktor nuklir. Beberapa radioisotop yang diproduksi di teras Reaktor Serba Guna G.A Siwabessy (RSG-GAS) di antaranya Molibdenum-99, Iodium-125, Iridium-192 dan Lutesium-177. Iradiasi target pada fasilitas iradiasi di teras RSG-GAS dilakukan dengan menempatkan target dalam ampul kuarsa yang ditempatkan dalam *inner capsule* aluminium. *Inner capsule* kemudian dimasukkan ke dalam *outer capsule* dan dipindahkan ke posisi iradiasi. Setelah proses iradiasi dihentikan, aktivasi neutron membuat wadah target yang terdiri dari kuarsa dan aluminium menjadi radioaktif. Selain itu timbul limbah radioaktif sebagai hasil samping dengan karakteristik yang berbeda[2].

Analisis limbah radioaktif menggunakan ORIGEN2 di antaranya telah dilakukan oleh Nurokhim (2007) mengenai analisis radioaktivitas limbah radioaktif sisa produksi ^{99}Mo dari bahan uranium kadar tinggi (*High Enrichment Uranium* atau HEU). Penelitian tersebut menggunakan Uranium diperkaya 93,2% U-235 sebanyak 38 gram dalam 396 gram kelongsong aluminium yang diiradiasi dalam reaktor nuklir selama 103,5 jam dengan fluks neutron rata-rata $1,54 \times 10^{14} \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$. Pada penelitian tersebut didapatkan informasi mengenai produk aktivasi dan aktivitas total pasca iradiasi sampai 30 tahun pasca iradiasi. Studi mengenai karakterisasi limbah radioaktif juga telah dilakukan oleh Aisyah dkk (2018) untuk limbah radioaktif hasil produksi radioisotop ^{99}Mo menggunakan target uranium yang diperkaya 92,7%. Pada penelitian ini, iradiasi target dilakukan pada *Centre Irradiation Position* (CIP) Reaktor Serbaguna GA Siwabessy (RSG-GAS) dengan besar fluks neutron termal $1,12 \times 10^{14} \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$ selama 96 jam. Hasil penelitian ini memberikan informasi tentang konsentrasi total aktivitas limbah, termasuk produk aktivasi radionuklida, aktinida dan produk peluruhannya, dan produk fisi. Dalam penelitian ini juga dilakukan klasifikasi limbah radioaktif berdasarkan Peraturan Pemerintah mengenai Pengelolaan Limbah Radioaktif (PP No.61 Tahun 2013 pasal 2). Hasilnya menunjukkan bahwa limbah ^{99}Mo yang dihasilkan mengandung kandungan ^{235}U yang tinggi serta radionuklida dengan waktu paruh dan toksisitas yang tinggi.

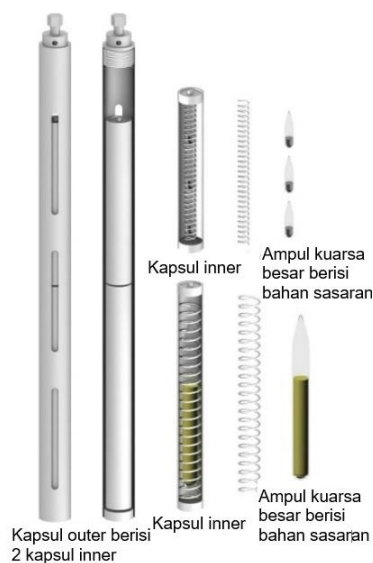
Dewasa ini Lutetium-177 (^{177}Lu) menjadi salah satu radioisotop di bidang kedokteran nuklir yang sedang dikembangkan. Radioisotop ini sangat berpotensi untuk digunakan dalam terapi radionuklida bertarget. ^{177}Lu dapat memancarkan sinar β - energi sedang (490 keV) dengan energi maksimum 0,5 MeV dan penetrasi jaringan maksimal <2 mm [3]. Dalam dekade terakhir publikasi terkait ^{177}Lu mengalami peningkatan tiga kali lipat dan permintaannya diperkirakan akan tumbuh secara signifikan di tahun-tahun mendatang. Maka dari itu dalam penelitian ini, dilakukan penelitian mengenai potensi limbah yang dihasilkan dari produksi radioisotop tersebut. Program komputer ORIGEN2 digunakan untuk mengkarakterisasi limbah cair produksi ^{177}Lu dengan tujuan untuk mendapatkan sifat-sifat limbah RFW sehingga diperoleh

teknik pengolahan limbah yang sesuai. Perhitungan ORIGEN2 didasarkan pada data aktual dari salah satu batch produksi ^{177}Lu yang dijalankan menggunakan RSG-GAS sebagai parameter data input. Karakteristik dihitung untuk cooldown hingga 50 tahun. Hasil perhitungan ORIGEN2 yang digunakan dalam penelitian ini adalah kandungan radionuklida, besar massa tersisa setiap waktu tinjau serta informasi radioaktivitasnya.

a. Produksi Lutesium-177 (^{177}Lu)

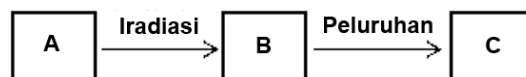
^{177}Lu dapat diproduksi dengan dua rute berbeda. Rute langsung dengan reaksi $^{176}\text{Lu}(n,\gamma)^{177}\text{Lu}$ menggunakan target Lu_2O_3 yang diperkaya ^{176}Lu [4] dan rute tidak langsung dengan $^{176}\text{Yb}(n,\gamma)^{177}\text{Yb}$ (peluruhan β^-) ^{177}Lu , reaksi nuklir-transformasi menggunakan target Yb_2O_3 yang diperkaya ^{176}Yb [5]. Proses langsung lebih sederhana, tidak memerlukan langkah pemisahan yang rumit. Pada cara langsung target dan matriks produk adalah isotop yang sama dan dengan demikian memiliki sifat kimia yang persis sama. Metode tidak langsung memerlukan langkah pemisahan radionuklida yang lebih kompleks karena matriks radioisotop produk tidak boleh terkontaminasi oleh matriks radioisotop induk atau matriks kimia bahan target[6].

