

ANALISIS NEUTRONIK REAKTOR CRITICAL ASSEMBLY FOR MOLYBDENUM-99 PRODUCTION (CAMOLYP)

Oleh

Bartolomeus Delphito Nugraha

15/385269/TK/43931

Diajukan kepada Departemen Teknik Nuklir dan Teknik Fisika Fakultas Teknik
Universitas Gadjah Mada pada tanggal
untuk memenuhi sebagian persyaratan untuk memperoleh derajat
Sarjana Program Studi Teknik Nuklir

INTISARI

Sistem reaktor kritis daya rendah atau *critical assembly for ⁹⁹Mo production* (CAMOLYP) saat ini sedang dikaji di BATAN Yogyakarta sebagai kelanjutan pengembangan dari program *subcritical assembly for ⁹⁹Mo production* (SAMOP). Tujuan dari penelitian ini adalah untuk mendapatkan data awal tentang bagaimana konfigurasi teras CAMOLYP yang dapat mencapai kekritisan. Metode yang digunakan pada penelitian ini adalah perhitungan tingkat kekritisan CAMOLYP untuk beberapa model konfigurasi teras, menggunakan program computer MCNPX.

Hasil analisis menunjukkan bahwa model teras CAMOLYP sesuai desain awal --dengan konfigurasi teras berbentuk silinder annular berisi *thorium*-uranil nitrat yang dikelilingi oleh ring bahan bakar jenis TRIGA-- baru dapat mencapai faktor perlipatan neutron efektif (k_{eff}) 0,9484 atau masih berada pada tingkat subkritik. Kemudian dilakukan desain ulang pada teras reaktor sehingga menghasilkan 2 desain baru. Hasil penelitian menunjukkan bahwa terdapat beberapa konfigurasi teras yang dapat mencapai nilai superkritik pada rentang k_{eff} 1 hingga 1,1. Konfigurasi terbaik pada desain A adalah dengan menggunakan 42 TRIGA wt-12% di *ring* luar dengan diameter dalam *inner shell* sebesar 48 cm ($k_{\text{eff}} = 1,00595 \pm 0,00153$). Pada desain B, konfigurasi terbaik dicapai dengan menggunakan 24 tabung Th-U nitrat dengan konsentrasi 300 g Th-U/L ($k_{\text{eff}} = 1,0562 \pm 0,00159$).

Kata kunci: analisis neutronik, CAMOLYP, molybdenum-99, produksi isotop

Pembimbing Utama : Dr. Ir. Andang Widi Harto, M.T.

Pembimbing Pendamping : Prof. Ir. Syarip

NEUTRONIC ANALYSIS OF CRITICAL ASSEMBLY FOR MOLYBDENUM-99 PRODUCTION (CAMOLYP) REACTOR

by

Bartolomeus Delphito Nugraha

15/385269/TK/43931

Submitted to the Departement of Nuclear Engineering and Engineering Physics
Faculty of Engineering Universitas Gadjah Mada on
in partial fulfillment of the requirement for the Degree of
Bachelor of Engineering in Nuclear Engineering

ABSTRACT

Critical assembly for ^{99}Mo production (CAMOLYP) is currently being studied at BATAN Yogyakarta as a continuation of subcritical assembly for ^{99}Mo production (SAMOP). The aim of this study is to get a preliminary data for making the CAMOLYP's core in a critical condition. The method used in this study is criticality calculation for various core configurations using MCNPX computer program.

The analysis result shows that the CAMOLYP's core based on the first design, using thorium-uranyl nitrat surrounded by TRIGA fuel rods, could only achieved multiplication factor (k_{eff}) of 0.9484. Because of this, a redesign of CAMOLYP's core is conducted and the author proposed 2 new core designs. The result is that there are various configurations of CAMOLYP's core which can achieve supercritical condition with a k_{eff} range of 1 to 1.1. The best configuration for design A is by using 42 TRIGA wt-12% in the outer ring with an inner diameter of inner shell of 48 cm ($k_{\text{eff}} = 1,00595 \pm 0,00153$). While for design B, the best configuration is achieved by using 24 tubes of Th-U nitrate with a concentration of 300 Th-U nitrate ($k_{\text{eff}} = 1,0562 \pm 0,00159$).

Keywords: neutronic analysis, CAMOLYP, molybdenum-99, isotope production

Supervisor : Dr. Ir. Andang Widi Harto, M.T.

