

---

## ANALISIS AKTIVITAS ISOTOP MO-99 DI REAKTOR RSG-GAS

Sri Kuntjoro

Pusat Teknologi dan Keselamatan Reaktor Nuklir—BATAN

### ABSTRAK

**ANALISIS AKTIVITAS ISOTOP MO-99 DI REAKTOR RSG-GAS.** Reaktor riset RSG-GAS merupakan reaktor jenis MTR dengan bahan bakar plat  $U_3Si_2-Al$  dan beroperasi dengan daya nominal 30 MWt. Berbagai aktifitas dilakukan di reaktor antara lain penelitian bahan, penelitian reaktor serta produksi radioisotop. Isotop Mo-99 merupakan salah satu isotop yang diproduksi di reaktor RSG-GAS dan merupakan isotop yang dibutuhkan dalam bidang kesehatan dalam jumlah besar. Produksi isotop Mo-99 dicapai dengan cara melakukan iradiasi pada LEU (*Low Enriched Uranium*) berbentuk plat di teras reaktor. Tujuan dari penelitian ini adalah untuk menganalisis aktivitas isotop Mo-99 sebesar 300 Ci hasil dari iradisi target plat LEU yang diiradiasi di teras reaktor RSG-GAS dengan program ORIGEN2. Sebagai masukan untuk program tersebut adalah fluks neutron di posisi LEU yang diiradiasi, lama iradiasi serta massa U-235 dan U-238 yang diiradiasi. Selain itu analisis dilakukan berdasarkan hasil pengolahan beberapa target LEU yang telah diiradiasi sebelumnya. Hasil analisis menunjukkan bahwa untuk memproduksi Mo-99 sebesar 300 Ci diperlukan 4 target LEU seberat 11,609 gram atau 10,488 gram yang diiradiasi selama 5 hari dengan waktu peluruhan 1 hari.

**Kata kunci:** Mo-99, LEU, program computer ORIGEN2, fluks neutron

### ABSTRACT

**ANALYSIS OF MO-99 ISOTOPE ACTIVATION IN THE RSG-GAS REACTOR.** RSG-GAS research reactor is a MTR type reactor with  $U_3Si_2-Al$  fuel plates operating with nominal power of 30 MWt. Various activities can be conducted in the reactor; among others are research in materials sciences, reactors technology and radioisotope production. Mo-99 is one of the isotopes produced in the RSG-GAS research reactor needed in the medical uses and required in large numbers. Mo-99 production is achieved by irradiating LEUs (*Low Enriched Uranium*) target in the reactor core. The purpose of this study was to analyze the activity of Mo-99 isotope as big as 300 Ci from LEU targets irradiated in the RSG-GAS reactor using ORIGEN2 computer codes. As inputs to the program are neutron flux in the irradiated position of the LEU target, irradiation time, and the mass of irradiated U-235 and U-238. In addition, the analysis is also based on the results of the processing of some LEU targets, which have been previously irradiated. Results of the analysis show that to produce Mo-99 with 300 Ci, 4 LEU targets are required weighing 11.609 grams or 10.448 grams, which are irradiated for 5 days and 1 day decay time.

**Keywords:** Mo-99, LEU, OIGEN2 computer codes, neutron flux

## PENDAHULUAN

Reaktor G.A. Siwabessy (RSG-GAS) merupakan reaktor penelitian tipe MTR berdaya 30 MWt dengan elemen bakar berjenis plat. Reaktor RSG-GAS memiliki reflektor berbahan beryllium serta berpendingin air ringan ( $H_2O$ ). Pada teras reaktor berisi 40 elemen bakar dan 8 buah elemen kendali. Setiap elemen bakar terdiri dari 21 plat bahan bakar  $U_3Si_2-Al$  dengan pengkayaan sebesar 19,75 %, sedangkan elemen kendali berdimensi sama dengan bahan bakar dengan 15 plat bahan bakar  $U_3Si_2-Al$  dan 3 plat dikiri dan 3 plat dikanan elemen kendali dikosongkan untuk masuknya bahan penyerap. Bahan penyerap yang berfungsi sebagai *control rod* berupa garpu yang terbuat dari bahan Ag-InCd dan akan mengisi posisi yang kosong pada elemen kendali dan berfungsi untuk mengendalikan produk fisi. Elemen bakar dan elemen kendali memiliki 6 kelas fraksi bakar dengan fraksi bakar maksimum sebesar 56%. Pola penggantian bahan bakar sebanyak 5 elemen bakar dan 1 elemen kendali untuk 1 siklus operasi selama 750 MWD<sup>[1]</sup>.