Produksi Radioisotop ^{177}Lu di teras RSG-GAS dilakukan dengan cara mengiradiasi target $^{176}\text{Lu}_2\text{O}_3$ diperkaya. Sampel bahan target $^{176}\text{Lu}_2\text{O}_3$ diperkaya dihitung beratnya dan ditempatkan ke dalam ampul kuarsa yang terpisah. Susunan kapsul target iradiasi yang dilakukan di CIP dan IP ditunjukkan pada Gambar 1.



Gambar 1. Kapsul Target CIP dan IP

Setiap lapisan ampul kuarsa selanjutnya ditutup dengan teknik pengelasan. Ampul tersebut kemudian dimasukkan ke dalam tabung kapsul iradiasi lalu ditutup dengan teknik pengelasan dan diuji kebocorannya dengan cara uji gelembung (*bubble test*). Setelah kapsul yang telah berisi target siap kemudian kapsul diiradiasi dalam teras RSG-GAS[7]. Ketika proses iradiasi, neutron-neutron dari isotop dalam target akan teraktivasi dan berubah menjadi isotop lain. Skema reaksi aktivasi neutron ketika isotop A ditembakkan sebuah neutron berubah menjadi isotop lain ditunjukkan pada Gambar 2.



Gambar 2. Skema reaksi aktivasi neutron

Perhitungan radioaktivitas ^{177}Lu dan $^{177\text{m}}\text{Lu}$ pada saat iradiasi neutron menggunakan persamaan 1 berikut [8].

$$A = N_t \phi \sigma (1 - e^{-\lambda t}) \quad (1)$$

dengan A merupakan radioaktivitas radioisotop yang dihasilkan (Bq), N_t adalah jumlah partikel atom target (atom), ϕ adalah fluks neutron ($\text{n}\cdot\text{s}^{-1}\text{cm}^{-2}$), σ adalah tampang lintang reaksi inti ($\text{barn} = 10^{-24} \text{cm}^2$), λ adalah konstanta peluruhan radioisotop (s^{-1}) dan t adalah durasi waktu iradiasi (s). Sedangkan perhitungan radioaktivitas pasca iradiasi dilakukan menggunakan persamaan 2.

$$A_t = A_0 e^{-\lambda t} \quad (2)$$

dengan A_t merupakan radioaktivitas peluruhan radioisotop pada waktu ke- t (Bq) dan A_0 adalah aktivitas radioisotop awal (Bq).

b. Oak Ridge Isotope Generation and Depletion Code Version 2 (ORIGEN2)

ORIGEN merupakan kode komputer yang dimanfaatkan untuk menghitung penumpukan, peluruhan, dan pengolahan bahan radioaktif. Selama beberapa tahun terakhir, upaya berkelanjutan dilakukan oleh *Oak Ridge National Laboratory* (ORNL) untuk memperbarui kode ORIGEN asli dan basis data terkaitnya. Hasil dari upaya ini adalah pembaruan model reaktor, penampang, produk hasil fisi, data peluruhan, data peluruhan foton, dan kode komputer ORIGEN itu sendiri [9].

Karakterisasi *Radioactive Fission Waste* (RFW) Dari Produksi Radioisotop Lutesium-177 Menggunakan Program Origen2 (Lena Rosmayani, Anis Rohanda, R Farzand Abdullatif)

Dasar perhitungan inventori radionuklida yang terbentuk dalam proses iradiasi dalam

$$\frac{dX_i}{dt} = \sum_{j=1}^N l_{i,j} \lambda_j X_j - \phi \cdot \sum_{k=1}^N f_{i,j} \sigma_k X_k - (\lambda_i + \phi \sigma_i + r_i) \cdot X_i + F_i ; i = 1, 2, \dots, N \tag{3}$$

Keterangan :

- X_i :densitas atom dari radionuklida
- N :jumlah radionuklida
- $l_{i,j}$:suku peluruhan radioaktif oleh nuklida lain j yang menuju formasi spesies i
- λ_j :koefisien peluruhan radioaktif
- ϕ :fluks neutron rerata posisi dan energi
- $f_{i,j}$:suku serapan neutron oleh nuklida k
- σ_k :tampang lintang serapan neutron nuklida k pada spektrum rerata
- r_i :laju perpindahan kontinu nuklida i dari sistem
- F_i :laju umpan kontinu dari nuklida i

c. Dasar Penetapan Jenis Limbah

Dasar penetapan jenis limbah mengacu pada Peraturan Pemerintah mengenai Pengolahan Limbah Radioaktif tahun 2013 pasal 2. Menurut PP, limbah radioaktif dari produksi radioisotop merupakan limbah dalam bentuk sumber terbuka dan terbagi dalam kategori berikut[10]:

1. Limbah Radioaktif waktu paruh sangat pendek, sebagian besar nuklidanya mempunyai waktu paruh < 150 hari.
2. Limbah Radioaktif tingkat sangat rendah, memiliki konsentrasi aktivitas di antara Tingkat Pengecualian hingga 100 kali Tingkat Pengecualian, dapat berupa limbah radioaktif selain zat radioaktif terbungkus yang tidak digunakan.
3. Limbah Radioaktif tingkat relatif rendah, memiliki konsentrasi aktivitas diantara 100 Bq/g hingga 1000 kali Tingkat Pengecualian untuk pemancar beta atau konsentrasi aktivitas diantara 100 Bq/g hingga 400 Bq/g untuk pemancar alfa. Limbah ini dapat berupa limbah radioaktif selain zat radioaktif terbungkus yang tidak digunakan.
4. Limbah Radioaktif tingkat sedang, memiliki konsentrasi aktivitas diantara 1000 kali Tingkat Klierens hingga 100 GBq/g untuk pemancar beta dan gamma atau konsentrasi aktivitas diantara 400 Bq/g hingga 100 GBq/g untuk pemancar alfa dan dapat berupa limbah radioaktif selain zat radioaktif terbungkus yang tidak digunakan.

reaktor melalui program ORIGEN2 didasarkan pada persamaan 3 berikut.

METODOLOGI

Penelitian ini dilakukan melalui tiga tahapan yaitu tahap persiapan, pembuatan input ORIGEN2 dan analisis data.

a. Tahap Persiapan

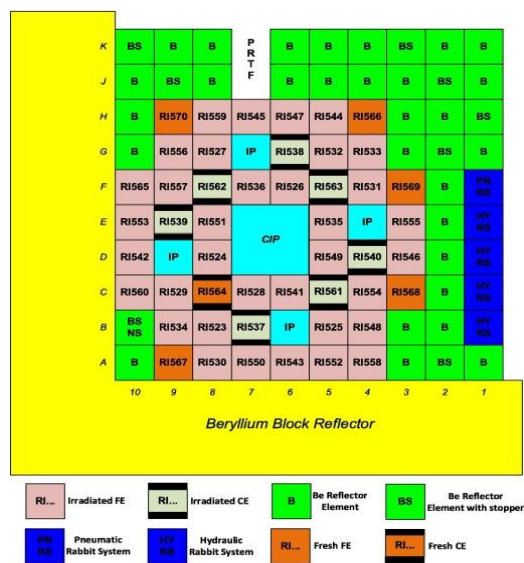
Tahap persiapan terdiri dari pencarian referensi penelitian jurnal dan buku yang mendukung serta menginstall software ORIGEN2 dan *Notepad++*.

b. Pembuatan input program pada ORIGEN2

Data parameter input yang dimasukkan untuk menjalankan program ORIGEN2 yakni komposisi dan massa target Lu₂O₃, komposisi dan massa kapsul, fluks neutron termal pada posisi CIP dan IP, target waktu iradiasi dan waktu pendinginan ¹⁷⁷Lu sebelum proses ekstraksi. Data input yang digunakan pada penelitian ditunjukkan pada Tabel 1 dan posisi iradiasi CIP dan IP pada teras reaktor ditunjukkan pada Gambar 3.

Tabel 1. Parameter Input

1. Data Target Lu ₂ O ₃							
Massa Lu ₂ O ₃	0,3 mg						
Pengayaan	74% Lu-176						
2. Data Kapsul							
Panjang	457,2 mm						
Diameter dalam	28 mm						
Diameter luar	27 mm						
Tebal	1 mm						
Komposisi dan Berat Kapsul							
Unsur	Kandungan Unsur (% massa)						
Mangan	1,61						
Silikon	0,5						
Fospor	0,023						
Sulfur	0,004						
Kromium	18,30						
Nikel	10,22						
Besi	69,32						
3. Data Fluks Neutron Termal RSG-GAS (10 ⁻¹⁴ n.cm ² .s ⁻¹)							
CIP							
Daya 30 MWt				Daya 15 MWt			
[D-6]	[E-6]	[D-7]	[E-7]	[D-6]	[E-6]	[D-7]	[E-7]
3,50	3,12	3,50	3,12	1,25	1,12	1,25	1,12
4. Data lainnya							
Lama iradiasi	8 dan 12 hari						
Lama pendinginan	192 jam						
Lama pemantauan	50 tahun						



Gambar 3. Konfigurasi teras RSG-GAS

c. Analisis data

Analisis data dilakukan setelah diketahui hasil *running* ORIGEN2 yang meliputi radioaktivitas serta massa tersisa dari radionuklida yang dihasilkan target Lu_2O_3 setelah iradiasi. Radionuklida yang terbentuk dapat berupa produk aktivasi, aktinida dan produk peluruhannya, dan produk fisi. Persamaan 3 merupakan dasar untuk menghitung kandungan radionuklida dalam limbah menggunakan ORIGEN2. Dari perhitungan kandungan radionuklida, besar massa tersisa setiap waktu tinjau serta informasi radioaktivitasnya. Keluaran untuk radioaktivitas radionuklida yang didapatkan dalam satuan *curie* diubah ke dalam satuan konsentrasi untuk aktivitas jenis radionuklida dalam satuan Bq/g. Data kemudian disajikan dalam bentuk grafik. Grafik kandungan radionuklida dalam limbah digunakan dalam satuan log Bq/g untuk menyederhanakan pembuatan dan tampilan grafik. Konsentrasi aktivitas radionuklida mulai dihitung setelah pendinginan selama 192 jam dan 1-5, 10-50 tahun (dengan interval 10 tahun) setelah pengambilan isotop ^{177}Lu . Kemudian, dengan memperhatikan waktu paruh radionuklida, dan tingkat kliren, dilakukan peninjauan komposisi radionuklida dalam limbah. Radionuklida dengan waktu paruh yang sangat pendek akan meluruh sebelum dan selama pemisahan ^{177}Lu . Dengan mengacu pada Peraturan Pemerintah No. 61 Tahun 2013 kategori limbah dapat diidentifikasi. Radionuklida dalam konsentrasi di bawah izin tidak dianggap