Co-supevisor : Prof. Ir. Syarip

BAB I PENDAHULUAN

I.1. Latar Belakang

Thorium telah digunakan sebagai sumber daya pada skala prototipe. Reaktor dengan bahan bakar *thorium* pertama kali dibangun di Amerika Serikat pada tahun 1962 [1]. Dalam penggunaannya, *thorium* dinilai lebih baik karena ketersediaannya yang lebih banyak dibandingkan dengan uranium sehingga dapat memenuhi permintaan energi dunia dengan lebih lama [2]. *Thorium-232* dapat menyerap neutron dan menghasilkan uranium-233 yang memiliki lebih banyak probabilitas fisi neutron (92%) dibandingkan dengan uranium-235 (85,5%) maupun plutonium-239 (73.5%) [3].

Sebagai bahan bakar yang dapat dibiakkan, maka uranium-233 yang dihasilkan oleh *thorium-232* dapat digunakan sebagai penghasil radioisotop molibdenum-99 yang sangat sering digunakan dalam kegiatan medis di bidang kedokteran nuklir. Hal ini yang menjadi dasar penelitian penulis mengenai reaktor produksi isotop dengan bahan bakar *thorium*.

Konsep reaktor produksi isotop (RPI) atau *critical assembly for molly production* (CAMOLYP) didasarkan pada proses reaksi pembelahan uranium-235 dan uranium-233. Uranium-235 diperlukan di awal siklus untuk mencapai kondisi kritis. Seiring berjalannya masa operasi, maka *thorium-232* akan menangkap neutron dan meluruh menjadi uranium-233 yang dapat dibelah (fisi). Diharapkan pada siklus berikutnya tidak diperlukan uranium-235 karena bahan bakar fisi sudah tercukupi melalui proses *breeder* dari *thorium-232*.

Telah dilakukan penelitian skripsi oleh dua mahasiswa Universitas Gadjah Mada pada tahun 2017 tentang reaktor SAMOP dengan menggunakan bahan bakar *thorium* [4] [5]. Namun, dalam simulasi MCNPXnya, penelitian tersebut keliru dalam memasukkan densitas elemen bakar TRIGA 104. Dalam pelaksanaannya, densitas yang dimasukkan adalah 9,81 g/cm³, padahal seharusnya 5,61 g/cm³. Pada penelitian tersebut, didapatkan kesimpulan bahwa nilai k_{eff} berada pada rentang

0,97-0,98. Namun, saat penulis mencoba mensimulasikan kembali dengan densitas yang sebenarnya ($5,64 \text{ g/cm}^3$), didapat nilai k_{eff} yang jauh dari nilai kritis ($k_{\text{eff}} = 0,88152$) sehingga perlu dilakukan penelitian ulang.

Desain reaktor CAMOLYP yang penulis teliti menggunakan bahan bakar larutan *thorium*-uranil nitrat yang mengacu pada desain geometri SAMOP. Saat dilakukan perhitungan awal, didapatkan nilai k_{eff} sebesar 0,71273 sehingga masih perlu dilakukan penelitian untuk mencapai kondisi kritis.

Pada skripsi ini akan dilakukan analisis neutronik reaktor CAMOLYP untuk mendapatkan beberapa konfigurasi teras yang dapat mencapai nilai k_{eff} lebih dari 1. Perhitungan neutronik untuk menentukan nilai faktor perlipatan neutron sistem reaktor CAMOLYP dilakukan dengan bantuan program komputer MCNPX. Diharapkan hasil dari kajian awal analisis neutronik ini dapat memberikan gambaran model teras CAMOLYP yang paling efektif dari segi neutronik.

I.2. Perumusan Masalah

Desain reaktor CAMOLYP yang diajukan BATAN belum dapat mencapai kondisi kritis sehingga diperlukan penelitian mengenai desain reaktor CAMOLYP yang dapat mencapai kondisi superkritis ($1 < k_{\text{eff}} < 1,1$).

I.3. Batasan Masalah

Berikut batasan masalah yang digunakan dalam penelitian ini:

1. Analisis terbatas pada parameter neutronik.
2. Analisis terbatas pada lingkup teras reaktor yang meliputi analisis tebal reflektor, analisis tinggi reflektor, analisis jumlah *fuel rod*, analisis konsentrasi *thorium*-uranil nitrat, analisis diameter *inner shell*, dan modifikasi desain CAMOLYP berdasarkan analisis variabel yang telah dilakukan.