Teras reaktor RSG-GAS selain berisi elemen bakar dan elemen kendali juga memiliki 4 buah posisi iradiasi pusat dan beberapa posisi iradiasi disekitar bahan bakar dan di posisi reflektor beryllium. Posisi iradiasi digunakan untuk iradiasi bahan untuk penelitian serta untuk memproduksi radioisotop. Berbagai radioisotop untuk bidang kesehatan dapat diproduksi di RSG-GAS antara lain Iodine-125, Tc-99, Co-60 dan Mo-99. Radioisotop yang sangat dibutuhkan saat ini adalah Mo-99 yang digunakan sebagai <sup>99m</sup>Tc Generator. Radioisotop Mo-99 di-

hasilkan dengan cara melakukan iradiasi target LEU di teras reaktor. Mo-99 merupakan produk fisi dari U-235 yang merupakan unsur dari target LEU. Aktivitas Mo-99 merupakan fungsi dari daya reaktor atau fluks neutron di posisi dimana target LEU ditempatkan, waktu iradiasi serta massa dari U-235 yang terdapat di target LEU. Besarnya kebutuhan akan radioisotop Mo-99 yang mencapai 300 Ci setiap minggu diupayakan untuk dapat dipenuhi dengan mengiradiasi target LEU di teras reaktor RSG-GAS.

Analisis untuk mendapatkan aktivitas Mo-99 sebagai iradiasi target LEU di teras reaktor RSG-GAS dilakukan menggunakan program ORIGEN2<sup>[2]</sup>. Perhitungan untuk menentukan aktivitas Mo-99 yang dihasilkan dari iradiasi target LEU di dalam reaktor penelitian maupun reaktor daya telah dilakukan oleh peneliti sebelumnya<sup>[3,4,5]</sup>. Juga telah dilakukan analisis keselamatan adanya pemuatan target LEU di teras reaktor dari sudut neutronik maupun termohidarulik<sup>[6-11]</sup>. Selain penelitian tersebut, untuk program komputer ORIGEN2 telah digunakan oleh peneliti terdahulu pada perhitungan inventori reaktor dan fraksi bakar bahan bakar<sup>[12-14]</sup>. Program komputer ORIGEN2 digunakan bersama program komputer yang lain untuk perhitungan deplesi uranium pada perhitungan neutronik pada suatu reaktor.

Tujuan dari penelitian ini adalah melakukan analisis untuk memperoleh aktivitas Mo-99 sebesar 300 Ci dari iradiasi target LEU yang diiradiasi di teras reaktor RSG-GAS. Analisis dilakukan menggunakan pro-

gram komputer ORIGEN2 yang dipadukan dengan hasil pengolahan produksi iradiasi target LEU yang telah dilakukan terdahulu. Program komputer ORIGEN2 merupakan program deplesi radionuklida hasil dari reaksi fisi. Diperlukan data masukan berupa fluks neutron atau daya reaktor, waktu iradiasi, waktu peluruhan serta massa target yang diiradiasi untuk melakukan perhitungan menggunakan program komputer tersebut.

