

Analisis Produksi Plutonium-239 pada HTR-10 Menggunakan Program MCNPX

Analysis of Plutonium-239 Production on HTR-10 using MCNPX Program

E. Setiawati*, S. Juliawan, Z. Muhlisin, F. Arianto

Departemen Fisika, Fakultas Sains dan Matematika, Universitas Diponegoro
Jl. Prof. Soedarto, Tembalang, Semarang 5025, Indonesia

* E-mail : evi_setiawati_msi@yahoo.com

ABSTRAK

Sebagai reaktor termal berdaya 10 MWt, HTR-10 dapat mengakomodasi berbagai macam campuran bahan *fisile* dan *fertile*. Kemampuan akomodasi tersebut sangat bermanfaat dalam menutup siklus bahan bakar nuklir dan menstabilkan keberadaan Plutonium-239 yang masih dapat digunakan dalam daur ulang bahan bakar. Plutonium-239 (Pu-239) merupakan salah satu nuklida hasil proses fisi yang dapat digunakan kembali sebagai bahan bakar reaktor. Pada HTR-10, densitas Pu-239 yang dihasilkan sangat dipengaruhi oleh ukuran *kernel* dan pengayaan bahan bakar yang digunakan. Analisis produksi Pu-239 pada penelitian ini dilakukan terhadap hasil pemodelan dengan menggunakan program MCNPX (*Monte Carlo N-Particle Extended*). Parameter model yang digunakan adalah variasi radius *kernel* 250-300 μm dan variasi pengayaan bahan bakar 12-15%. Simulasi MCNPX menghasilkan perubahan masa bahan bakar dan produksi unsur aktinida hasil reaksi fisi selama pengoperasian reaktor satu tahun. Berdasarkan perhitungan menggunakan program MCNPX, didapat hasil bahwa produksi Pu-239 paling optimal adalah pada pengayaan bahan bakar 11% pada radius *kernel* 300 μm . Dengan memperbesar pengayaan U-235 menyebabkan penurunan konsentrasi U-238. Karena Pu-239 dihasilkan dari U-238, maka produksi Pu-239 adalah Pu-239 yang mempunyai densitas rendah.

Kata kunci: HTR-10, *kernel*, pengayaan, MCNPX, Pu-239

ABSTRACT

As a 10 MWth thermal reactor, HTR-10 is capable to accommodate various kinds of mixture of fissile and fertile materials. This capability is very useful to close the nuclear fuel cycle and to stabilize the Plutonium-239 existence which can still be further used for fuel recycling. Plutonium-239 (Pu-239) is one of nuclides produced from nuclear fission that can be used as a fuel of the reactor. In HTR-10, the density of Pu-239 is greatly influenced by the size of kernel and enrichment level of the fuel used. The production analysis of Pu-239 in this study was conducted based on the modelling result using MCNPX (Monte Carlo N-Particle Extended). The model parameters were 250-300 μm kernel radius and 12-15% enrichment varieties. MCNPX simulation produced the change of the mass fuel, and the product of actinides substances from fission reaction during the last one year reactor operation. According to the calculations using MCNPX, the most optimal Pu-239 production is achieved when the model parameters were 300 μm kernel radius and 11% fuel enrichment. Increasing U-235 enrichment produced less U-238 concentration. As Pu-239 was produced from U-238, therefore Pu-239 production was the Pu-239 which has low density.

Keywords: HTR-10, *kernel*, enrichment, MCNPX, Pu-239

PENDAHULUAN

High Temperature Reactor 10 (HTR-10) berbahan bakar berbentuk *pebble bed* merupakan reaktor termal berdaya 10 MWt yang memiliki beberapa keunggulan, yaitu mempunyai sistem keamanan alami (*inherent safety*), proses pemuatan bahan bakar (*refueling*) dapat dilakukan secara *on-line* tanpa menghentikan proses