I.4. Tujuan Penelitian

Tujuan dari penelitian ini adalah untuk mencari desain reaktor CAMOLYP yang paling optimal dengan k_{eff} sedikit lebih tinggi dari 1 ($1 < k_{\text{eff}} < 1,1$) menggunakan bahan bakar *thorium-uranil nitrat*. Pertimbangan desain optimal didasarkan pada jumlah ^{235}U pada *inner shell*, konsentrasi, dan jumlah *fuel rods*.

I.5. Manfaat Penelitian

CAMOLYP merupakan pengembangan dari SAMOP, yang mana SAMOP perlu menggunakan *neutron generator* karena merupakan reaktor subkritis. Dengan tercapainya kondisi kritis, maka CAMOLYP dapat beroperasi tanpa menggunakan *neutron generator*. Hal ini akan menghemat biaya operasi.

CAMOLYP menggunakan bahan bakar *thorium* dalam beroperasi sehingga akan mempunyai nilai *conversion ratio*. Hal ini akan menguntungkan dari segi biaya bahan bakar karena akan menghemat jumlah bahan bakar uranium yang terpakai.

BAB II

TINJAUAN PUSTAKA

II.1. Isi Tinjauan Pustaka

Penelitian ini merupakan kelanjutan dan pengembangan dari program SAMOP milik BATAN dengan no paten P-00200500760 yang berjudul Perangkat Reaktor Subkritik untuk Memproduksi ^{99}Mo oleh Direktorat Jendral Kekayaan Intelektual [6]. Desain SAMOP yang dipatenkan menggunakan bahan bakar uranil nitrat dengan konsentrasi 300 – 500 gU/L, dikelilingi dengan 12 *fuel rods* di ring bagian luar. Karena SAMOP merupakan reaktor subkritik, maka ia memerlukan sumber neutron eksternal yang dapat diperoleh dari *neutron generator* maupun *beamport* dari reaktor Kartini.

Tinjauan kedua dan ketiga yaitu skripsi Estelita Golda dan Fadhil Yassar [5] [4]. Kedua skripsi ini merupakan penelitian dan pengembangan SAMOP dengan menggunakan bahan bakar *thorium*, ditinjau dari aspek neutronik, *conversion ratio*, dan produksi molybdenum-99. Dalam pengerjaannya, densitas UZrH yang mereka gunakan adalah 9,81 g/cm³, yang mana seharusnya adalah 5,64 g/cm³ menurut spesifikasi reaktor Kartini dari BATAN [7]. Dalam kesimpulan mereka didapatkan nilai k_{eff} yaitu 0,98-0,99. Kemudian dengan menggunakan kode MCNPX yang sama, penulis mengganti densitas UzrH dari 9,81 g/cm³ ke 5,64 g/cm³ lalu menyimulasikan ulang, sehingga didapatkan nilai k_{eff} yang bernilai 0,956. Nilai k_{eff} tersebut jauh dibawah kondisi kritis sehingga perlu dilakukan penelitian lebih lanjut mengenai pengembangan reaktor SAMOP menggunakan bahan bakar *thorium*.

Tinjauan keempat yaitu paper karya Syarip yang berjudul *Analytical Method of Atomic Density Determination of Uranyl Nitrate Solution*. Paper ini membahas tentang metode yang dapat digunakan untuk menghitung densitas atom uranil nitrat, namun belum untuk *thorium*-uranil nitrat. Penulis akan mengembangkan perhitungan tersebut untuk menghitung densitas atom dari larutan *thorium*-uranil nitrat dalam reaktor CAMOLYP [8].

Tinjauan kelima yaitu tesis TU Delft karya MV Huisman yang berjudul *Medical Isotope Production Reactor: Reactor Design For A Small Sized Aqueous Homogeneous Reactor For Producing Molybdenum-99 For Regional Demand*. Dalam tesis ini dibahas tentang karakteristik desain dan keselamatan reaktor AHR MIPR milik China, namun dibahas juga tentang sejarah AHR, metode konvensional yang digunakan untuk mengekstraksi molybdenum-99, hingga perkembangan AHR terakhir, termasuk SAMOP. Kesimpulan dari paper ini adalah sangat memungkinkan menggunakan AHR berukuran kecil sebagai produksi isotop medis (molybdenum-99). AHR dinilai potensial karena iradiasi dan ekstraksi dapat dilakukan pada satu perangkat [9].