## TEORI

Aktivitas Mo-99 dihitung menggunakan program ORIGEN2. Program ORIGEN2 merupakan program komputer untuk menyelesaikan deplesi radionuklida berdasarkan persamaan (1) berikut:

$$\frac{dX_i}{dt} = \sum_{j=1}^N I_{ij} \lambda_j X_j + \phi \sum_{k=1}^N f_{ik} \sigma_k X_k - (\lambda_i + \phi \sigma_i + r_i) X_i + F_i \dots i = 1 \dots N$$

dengan;

- $X_i$  = densitas atom dari radionuklida
- $N$  = jumlah radionuklida
- $\lambda_i$  = konstanta peluruhan radionuklida
- $I_{ij}$  = fraksi radionuklida untuk radionuklida lain dimulai dari nuklida  $i^{\text{th}}$
- $\phi$  = fluks neutron ( $\text{n/cm}^2 \cdot \text{detik}$ )
- $f_{ik}$  = fraksi absorpsi neutron untuk radionuklida lain dimulai dari nuklida  $i^{\text{th}}$
- $\sigma_k$  = penampang lintang mikroskopik neutron dari radionuklida  $k^{\text{th}}$  ( $\text{cm}^{-1}$ )
- $r_i$  = laju kehilangan radionuklida  $i$  dari sistem ( $\text{m/s}$ )
- $F_i$  = laju pembentukan dari radionuklida  $i^{\text{th}}$  ( $\text{m/s}$ )
- $i$  = nuklida  $i$

Dan fluence neutron dihitung berdasarkan persamaan (2) [1]:

$$\text{Fluence} = \phi \cdot t \dots \dots \dots (2)$$

dengan;

$\Phi$  = fluks neutron ( $\text{n/cm}^2 \cdot \text{detik}$ )

$t$  = waktu (jam)

dan flux neutron dihitung berdasarkan persamaan (3) [17] berikut;

$$\phi = \frac{6,242 \times 10^{18} (P)}{\sum_i X_i^f \sigma_i^f R_i} \dots \dots \dots (3)$$

$$R_i = 1,29927 \times 10^{-3} (Z^2 A^{0,5}) + 33,12 \dots \dots \dots (4)$$

dengan;

$\phi$  = fluks neutron ( $\text{n/cm}^2 \cdot \text{detik}$ )

$P$  = daya reaktor (MW)

$X_i^f$  = jumlah radionuklida yang dihasilkan dari fisi  $i^{\text{th}}$  dalam bahan bakar (grams atom)

$\sigma_i^f$  = penampang lintang mikroskopik fisi untuk radionuklida  $i^{\text{th}}$  ( $\text{cm}^{-1}$ )

$R_i$  = energi yang dibangkitkan kembali dari proses fisi untuk radionuklida  $i^{\text{th}}$  (MeV/fisi)

$Z$  = nomor atom dari radionuklida

$A$  = nomor massa dari radionuklida

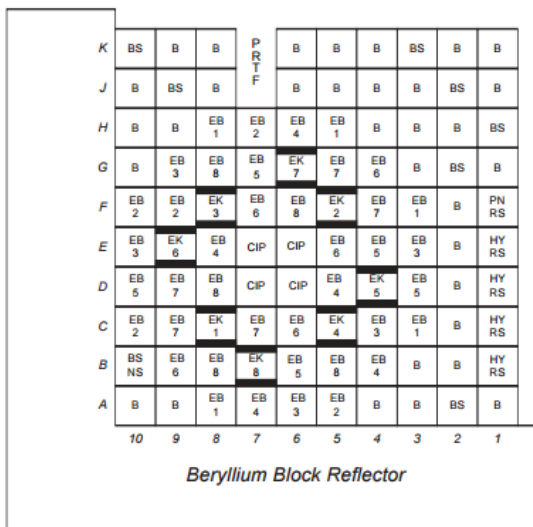
Selanjutnya dilakukan perhitungan rapat atom menggunakan persamaan (5):

$$\text{Rapat atom} = \frac{(\text{Densitas} \times \text{Bilangan Avogadro} (0,6023 \text{E} - 24 \text{ atom/cm}^3))}{\text{Berat Atom}} \dots \dots \dots (5)$$