produksi listrik, dan bahan bakarnya berbentuk bola yang dapat bergerak. Moderasi dapat berjalan optimal karena rasio bahan bakar terhadap moderator (*fuel-moderator ratio*) turun, akibatnya terjadi peningkatan reaktivitas teras reaktor [1]. Di samping itu, HTR-10 dapat mengakomodasi berbagai macam campuran bahan fisil dan fertil tanpa diperlukan modifikasi yang berarti dari desain inti. Fleksibilitas ini disebabkan oleh

ketidakterpisahan antara parameter geometri pendingin, dan parameter yang menjadi ciri optimasi neutronik [2]. Beberapa keunggulan yang dimiliki oleh HTR-10 tersebut sangat bermanfaat dalam menutup siklus bahan bakar nuklir dan menstabilkan keberadaan Plutonium-239 yang dapat digunakan juga sebagai bahan bakar.

Plutonium-239 (Pu-239) merupakan salah satu nuklida hasil proses fisi yang dapat digunakan kembali sebagai bahan bakar reaktor. Pada HTR-10, densitas Pu-239 yang dihasilkan sangat dipengaruhi oleh ukuran *kernel* dan pengayaan bahan bakar yang digunakan. Beberapa penelitian terkait analisis bahan bakar HTR-10 telah dilakukan. Pada tahun 2012, Zuhair dkk [1] telah meneliti terkait pengayaan bahan bakar pada HTR *pebble bed* yang dapat meningkatkan waktu hidup reaktor dan faktor multiplikasi efektif (k_{eff}). Di samping itu, Wu dkk [3] juga telah meneliti terkait derajat bakar (*burn up*) HTR-10 yang dapat mencapai 72 GWd/MTU dan menghasilkan beberapa nuklida hasil reaksi fisi bahan bakar, yaitu U-234, U-236 serta beberapa isotop dari neptunium, plutonium, americium, dan cerium. Pada tahun 2015, Oktajianto dkk [4] juga telah melakukan penelitian menggunakan MCNP4C tentang desain HTR-10 yang mencapai kondisi kritis pada pengayaan bahan bakar 12-15% untuk radius *kernel* 250 μm , 11-14% untuk radius *kernel* 275 μm , dan 10-13% untuk radius *kernel* 300 μm . Namun, dari hasil-hasil penelitian saat ini belum terdapat pembahasan tentang bagaimana densitas Pu-239 yang dihasilkan sebagai fungsi radius *kernel* dan pengayaan bahan bakar. Oleh karena itu, pada penelitian ini dilakukan analisis terhadap produksi Pu-239 yang dihasilkan pada variasi radius *kernel* dan pengayaan bahan bakar yang digunakan.

Analisis produksi Pu-239 dilakukan terhadap hasil pemodelan menggunakan program MCNPX yang merupakan program analisis neutronik bersifat probabilistik. Pemodelan HTR-10 dengan menggunakan program MCNPX ini dapat menghasilkan desain reaktor dengan spesifikasi dan variabel-variabel yang optimal. Selama pengoperasian reaktor, bahan bakar berupa U-235 dan U-238 mengalami reaksi fisi yang dapat menghasilkan unsur aktinida berupa Pu-239 yang sangat berguna dalam proses daur ulang bahan bakar.

BAHAN DAN METODE

Pada penelitian ini, desain HTR-10 dilakukan dengan menggunakan program MCNPX (*Monte Carlo N-Particle Extended*) yang dikembangkan oleh Los Alamos National Laboratory, University of California-United States. Program ini merupakan inovasi dari beberapa versi MCNP sebelumnya. MCNPX yang ada saat ini sudah dilengkapi dengan fasilitas *burn up*, yaitu dengan menggunakan CINDER 90 *code* [5].