BAB III

DASAR TEORI

III.1. Reaksi Fisi Berantai

Reaksi berantai fisi disebabkan oleh adanya interaksi antara neutron dengan partikel fisil, seperti uranium-235. Ketika sebuah atom mengalami reaksi fisi, beberapa neutron (jumlah pastinya ditentukan oleh faktor yang tidak dapat diukur; hasil prediksinya berupa probabilitas, ditentukan oleh beberapa faktor, biasanya berkisar 2,5 hingga 3) akan dilepaskan dari reaksi. Neutron yang dilepaskan ini akan berinteraksi dengan medium lainnya, dan jika terdapat material fisil, maka beberapa neutron akan diserap sehingga akan menyebabkan fisi. Maka, siklus ini akan berulang dan terjadilah reaksi fisi berantai.

Reaktor nuklir beroperasi dengan cara mengontrol jumlah reaksi fisi yang terjadi secara tepat. Di samping itu, senjata nuklir beroperasi dengan cara menghasilkan jumlah reaksi fisi yang sangat banyak yang tidak dapat dikontrol.

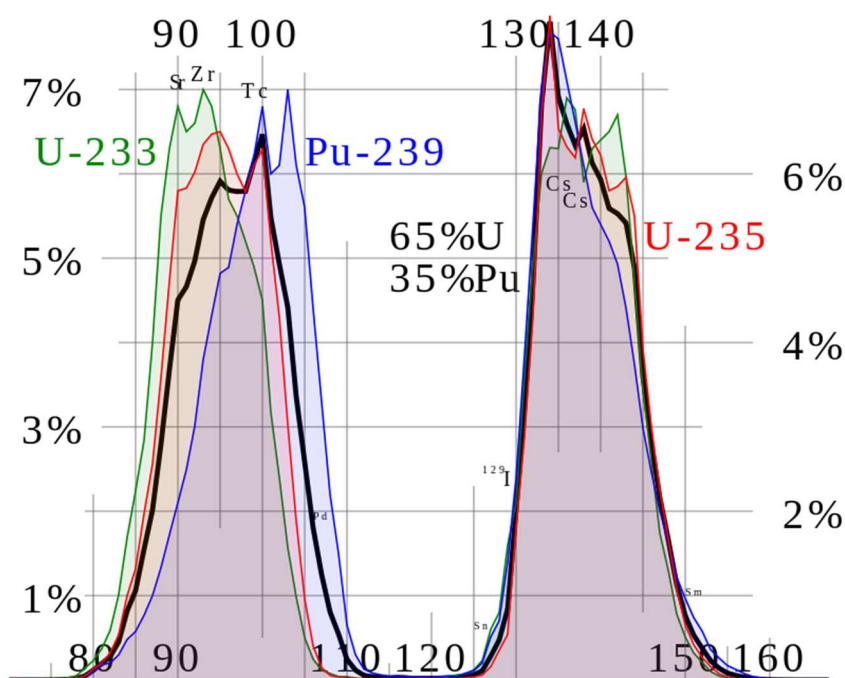
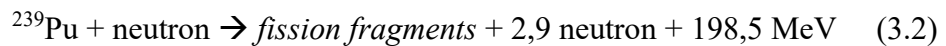
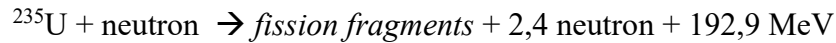
III.1.1. Produk Reaksi Fisi

Pada saat material fisil mengalami reaksi fisi, material tersebut akan membelah menjadi beberapa bagian, ditambah beberapa neutron, radiasi gamma, neutrino, dan energi yang sangat besar. Jumlah massa total partikel yang terbentuk dari reaksi fisi, termasuk neutron, akan lebih kecil dari jumlah massa total partikel yang terbelah. Perbedaan ini disebabkan karena pelepasan energi yang sangat besar, dapat diformulasikan pada persamaan 3.1.

$$E = mc^2 \quad (3.1)$$

Dikarenakan nilai kecepatan cahaya yang sangat besar, c , maka pengurangan massa yang sedikit dapat menyebabkan pengeluaran energi yang sangat besar. Energi ini berada dalam bentuk radiasi dan panas. Dua contoh reaksi

fisi yang sangat umum ditunjukkan pada persamaan 3.112 [10], sedangkan produk fisinya yang acak ditunjukkan pada Gambar III.1.