## METODOLOGI

Perhitungan aktivitas radio nuklida dilakukan menggunakan program ORIGEN2. Langkah pertama yang dilakukan adalah melakukan pengukuran fluks neutron termal di

posisi iradiasi pusat (CIP) di teras reaktor RSG-GAS dimana target LEU akan diiradiasi. Selanjutnya dilakukan perhitungan untuk menentukan massa/densitas U-235 dan U-238 serta unsur lain dari target LEU yang pernah diiradiasi di teras reaktor RSG-GAS. Posisi CIP pada konfigurasi teras RSG-GAS dapat dilihat pada Gambar 1.



Gambar 1. Posisi CIP Pada Konfigurasi Teras RSG-GAS

Kemudian dilakukan perhitungan untuk mendapatkan aktivitas Mo-99 dari target LEU yang pernah diiradiasi tersebut. Setelah aktivitas target diperoleh selanjutnya dilakukan perhitungan efisiensi dari proses pengolahan, yaitu dengan membandingkan aktivitas hasil

proses dengan aktivitas hasil perhitungan. Setelah efisiensi proses diperoleh dilakukan perhitungan untuk target LEU yang direncanakan untuk diiradiasi ditempat dengan fluks neutron yang telah diukur. Setiap target yang diiradiasi selanjutnya dilakukan prediksi aktivitas Mo-99 yang akan dihasilkan dari setiap target LEU yang direncanakan.

## HASIL DAN PEMBAHASAN

### Fluks neutron hasil pengukuran

Posisi tempat iradiasi target LEU adalah di posisi iradiasi sentral (CIP/Central Irradiation Position). Hasil pengukuran yang diperoleh adalah fluks neutron di posisi tersebut sebesar  $1,10 \times 10^{14}$  n/cm<sup>2</sup>.detik. Fluks terukur cukup besar, oleh karenanya posisi CIP tepat untuk mengiradiasi target LEU untuk mendapatkan aktivitas Mo-99 yang besar untuk waktu iradiasi selama 5 hari serta waktu peluruhan selama 1 hari setelah target diambil dari posisinya.

### Perhitungan Aktivitas Target LEU dan Efisiensi Proses Pengolahan Mo-99

Massa U-235 dan U-238 dari target LEU yang pernah diiradiasi di teras reaktor RSG-GAS terlihat pada Tabel 1.

Tabel 1. Massa LEU, U-235, U-238 dan O-16 dari target LEU yang telah diiradiasi saat lalu

No.	Massa LEU/VO <sub>2</sub> (gram)	Massa U-235 (gram)	Massa U-238 (gram)	Massa O-16 (gram)
1	8,753	1,508	6,206	1,039
2	7,488	1,290	5,309	0,889
3	6,327	1,090	4,486	0,751
4	6,193	1,067	4,391	0,735
5	4,748	0,818	3,366	0,564
6	8,573	1,477	6,078	1,018
7	7,320	1,261	5,189	0,869
8	11,540	1,988	8,181	1,370
9	6,054	1,043	4,292	0,719

Dari Tabel 1 terlihat bahwa massa terbesar LEU yang diiradiasi adalah sebesar 11,540 gram, sedangkan yang terkecil sebesar 4,748 gram. Selanjutnya dilakukan perhitungan aktivitas Mo-99 yang dihasilkan dari iradiasi pada fluks neutron  $1,10 \times 10^{14}$  n/cm<sup>2</sup>.detik, selama 5 hari de-

dengan waktu peluruhan selama 1 hari. Aktivitas yang diperoleh selanjutnya dipergunakan untuk memperoleh efisiensi proses pengolahan, dan hasilnya dapat dilihat pada Tabel 2.