sebagai limbah radioaktif yang memerlukan pembuangan. Oleh karena itu, hanya radionuklida dengan waktu paruh panjang yang dipertimbangkan untuk pengelolaan limbah, karena radionuklida berumur paruh pendek meluruh dalam waktu singkat ke nilai di bawah izin.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Berdasarkan perhitungan ORIGEN2 untuk target Lu_2O_3 yang diperkaya yang diradiasi selama 8 hari dan 12 hari dalam produksi radioisotop ^{177}Lu , inventori radionuklida hanya terdiri dari 5 jenis radionuklida hasil aktivasi (^{14}C , ^{176}Lu , $^{176\text{m}}\text{Lu}$, ^{177}Lu , $^{177\text{m}}\text{Lu}$). Dari hasil iradiasi target Lu_2O_3 ini tidak ditemukan radionuklida jenis aktinida dan anak luruhnya serta radionuklida hasil fisi. Hal ini dikarenakan target tersebut bukan merupakan bahan fisil. Total radioaktivitas pasca iradiasi dari kelima radionuklida tersebut adalah sekitar $6,06 \times 10^{10}$ Bq sampai $7,49 \times 10^{10}$ Bq pada tingkat daya 15 MWt dan $1,13 \times 10^{11}$ Bq sampai $1,33 \times 10^{11}$ pada tingkat daya 30 MWt. Radioaktivitas tertinggi pada tingkat daya 15 MWt maupun 30 MWt terjadi pada posisi D6 dan D7 dengan input lama iradiasi 12 hari. Hal tersebut terjadi karena nilai fluks pada posisi tersebut lebih besar serta dipengaruhi oleh waktu iradiasi di mana semakin lama waktu iradiasi maka nilai radioaktivitasnya juga semakin besar. Berikut grafik perbandingan radioaktivitas di berbagai posisi di CIP pada daya 15 MWt dan 30 MWt ditunjukkan oleh Gambar 4.

Pada Gambar 4 terlihat bahwa nilai radioaktivitas pada daya 30 MWt lebih besar dibandingkan pada daya 15 MWt. Hal ini berarti besarnya nilai radioaktivitas juga dipengaruhi oleh tingkat daya yang digunakan pada saat iradiasi target. Ketika daya ditingkatkan maka nilai fluks neutron pada berbagai posisi di teras reaktor juga turut meningkat. Fluks neutron adalah jumlah neutron yang melewati per satuan luas per detik. Banyaknya jumlah neutron yang bereaksi inilah yang mempengaruhi jumlah nilai radioaktivitas.

Konsentrasi radioaktivitas merupakan salah satu komponen yang diukur dalam pemantauan radioaktivitas lingkungan. Dalam penelitian ini konsentrasi aktivitas dihitung dari rasio antara radioaktivitas radionuklida (*Becquerel*) dengan massa radionuklida (gram). Hasil perhitungan konsentrasi aktivitas dari penelitian ini didapatkan bahwa total nilai konsentrasi

Karakterisasi *Radioactive Fission Waste* (RFW) Dari Produksi Radioisotop Lutesium-177 Menggunakan Program Origen2 (Lena Rosmayani, Anis Rohanda, R Farzand Abdullatif)

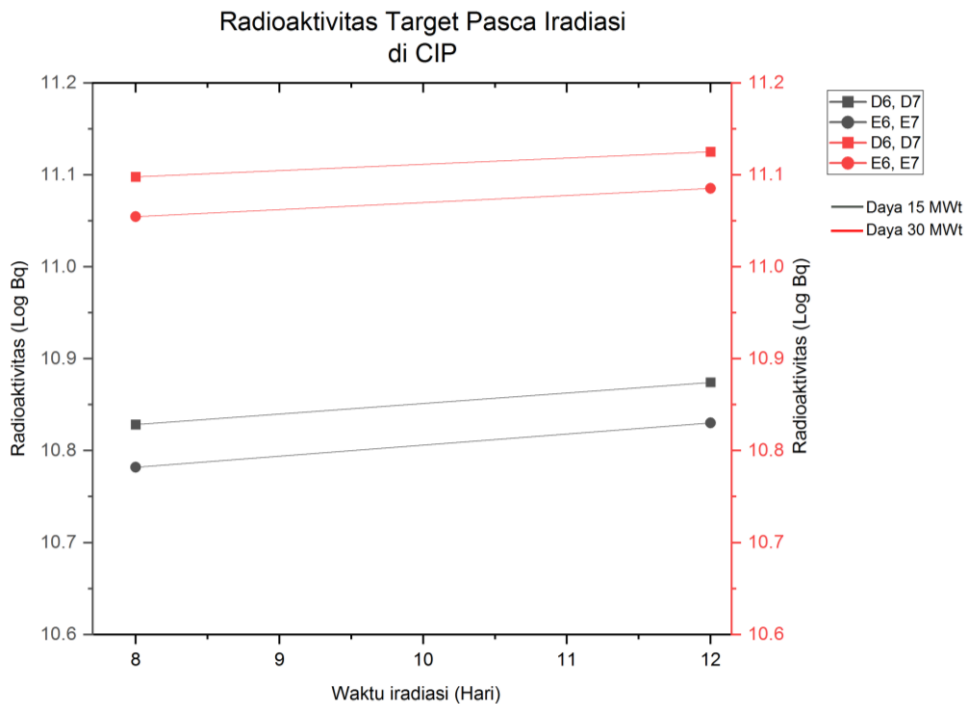
aktivitas pada CIP dengan input lama waktu iradiasi 8 maupun 12 hari pada tingkat daya 15 MWt maupun tingkat daya 30 MWt menunjukkan nilai yang cenderung sama yakni sebesar $1,83 \times 10^{17}$ Bq/g pasca iradiasi. Nilai total konsentrasi aktivitas tersebut termasuk radioisotop ^{177}Lu yang memiliki nilai konsentrasi aktivitas $4,07 \times 10^{15}$ Bq/g.