Gambar III.1: Fission yields untuk fisi neutron termal U-235, Pu-239, dan U-233 [24]

Perlu dipahami bahwa persamaan 3.2 hanya berlaku pada reaksi fisi yang disebabkan oleh neutron termal. Perlu dipahami juga bahwa persamaan 3.2 mengesampingkan energi yang berasal dari neutrino, dikarenakan neutrino sangat tidak reaktif sehingga sangat jarang mendepositkan energinya ke dalam sistem.

III.1.2. Multiplikasi

Multiplikasi, k , didefinisikan sebagai berikut:

$$k = \frac{\text{jumla neutron pada satu generasi}}{\text{jum neutron pada generasi sebelumnya}} \quad (3.3)$$

- Jika k lebih dari 1, maka reaksi berantai bersifat superkritis, dan populasi neutron akan naik secara eksponensial
- Jika k kurang dari 1, maka reaksi berantai bersifat subkritis, dan populasi neutron akan turun secara eksponensial
- Jika k sama dengan 1, maka reaksi berantai bersifat kritis, dan populasi neutron akan tetap konstan

III.1.3. Six-Factor Formula

Dalam menentukan multiplikasi pada reaksi nuklir berantai pada medium berhingga, digunakan persamaan *six-factor formula* yang ditunjukkan pada persamaan 3.4 [11].

$$\text{six-factor formula: } k = \eta f p \epsilon P_{FNL} P_{TNL} \quad (3.4)$$

Tabel III.1. *Six-Factor Formula* [12]

Simbol	Nama	Keterangan	Persamaan	Thermal Factor Value ¹
η	<i>Reproduction factor</i> (Eta)	Jumlah neutron fisi yang diproduksi tiap serapan oleh bahan bakar	$\eta = \frac{\nu\sigma_f^F}{\sigma_a^F}$	1,65
f	<i>Thermal utilization factor</i>	Probabilitas neutron terserap pada bahan bakar	$f = \frac{\sum_a^F}{\Sigma_a}$	0,71
p	<i>Resonance escape probability</i>	Fraksi dari neutron fisi yang berhasil termoderasi dari reaksi fisi menjadi neutron termal tanpa diserap	$p \approx \exp\left(-\frac{\sum_{i=1}^N N_i I_{r,A,i}}{(\bar{\xi}\Sigma_p)_{mod}}\right)$	0,87
ϵ	<i>Fast fission factor</i> (Epsilon)	Jumlah total fisi neutron dibagi dengan jumlah fisi neutron yang berasal dari fisi termal	$\epsilon \approx 1 + \frac{1-p}{p} \frac{u_f \nu_f P_{FAF}}{f \nu_t P_{TAF} P_{TNL}}$	1,02
P_{FNL}	<i>Fast non-leakage probability</i>	Probabilitas neutron cepat tidak keluar dari sistem	$P_{FNL} \approx \exp(-B_g^2 \tau_{th})$	0,97
P_{TNL}	<i>Thermal non-leakage probability</i>	Probabilitas neutron termal tidak keluar dari sistem	$P_{TNL} \approx \frac{1}{1 + L_{th}^2 B_g^2}$	0,99

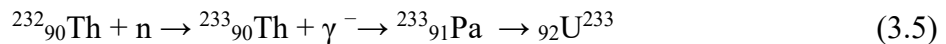
¹ *Thermal Factor Value* merupakan nilai yang didapatkan pada tipikal reaktor PWR

III.2. Thorium

Thorium (Th) merupakan unsur kimia dengan tingkat radioaktivitas rendah dengan nomor atom 90. Unsur ini berwarna perak dan akan berubah menjadi hitam jika bereaksi dengan udara, dimana reaksi tersebut akan membentuk *thorium* dioksida. Semua isotop *thorium* tidak stabil. Salah satu jenis isotop *thorium* yang paling stabil adalah ^{232}Th yang memiliki waktu paro 14,05 miliar tahun, atau sekitar umur semesta.

III.2.1. Penggunaan *Thorium* Sebagai Energi Nuklir

Salah satu sumber energi di reaktor nuklir adalah pembelahan inti atom dari tumbukan neutron. Produk fisi dari ^{233}U dan ^{239}Pu bisa didapatkan dari tangkapan neutron oleh ^{232}Th [13]. Dalam siklus bahan bakar *thorium*, isotop fertil ^{232}Th di tembakan oleh neutron thermal, mengalami peristiwa penangkapan neutron yang kemudian akan menjadi ^{233}Th . Isotop ^{233}Th kemudian akan mengalami 2 peristiwa peluruhan beta yang kemudian akan menjadi ^{233}Pa lalu menjadi isotop fisil ^{233}U [14].