Tabel 2. Aktivitas perhitungan Target LEU dan Efisiensi Proses Pengolahan Mo-99

No.	Massa LEU/VO <sub>2</sub> (gram)	Perhitungan Aktivitas Mo-99 (Ci)	Aktivitas Mo-99 Hasil Pengolahan (Ci)	Efisiensi Pengolahan
1	8,753	212,20	90,38	0,43
2	7,488	194,90	71,33	0,37
3	6,327	159,90	63,33	0,40
4	6,193	156,50	52,00	0,33
5	4,748	120,00	43,24	0,36
6	8,573	216,60	54,75	0,25
7	7,320	178,40	46,47	0,26
8	11,540	291,60	66,77	0,23
9	6,054	153,00	55,91	0,37
<b>Efisiensi rata-rata</b>				0,33

Dari Tabel 2 terlihat efisiensi rata-rata sebesar 0,33 %. Efisiensi mengecil dari harga efisiensi pengolahan rata-rata untuk massa target lebih

dari 10 gram LEU, sedangkan untuk massa target kurang dari gram LEU, efisiensi pengolahan lebih kecil dari harga rata-rata.

**Perhitungan massa LEU, U-235, U-238 dan O-16 untuk target produksi 300 Ci per minggu.**

Tabel 3 menunjukkan hasil perhitungan massa LEU, U-235, U-238, dan O-16 yang

diiradiasi selama lima hari operasi dan perlakuan 1 hari sehingga mendapatkan target produksi 300 Ci per minggu.

Tabel 3. Massa LEU, U-235, U-238 dan O-16 dari target LEU untuk produksi 300 Ci/minggu

No.	Massa LEU/UO <sub>2</sub> (gram)	Massa U-235 (gram)	Massa U-238 (gram)	Massa O-16 (gram)
1	6,966	1,200	4,938	0,827
2	8,707	1,500	6,173	1,034
3	<b>10,448</b>	<b>1,800</b>	<b>7,407</b>	1,241
4	11,609	2,000	8,231	1,379

Berdasarkan rencana target tersebut dilakukan perhitungan untuk mendapatkan target aktivitas Mo-99 sebesar 300 Ci per minggu dengan mela

kukan iradiasi target di posisi CIP di teras reaktor RSG-GAS. Hasil yang diperoleh dapat dilihat pada Tabel 4.

Tabel 4. Perencanaan target LEU untuk memperoleh aktivitas 300Ci/minggu

No.	Massa U-235 (gram)	Target LEU/UO <sub>2</sub> (gram)	Hasil untuk efisiensi 0,33		Jumlah Target
			Hitungan (Ci)	Pengolahan (Ci)	
1	1,20	6,966	176,00	<b>58,44</b>	<b>6</b>
2	1,50	8,707	220,00	<b>73,05</b>	<b>5</b>
3	1,80	10,448	264,00	<b>87,65</b>	<b>4</b>
4	2,00	11,609	293,40	<b>97,42</b>	<b>4</b>

Dari Tabel 4 terlihat bahwa aktivitas Mo-99 sejumlah 300 Ci per minggu dapat dihasilkan dari target minimal sejumlah 4 target dengan massa U-235 untuk 1,8 gram dan 2 gram untuk setiap targetnya. Sedangkan jumlah target terbanyak adalah 6 target untuk 1,2 gram U-235 setiap targetnya.

## KESIMPULAN

Aktivitas Mo-99 sebesar 300 Ci per minggu dapat dihasilkan dengan melakukan ira-

diasi 4 target LEU dengan massa 1,80 gram dan 2,00 gram di teras posisi iradiasi CIP di teras reaktor RSG-GAS. Aktivitas sejumlah 300 Ci per minggu tersebut sesuai dengan perencanaan untuk memenuhi pangsa pasar yang ada. Adanya 4 posisi iradiasi di CIP, maka iradiasi target dapat dilakukan dalam 1 proses pengoperasian reactor selama 5 hari.