Persamaan deplesi yang digunakan CINDER 90 dalam menghitung deplesi isotop dirumuskan sebagai berikut:

$$\frac{dN_m}{dt} = -N_m(t)\beta_m + \bar{Y}_m + \sum_{k \neq m} N_k(t)\gamma_{k \rightarrow m} \quad (1)$$

Keterangan :

- β_m = peluang transmudasi total isotop m,
- $\gamma_{k \rightarrow m}$ = peluang transmudasi isotop k menjadi isotop m oleh peluruhan atau penyerapan,
- \bar{Y}_m = laju produksi,
- $N_m(t)$ = densitas atom isotop m tergantung waktu. [6]

Persamaan 1 bersifat tidak linier karena probabilitas transmudasi diperoleh dengan mengintegrasikan $N(t)$ yang bergantung waktu. Untuk melinierisasi proses, probabilitas transmudasi diatur pada suatu nilai konstan setiap waktu. Sejumlah persamaan diferensial digunakan untuk menyelesaikan deplesi nuklida temporal dari sistem yang isotopnya terkopel dimana setiap persamaan mengandung informasi kerapatan isotop yang bergantung waktu dari nuklida yang lain. Sejumlah persamaan terkopel dalam CINDER 90 direduksi menjadi sejumlah persamaan diferensial linier dengan menggunakan metode Markov, menghasilkan persamaan 2, berikut:

$$\frac{dN_i}{dt} = \bar{Y}_i + N_{i-1}(t)\gamma_{i-1} - N_i(t)\beta_i \quad (2)$$

dimana setiap kuantitas diindekskan oleh orde secara berurutan dan γ_{i-1} adalah probabilitas transmudasi pembentukan nuklida unsur N_i . Solusi setiap rantai linier menentukan kerapatan nuklida parsial, N_i , dan dihitung dengan menggunakan persamaan 3, berikut:

$$N_n(t) = \prod_{k=1}^{n-1} \gamma_k \left\{ \bar{Y}_m \left[\frac{1}{\prod_{i=1}^{n-1} \beta_i} - \sum_{j=1}^n \frac{e^{-\beta_j t}}{\prod_{i=1, i \neq j}^n (\beta_i - \beta_j)} \right] + N_0^0 \sum_{j=1}^n \frac{e^{-\beta_j t}}{\prod_{i=1, i \neq j}^n (\beta_i - \beta_j)} \right\} \quad (3)$$

Setiap rapat nuklida parsial yang dihasilkan, N_i , dihitung dari rantai linier, kemudian dijumlahkan untuk mendapatkan inventori total nuklida N_m . Persamaan diferensial mengatur komputasi $N(t)$ sehingga hanya terkopel pada unsur terdahulu dalam urutan menuju unsur ke- i .

Dengan menggunakan data nuklida dari ENDF/B-VI, MCNPX melakukan perhitungan dan menghasilkan data penampang lintang mikroskopik dan makroskopik dari masing-masing material teras reaktor secara probabilistik untuk mencari faktor multiplikasi, level *burn up* dan material nuklida hasil proses fisi. Spesifikasi HTR-10 dan batang kendali pada penelitian ini disajikan pada Tabel 1 dan 2 [7], [8].

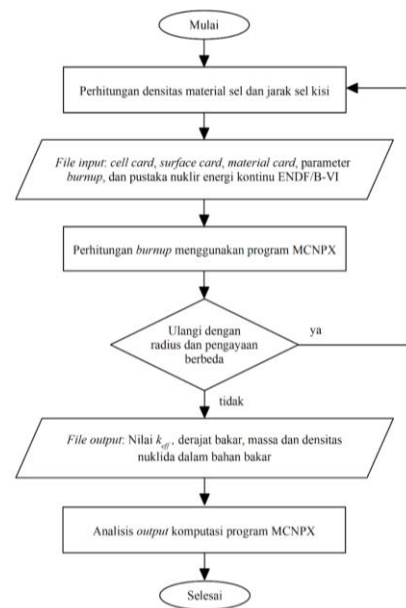
Tabel 1. Spesifikasi HTR-10 menggunakan pemodelan MCNPX

Keterangan	Standar HTR-10 [7]	Pemodelan MCNPX
Tinggi rata-rata teras	197 cm	180,12 cm
Radius <i>kernel</i>	250 μm	250-300 μm
Pengayaan UO ₂	17%	10-15%
Jumlah <i>pebble</i>	27000	24721

Tabel 2. Spesifikasi geometri dan material batang kendali [8]