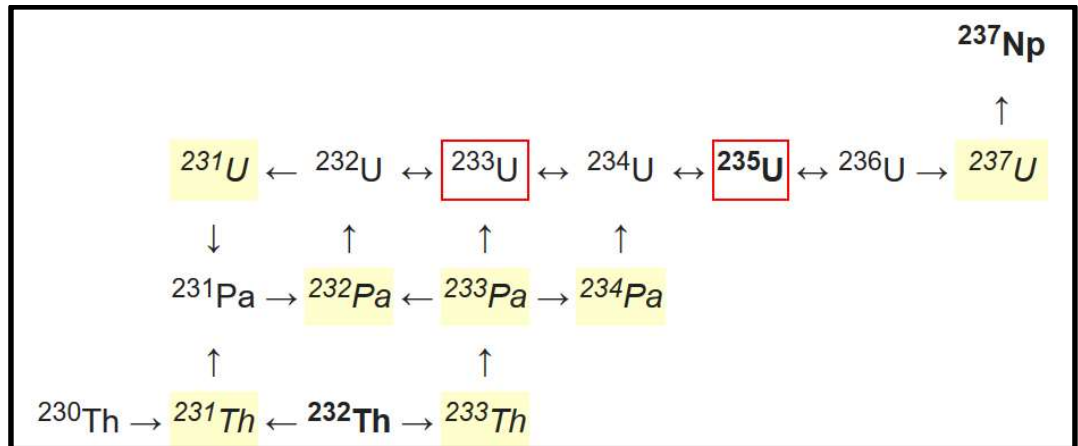


Isotop fisil yang terbentuk, yaitu ^{233}U , dapat digunakan sebagai bahan bakar nuklir sebagaimana digunakan pada ^{235}U atau ^{239}Pu . Ketika ^{233}U mengalami reaksi fisi, neutron yang dihasilkan dari hasil peluruhan dapat menumbuk inti atom dari ^{232}Th , sehingga siklus reaksi berantai dapat terjadi.

III.2.2. Limbah *Thorium*

Pada reaktor, jika sebuah neutron menumbuk atom fisil (misalnya uranium), maka inti atom akan membelah atau mengubah atomnya (transmutasi). Dalam hal ^{233}U , transmutasi cenderung untuk menghasilkan bahan bakar nuklir yang berguna daripada limbah transuranik. Jika sebuah atom ^{233}U menyerap neutron, maka yang terjadi adalah fisi atau transmutasi menjadi ^{234}U . Probabilitas terjadinya fisi pada absorpsi neutron thermal adalah sekitar 92%. Maka dari itu, rasio tangkapan terhadap fisi ^{233}U adalah 1:12, yang mana lebih baik dibandingkan dengan rasio tangkapan terhadap fisi ^{235}U , yaitu sekitar 1:6, atau ^{239}Pu yang bernilai sekitar 1:3.

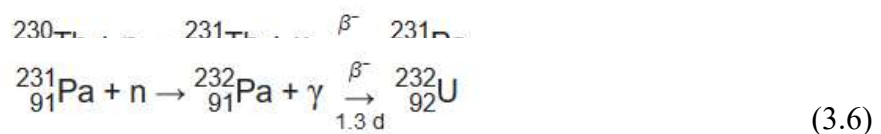
Hal ini mengakibatkan limbah transuranik yang dihasilkan akan lebih sedikit dibandingkan dengan menggunakan bahan bakar uranium maupun plutonium. Transmutasi pada siklus *thorium* ditunjukkan lebih detil pada Gambar III.2.



Gambar III.2: Transmutasi pada siklus bahan bakar *thorium*

III.2.3. Kelemahan *Thorium*

Bahan bakar bekas (*spent fuel*) dari *thorium* sulit dan berbahaya untuk diproses ulang (*reprocess*) dikarenakan banyak anak luruh ^{232}Th dan ^{233}U yang bersifat emitor gamma yang kuat (*strong gamma emitters*) [2]. Semua metode produksi ^{233}U akan menghasilkan pengotor ^{232}U , baik dalam bentuk reaksi parasitis yang menyebabkan hilangnya neutron, maupun dari tangkapan neutron ganda [15].