**UCAPAN TERIMA KASIH**

Kegiatan penelitian ini dibiayai oleh DI-PA PTKRN untuk tahun anggaran 2015. Ucapan terima kasih kami sampaikan kepada Kepala PTKRN untuk penggunaan anggaran DIPA tersebut. Juga disampaikan ucapan terima kasih kepada Dr. Ing. Kusnanto dari PT. INUKI (Persero) yang telah membantu penulis sehingga terselesaikannya makalah ini.

**DAFTAR PUSTAKA**

1. LIEM PENG HONG, BAKRI ARBIE, T.M. SEMBIRING, "Fuel Management Strategy for The New Equilibrium Silicide Core Design of RSG GAS (MPR-30)", Nuclear Engineering and Design, Vol. 180, pp. 207–219, 1998.
2. A. G. CROFF, "A Versatile Computer Code For Calculating The Nuclide Compositions And Characteristics of Nuclear Materials", Oak Ridge National Laboratory Chemical Technology Division, Oak Ridge, Tennessee, 37830, USA, 1983.
3. ATTA MOHAMMAD, TAYYAB MAHMOOD, MASOOD IQBAL, "Fission MOLY Production at PARR-1 Using LEU Plate Type Target", Nuclear Engineering and Design, Vol. 239, pp. 521–525, 2009.
4. A. MUSHTAQ, "Specifications and Qualification of Uranium/Aluminum Alloy Plate Target for The Production of Fission Molybdenum-99", Nuclear Engineering and Design, Vol. 241, pp. 163–167, 2011.
5. A.C. MORREALE, D.R. NOVOG, J.C. LUXAT, "A Strategy for Intensive Production of Molybdenum-99 Isotopes for Nuclear Medicine Using CANDU Reactors", Applied Radiation and Isotopes, Vol. 70, pp. 20-34, 2012.
6. AHMAD MUSHTAQ et al, "Conversion of Molybdenum-99 production process to low enriched uranium: Neutronic and thermal hydraulic analyses of HEU and LEU target plates for irradiation in Pakistan Research Reactor-1", Nuclear Instruments and Method in Physics Research B, Vol. 287, pp. 35-45, 2012.
7. A. MUSHTAQ et al, "Neutronic and thermal hydraulic analysis for production of fission molybdenum-99 at Pakistan Research Reactor-1", Annals of Nuclear Energy, Vol. 35, pp. 345–352, 2008.
8. A. MUSHTAQ et al, "Low Enriched Uranium Foil Plate Target for Production of Fission Molybdenum-99 in Pakistan Research Reactor-1", Nuclear Instrument and Method in Physics Research B, Vol. 267, pp. 1109–1114, 2009.
9. DAESEONG JO et al, "Neutronic and Thermal-hydraulic Analyses of LEU Targets Irradiated in a Research Reactor for Molybdenum-99 Production", Annals of Nuclear Energy, Vol. 71, pp. 467–474, 2014.

10. EBRAHIM ABEDI et al, “Neutronic and thermal-hydraulic analysis of fission molybdenum-99 production at Tehran Research Reactor using LEU plate targets”, *Applied Radiation and Isotopes*, Vol. 118, pp. 160-166, 2016.
11. E. NICHITA, J. HAROON, “Molybdenum-99-Producing 37-Element Fuel Bundle Neutronically and Thermal-hydraulically Equivalent to a Standard CANDU Fuel Bundle”, *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 307, pp. 86-95, 2016.
12. A. MUSHTAQ et al, “Time Dependent Burn-up and Fission Products Inventory Calculations in The Discharged Fuel of The Syrian MNSR”, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 35, pp. 1698–1704, 2011.
13. A. MUSHTAQ et al, “Reactor Core Heterogeneity Effects on Radionuclide Inventory”, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 53, pp. 244–253, 2013.
14. R.G. ABREFAH et al, “Fuel Burnup Calculation of Ghana MNSR Using ORIGEN2 and REBUS3 Codes”, *Applied Radiation and Isotopes*, Vol. 118, pp. 160-166, 2016.