Setelah iradiasi target Lu_2O_3 , target didinginkan sebelum proses Cintichem yang merupakan proses pemisahan radionuklida pasca iradiasi untuk pengambilan ^{177}Lu melalui proses pelarutan target. Target didinginkan selama sekitar 192 jam untuk mengurangi paparan radiasi dari peluruhan. Selama pendinginan, radionuklida berumur pendek meluruh, tetapi untuk perhitungan ini tidak ada perbedaan antara konsentrasi radioaktivitas total setelah iradiasi dan setelah pendinginan. Total konsentrasi aktivitas termasuk radioisotop ^{177}Lu setelah pendinginan masih sama yakni sebesar $1,83 \times 10^{17}$ Bq/g.

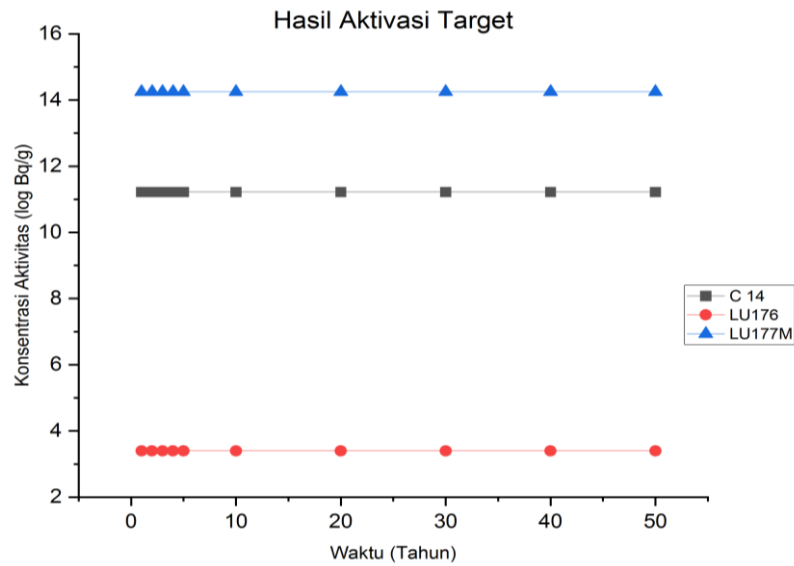
Setelah target melalui proses pendinginan selanjutnya dilakukan proses Cintichem. Setelah proses Cintichem, dihasilkan produk limbah yang merupakan hasil aktivasi berupa radionuklida selain ^{177}Lu . Selanjutnya, pemilihan nuklida yang relevan dalam pembuangan limbah radioaktif

didasarkan pada batas waktu paruh dan laju emisi. Radionuklida yang tereduksi setelah pendinginan adalah radioisotop ^{176m}Lu . Radioisotop tersebut meluruh dengan cepat karena waktu paro yang pendek yakni 3,6 jam. Radionuklida tersebut habis setelah proses pendinginan sehingga tidak diperhitungkan sebagai limbah. Maka pada kondisi tersebut dilakukan pemantauan konsentrasi aktivitas radioisotop hasil aktivasi selain ^{177}Lu dari waktu 1-50 tahun pasca pendinginan terdiri yang dari 3 jenis nuklida yaitu ^{14}C ($T_{1/2}$: 5730 tahun), ^{177m}Lu ($T_{1/2}$: 160,4 hari) dan ^{176}Lu ($T_{1/2}$: 160,4 hari). Grafik konsentrasi aktivitas ketiga radionuklida tersebut ditunjukkan pada Gambar 5.

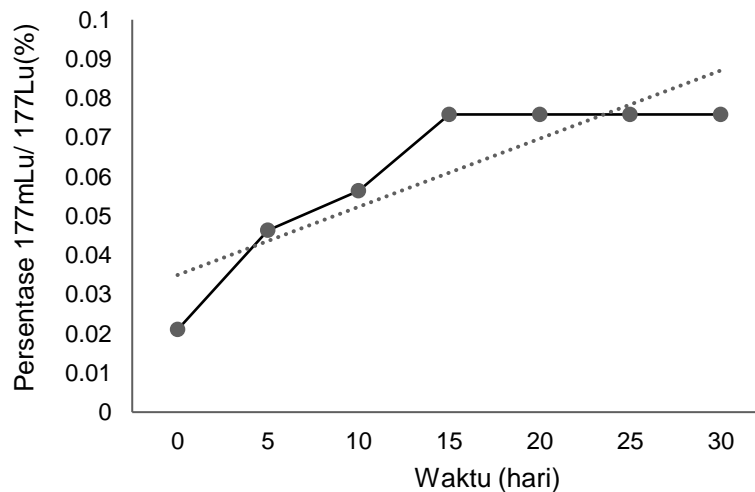
Pembentukan radioisotop ^{177}Lu dari target Lu_2O_3 disertai dengan pembentukan simultan radioisotop ^{177m}Lu . Radioisomer ^{177m}Lu ini memiliki waktu paruh yang jauh lebih lama dari ^{177}Lu dan tidak dapat dipisahkan. Semakin lama produk ^{177}Lu disimpan, semakin tinggi tingkat kontaminasi ^{177m}Lu . Perbandingan hasil perhitungan radioaktivitas ^{177m}Lu dan ^{177}Lu ditunjukkan oleh gambar 6. Grafik pada gambar tersebut menunjukkan Perbandingan radioaktivitas ^{177m}Lu dan ^{177}Lu pasca iradiasi dihentikan.