Atom ^{232}U sendiri pada dasarnya tidak berbahaya, namun akan segera meluruh menjadi emitor gamma kuat yaitu ^{208}Tl . Pengotor ^{232}U inilah yang menyebabkan ^{233}U gampang dideteksi dan berbahaya jika diproses ulang.

III.3. Technetium-99

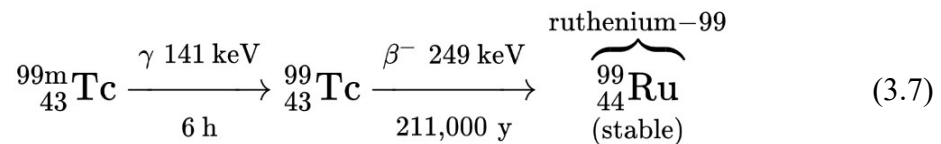
Technetium-99m merupakan isomer nuklir yang metastabil, ditunjukkan oleh simbol "m" setelah nomor massa 99. Artinya, Tc-99m merupakan produk

luruhan dimana inti atomnya masih berada pada kondisi tereksitasi yang bertahan lebih lama dari biasanya. Hal ini dikarenakan pada umumnya, unsur metastabil akan langsung meluruh dalam orde detik. Inti atom Tc-99m kemudian akan deeksitasi dengan memancarkan radiasi gamma atau konversi elektron internal. Kedua peluruhan ini akan mengubah susunan nukleon tanpa mengubah technetium menjadi unsur lain.

Tc-99m meluruh sebagian besar melalui pancaran radiasi gamma. Emisi radiasi gamma ini sangat menguntungkan bagi pencitraan medis karena partikel lain akan mendepositkan energi ke tubuh pasien daripada kamera gamma. Transisi isomerik metastabil merupakan satu-satunya cara peluruhan nuklir yang mendekati pancaran radiasi gamma murni.

Technetium-99m memiliki waktu paro yang cukup lama dibanding isomer nuklir lainnya, yaitu 6,0058 jam. Walaupun demikian, Tc-99m memiliki waktu paro yang relatif sedikit jika dibandingkan dengan unsur radioaktif lainnya dan berada pada rentang menengah jika dibandingkan dengan radiofarmasi lainnya.

Setelah memancarkan radiasi gamma atau konversi internal, Tc-99 yang bersifat stabil akan memiliki waktu paro 211000 tahun yang akan meluruh menjadi ruthenium-99, ditunjukkan secara detil pada persamaan 3.7. Proses ini akan mengeluarkan radiasi beta tanpa radiasi gamma. Pancaran radiasi yang rendah dari anak luruh ini dinilai sangat menguntungkan bagi radiofarmasi.



III.3.1. Produksi Technetium-99m/Molybdenum-99

Nuklida induk dari Tc-99m, yaitu Mo-99, biasanya diekstraksi untuk keperluan medis melalui produk fisi yang diperoleh dari iradiasi neutron pada U-235. Untuk saat ini, sebagian besar Mo-99 diproduksi melalui 5 reaktor riset di



UNIVERSITAS
GADJAH MADA

**ANALISIS NEUTRONIK REAKTOR CRITICAL ASSEMBLY FOR MOLYBDENUM-99 PRODUCTION
(CAMOLYP)**

BARTOLOMEUS DELPHITO NUGRAHA, Dr. Ir. Andang Widi Harto, M.T.; Prof. Ir. Syarip

Universitas Gadjah Mada, 2019 | Diunduh dari <http://etd.repository.ugm.ac.id/>

dunia dengan menggunakan HEU sebagai target iradiasinya. Mo-99 dalam jumlah sedikit diproduksi melalui LEU setidaknya pada 3 reaktor di dunia [16].

Tabel III.2. Reaktor Produksi Isotop Molybdenum-99 dalam Skala Global

Tipe	Reaktor	Lokasi	Target/Bahan Bakar	Tahun Awal Operasi
Produksi Skala Besar	NRU (Decommissioned)	Kanada	HEU/LEU	1957
	BR2	Belgia	HEU/HEU	1961
	SAFARI-1	Afrika Selatan	LEU/LEU	1965
	HFR	Belanda	HEU/LEU	1961
	Osiris Reactor	Prancis	LEU/HEU	1966
Produksi Regional	OPAL	Australia	LEU/LEU	2006
	MPR RSG-GAS	Indonesia	LEU/LEU	1987
	RA-3	Argentina	LEU/LEU	1961
	MARIA	Polandia	HEU/HEU	1974
	LVR-15	Czech	HEU/HEU	1957