Gambar 4. Total radioaktivitas target pasca iradiasi di berbagai posisi CIP



Gambar 5. Limbah radionuklida hasil aktivasi dari produksi ^{177}Lu berdasarkan hasil iradiasi target di CIP



Gambar 6. Perbandingan radioaktivitas $^{177\text{m}}\text{Lu}$ dan ^{177}Lu .

Radionuklida teraktivasi muncul dari pengotor dalam target Lu_2O_3 yang diaktifkan neutron. Oleh karena itu, sifat-sifat limbah ini dipengaruhi oleh kemurnian sasaran. Terbentuknya ^{14}C merupakan radioisotop yang terbentuk dalam bahan bakar bekas berasal dari iradiasi neutron pada grafit [11] sedangkan radioisotop ^{176}Lu kemungkinan terbentuk dari campuran komposisi Lutesium alam yang digunakan sebagai target iradiasi pada penelitian ini. Lutesium alam sendiri diketahui memiliki kelimpahan ^{175}Lu sebesar 7,4%. ^{175}Lu kemudian teraktivasi menjadi $^{176\text{m}}\text{Lu}$ dan ^{176}Lu [12].

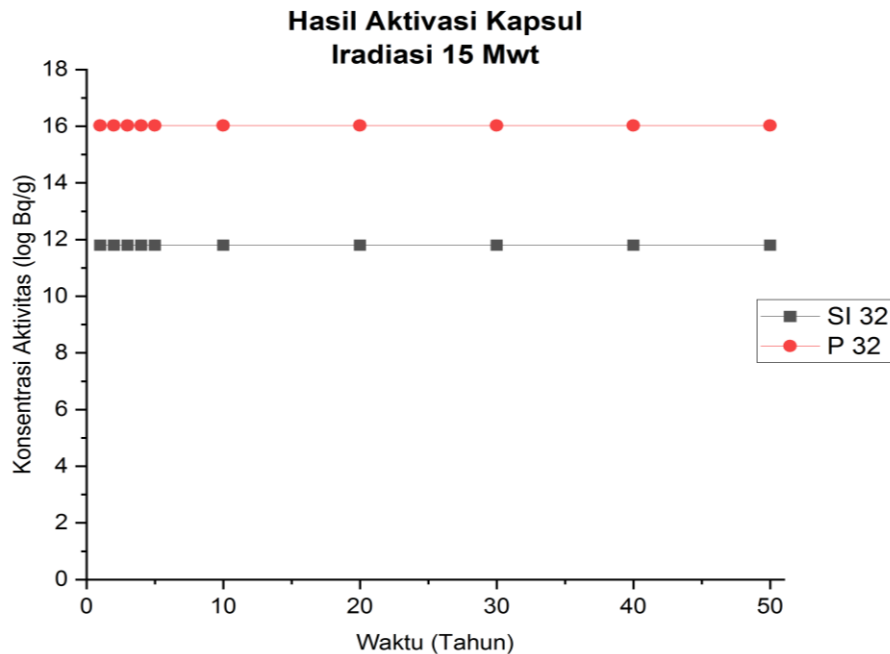
Kapsul hanya menghasilkan radionuklida hasil aktivasi, karena kapsul tidak mengandung komposisi bahan fisil. Gambar 7 dan 8 menunjukkan limbah kapsul baja tahan karat pada CIP dengan iradiasi dengan daya 15 MWt dan 30 MWt. Pada iradiasi dengan daya 15 MWt hanya mengandung 2 jenis radionuklida hasil aktivasi yaitu ^{32}Si ($T_{1/2}$:150 tahun) dan ^{32}P ($T_{1/2}$:14,3 hari). Pada iradiasi dengan daya 30 MWt hanya mengandung 3 jenis radionuklida hasil aktivasi yaitu ^{32}Si ($T_{1/2}$: 150 tahun), ^{32}P ($T_{1/2}$:14,3 hari) dan ^{59}Fe (44,6 hari). Radionuklida ^{32}Si , ^{32}P dan ^{59}Fe muncul

karena adanya kandungan Si, P dan Fe dalam kapsul sehingga terjadi reaksi aktivasi $^{31}\text{Si}(n,\gamma)^{32}\text{Si}$, $^{31}\text{P}(n,\gamma)^{32}\text{P}$ dan $^{58}\text{Fe}(n,\gamma)^{59}\text{Fe}$. Limbah ini juga mengandung radionuklida dengan waktu paruh ribuan tahun. Masing-masing limbah radionuklida ini memiliki konsentrasi aktivitas $1,27 \times 10^{12}$ Bq/g sampai $1,06 \times 10^{16}$ Bq/g dari hasil iradiasi daya 15 MWt hingga waktu peluruhan 50 tahun. Nilai konsentrasi aktivitas hasil iradiasi dengan daya 30 MWt juga menunjukkan nilai yang sama di tahun ke-50 hal ini karena limbah ^{59}Fe sudah tidak muncul setelah tahun ke-10 waktu peluruhan pasca pendinginan. Dari hasil tersebut maka limbah radioaktif dari produksi ^{177}Lu hanya mengandung produk aktivasi dan memiliki konsentrasi radioaktivitas total, seperti yang ditunjukkan pada Gambar 9.

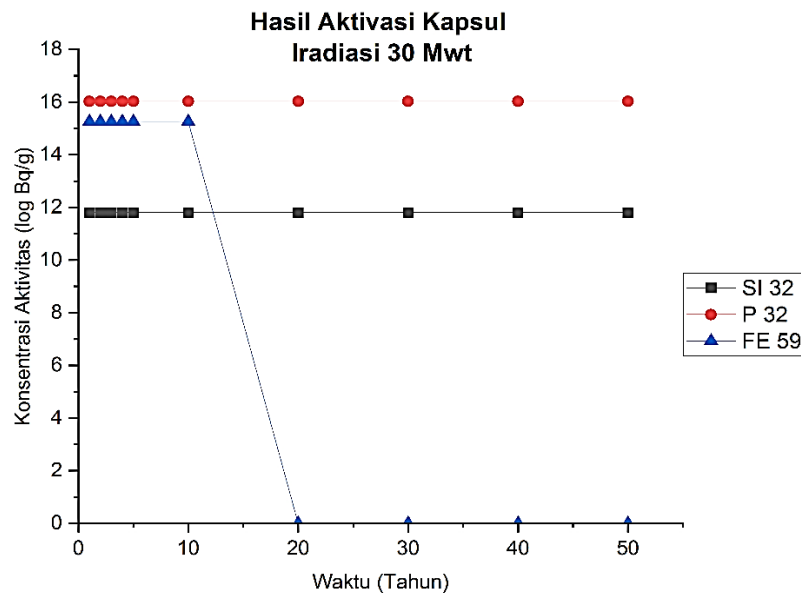
Besar total konsentrasi aktivitas pada daya 15 MWt maupun 30 MWt di semua posisi dengan lama iradiasi 8 maupun 12 hari memiliki nilai berkisar $1,06 \times 10^{16}$ - $1,24 \times 10^{16}$ Bq/g. Limbah radioaktif (RFW) produksi ^{177}Lu diklasifikasikan dalam limbah radioaktif tingkat sedang menurut Peraturan

Pemerintah mengenai pengelolaan limbah radioaktif dan diperlukan pengelolaan yang teliti guna menjamin keselamatan. Menurut karakteristiknya, pengelolaan limbah radioaktif tingkat sedang ini memerlukan penahan radiasi selama penanganan dalam keadaan normal dan pengangkutannya[13].

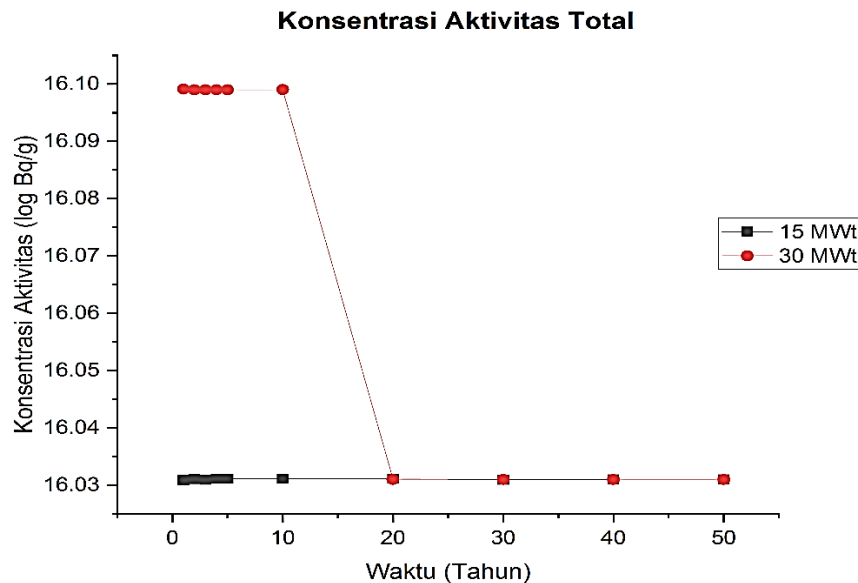
Hasil ini menunjukkan bahwa RFW hasil produksi ^{177}Lu memiliki tingkat radioaktivitas yang sama dengan RFW hasil produksi ^{99}Mo pada penelitian yang dilakukan Aisyah dkk (2018) yakni diklasifikasikan dalam limbah radioaktif tingkat sedang[14]. Walaupun demikian jika ditinjau dari nilainya, radioaktivitas total RFW yang dihasilkan dari produksi ^{177}Lu lebih tinggi dibandingkan RFW yang dihasilkan dari produksi ^{99}Mo . RFW dari produksi ^{99}Mo memiliki sifat radionuklida hasil aktivasi, aktinida dan anak luruhnya, serta radionuklida hasil fisi dengan total konsentrasi aktivitas $3,01 \times 10^9$ Bq/g sedangkan Limbah dari produksi radioisotop ^{177}Lu memiliki nilai berkisar berkisar $1,06 \times 10^{16}$ - $1,24 \times 10^{16}$ Bq/g dari RFW hasil aktivasi saja.