III.3.2. Generator Tc-99m

Waktu paro Tc-99m yang relatif singkat (6 jam) membuatnya mustahil untuk disimpan dan akan membuat biaya transportasi menjadi sangat mahal. Karenanya, pasokan menuju rumah sakit dilakukan dengan mengirim nuklida induknya, yaitu Mo-99, karena memiliki waktu paro yang lebih lama (66 jam) [17]. Molybdenum-99 dikirim dengan menggunakan perusahaan radiofarmaka khusus dalam bentuk Tc-99 generator, atau biasa disebut *moly cows*. Alat ini didesain untuk menyediakan proteksi radiasi pada saat pengiriman dan meminimalisir waktu ekstraksi di fasilitas medis. Dosis rata-rata pada 1 meter dari Tc-99 generator adalah 20-50 mikro Sv/h pada saat pengiriman [18].

Molybdenum-99 akan meluruh secara langsung menjadi technetium-99 dengan memancarkan radiasi beta. Sebanyak 87% peluruhan tersebut akan menghasilkan technetium-99m. Reaksi peluruhan tersebut dijabarkan pada persamaan 3.321



III.4. Metode Monte Carlo

Metode monte carlo merupakan jenis komputasi yang mengacu pada sampel acak yang berulang untuk mendapatkan hasil numerik. Konsep yang mendasari metode ini adalah menggunakan keacakan untuk menyelesaikan masalah deterministik. Biasanya digunakan pada masalah fisika atau matematika yang sulit digunakan menggunakan pendekatan lainnya. Metode ini biasanya digunakan pada beberapa tingkat permasalahan: optimasi, integrasi numerik, dan distribusi probabilistik [19].

Dengan menggunakan hukum bilangan banyak (*the law of large number*), integral yang dideskripsikan oleh suatu nilai dari variabel acak dapat dirata-rata dengan mengambil nilai empirisnya (*sample mean*) dari sampel independen. Ketika distribusi probabilistik dari suatu variabel diparameterkan, matematikawan biasanya menggunakan Markov Chain Monte Carlo sebagai sampelnya [20]. Ide dasarnya adalah dengan mendesain model Markov Chain dengan distribusi

probabilitas statis. Artinya, batas sampel yang digenerasi oleh metode MCMC merupakan sampel yang diperoleh dari target distribusi [21].

III.4.1. Monte Carlo N-Particle Transport Code (MCNP)

Monte Carlo N-Particle Transport Code (MCNP) merupakan paket perangkat lunak untuk menyimulasikan proses nuklir. Perangkat tersebut dikembangkan oleh *Los Alamos National Laboratory* sejak 1957 [22]. MCNP didistribusikan oleh Amerika Serikat dibawah organisasi *Radiation Safety Information Computational Center* yang berada di Oak Ridge, dan secara internasional oleh *Nuclear Energy Agency* di Paris, Perancis. Walaupun MCNP biasa digunakan untuk proses reaksi fisi nuklir, namun MCNP memiliki kemampuan untuk menyimulasikan interaksi partikel dari neutron, foton, dan elektron. Beberapa area yang menggunakan MCNP adalah proteksi radiasi dan dosimetri, perisai radiasi, radiografi, fisika medis, keselamatan reaktor, desain detektor, tambang, akselerator, desain reaktor, dan dekontaminasi.

Monte Carlo N-Particle eXtended (MCNPX) juga dikembangkan di *Los Alamos National Laboratory*, yang dapat menyimulasikan 34 interaksi partikel (termasuk nukleon dan ion) dan lebih dari 2000 ion berat pada hampir semua rentang energi. Kedua kode dapat digunakan untuk menentukan apakah sistem nuklir berada pada kondisi kritis dan dapat menentukan dosis yang diperoleh dari suatu sumber radiasi.

MCNP6 merupakan gabungan dari MCNP5 dan MCNPX.

III.4.2. Metode Simulasi Interaksi Partikel dalam Medium

Pada metode simulasi stokastik seperti Monte Carlo, partikel diskret dilacak satu-satu dan dirata-rata menggunakan probabilitas interaksi partikel. Metode ini biasanya mengikuti suatu pola sebagai berikut:

- Mendefinisikan area/domain dari suatu input
- Meng-generate suatu input secara acak berdasarkan distribusi probabilitistik pada suatu area/domain.
- Melakukan komputasi deterministik pada tiap input.