Gambar 7. Limbah hasil aktivasi kapsul dengan iradiasi daya 15 MWt



Gambar 8. Limbah hasil aktivasi kapsul dengan iradiasi daya 30 MWt



Gambar 9. Total Konsentrasi Limbah Produksi ¹⁷⁷Lu di CIP

KESIMPULAN

Berdasarkan penelitian yang telah dilakukan dapat disimpulkan bahwa RFW dari produksi ¹⁷⁷Lu hanya mengandung radionuklida hasil aktivasi diantaranya terdapat kandungan radionuklida umur paro panjang yakni ¹⁴C ($T_{1/2}$: 5.730 tahun) dan ³²Si ($T_{1/2}$:150 tahun). Besarnya nilai fluks dan lama iradiasi yang digunakan mempengaruhi seberapa lama radioaktivitas suatu radionuklida bertahan sedangkan rasio

antara radioaktivitas dan jumlah gram yang tersisa dari radionuklida relatif konstan.

Total konsentrasi aktivitas limbah dari produksi radioisotop ¹⁷⁷Lu memiliki konsentrasi aktivitas diantara $1,06 \times 10^{16}$ - $1,24 \times 10^{16}$ Bq/g. Oleh karena itu, Limbah radioaktif RFW hasil produksi ¹⁷⁷Lu diklasifikasikan dalam limbah radioaktif tingkat sedang berdasarkan Peraturan Pemerintah mengenai pengelolaan limbah radioaktif dan diperlukan pengelolaan yang teliti guna menjamin keselamatan.

Karakterisasi *Radioactive Fission Waste* (RFW) Dari Produksi Radioisotop Lutesium-177 Menggunakan Program Origen2
(Lena Rosmayani, Anis Rohanda, R Farzand Abdullatif)

UCAPAN TERIMA KASIH

Penulis mengucapkan terimakasih kepada pihak Pusat Riset Teknologi Reaktor Nuklir (PRTRN), Organisasi Riset Tenaga Nuklir (ORTN), Badan Riset dan Inovasi Nasional (BRIN) yang telah memberikan kesempatan kepada penulis untuk melakukan penelitian serta kepada Jurusan Fisika Universitas Jenderal Soedirman yang telah memberikan dukungan untuk mempublikasikan paper ini.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] Nana, "*Fisika Kesehatan*", Klaten: Lakeisha, 2021.
- [2] R. Awaludin, "Perhitungan pembuatan Emas-192, Iridium-192 dan Lutesium-177 dengan aktivasi neutron untuk partikel nano radioaktif", *Jurnal Radioisotop dan Radiofarmaka*, vol. 11, hal. 27-36, 2008.
- [3] L. Emmett, K. Willowson, J. Violet, J. Shin, A. Blanksby, J. Lee, "Lutetium ¹⁷⁷ PSMA radionuclide therapy for men with prostate cancer: a review of the current literature and discussion of practical aspects of therapy", *J Med Radiat Sci*. 2017.
- [4] R.A. Kuznetsov, K.S. Bobrovskaya, V.V. Svetukhin, "Production of Lutetium-177: Process aspects", *Radiochemistry*, vol.61, pp. 381–395, 2019.
- [5] V.A. Tarasov, O.I. Andreev, E.G Romanov, R.A. Kuznetsov, V.V. Kupriyanov, I.V. Tselishchev, "Production of no-carrier added Lutetium-177 by irradiation of enriched Ytterbium-176", *Curr Radiopharm*, 2015.
- [6] T. Widyaningrum, E. Sarmini, U. N. Sholikhah, Triyanto, S. Soenarjo, "Optimasi pemisahan ¹⁷⁷Lu dari Yb₂O₃ untuk radioterapi dengan metode Kromatografi Kolom", *Prosiding Pertemuan Ilmiah Radioisotop, Radiofarmaka, Siklotron dan Kedokteran Nuklir*, hal. 28-34, 2014.
- [7] T. Widyaningrum, Triyanto, E. Sarmini, U. N. Sholikhah, S. Soenarjo, "Karakteristik pemisahan radioLutesium-177/^{177m}Lu dan radioiterbium-169/¹⁷⁵Yb", *Jurnal Sains dan Teknologi Nuklir Indonesia*, vol. 16, no 1, hal. 1-14, 2015.
- [8] R. Awaludin, "Radioaktivitas jenis dan kemurnian radionuklida Lutesium-177 diproduksi menggunakan Reaktor G.A. Siwabessy," *Jurnal Radioisotop dan Radiofarmaka*, vol. 18, no.1, hal. 14-20, 2015.
- [9] A. G. Croff, "A user's manual for the Origen2 computer code", Tennessee: OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY, 1980.
- [10] Pemerintah RI, PP No. 61, "Pengelolaan limbah radioaktif", Jakarta, Tahun 2013.
- [11] Aisyah, Mirawaty, D.L.I Saputra, R. Setiawan, "Karakterisasi radionuklida pada bahan bakar bekas dari experimental pebble bed reactor", *Jurnal Urania*, vol. 25, no.1, hal. 46-58, 2019.
- [12] A. M. Nichols, "INDC International Nuclear Data Committee" (BNL--114827-2017-IR, 1413963; p. BNL--114827-2017-IR, 1413963), 2017.
- [13] Susanto, P. D. Winastri, H. Wahyono, "Pengelolaan limbah radioaktif padat paparan tinggi tidak dapat bakar di Instalasi Radiometalurgi (IRM)", *Jurnal Pengelolaan Instalasi Nuklir*, vol. 13, 2017.
- [14] Aisyah, P. A. Artiani, Y. Purwanto "Karakterisasi limbah dari produksi radioisotop Molibdenum-99", *Jurnal Iptek Nuklir Ganendra*, vol. 21, no.2, hal. 71-82, 2018.

HALAMAN INI DIBIARKAN KOSONG