Keterangan	Standar HTR-10 [8]
Diameter batang kendali	13 cm
Panjang segmen B ₄ C	48,7 cm
Penjang ujung logam bawah	4,5 cm
Panjang sambungan	3,6 cm
Panjang ujung logam atas	2,3 cm
Radius bagian dalam <i>stainless-steel</i>	2,75 cm
Tebal lengan <i>stainless-steel</i>	0,2 cm
Tebal celah antara lengan dan B ₄ C	0,05 cm
Tebal bagian B ₄ C	0,05 cm
Massa jenis B ₄ C	1,7 g/cm ³
Panjang batang kendali	264,7 cm

Adapun langkah kerja penelitian ini disajikan pada Gambar 1.

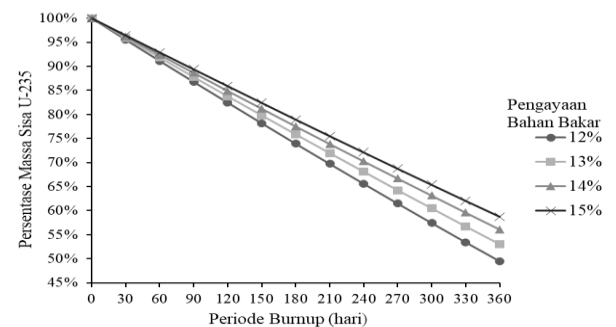


Gambar 1. Diagram alir penelitian analisis produksi Pu-239 menggunakan simulasi MCNPX

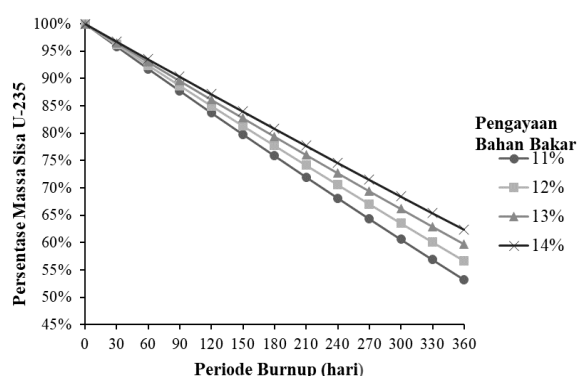
HASIL DAN PEMBAHASAN

Perubahan massa bahan bakar

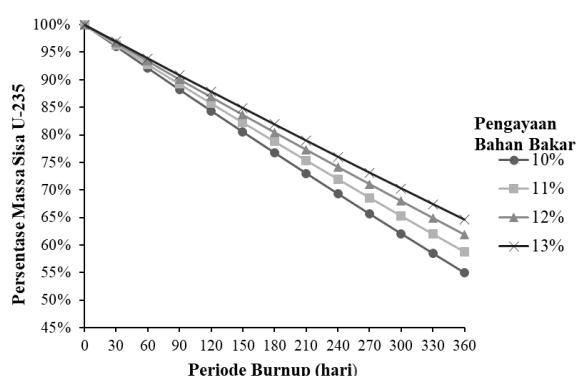
Bahan bakar suatu reaktor mengalami depleksi atau perubahan derajat bakar selama pengoperasiannya. Pengurangan densitas material fisil tersebut mengakibatkan jumlah reaksi fisi ikut berkurang, sehingga jumlah neutron tiap siklus juga ikut berkurang. Pada bagian ini, dibahas perubahan massa bahan bakar, yakni massa U-235 di dalam teras pada tiap 30 hari pengoperasian HTR-10 selama satu tahun. Perubahan ini direpresentasikan dalam presentase massa sisa U-235 yang ditunjukkan Gambar 2, 3, dan 4.



Gambar 2. Grafik persentase massa sisa U-235 terhadap periode *burnup* pada radius *kernel* 250 μm



Gambar 3. Grafik persentase massa sisa U-235 terhadap periode *burnup* pada radius *kernel* 275 μm



Gambar 4. Grafik persentase massa sisa U-235 terhadap periode *burnup* pada radius *kernel* 300 μm

Pada Gambar 2, 3, dan 4 dapat dianalisis pengaruh dari variasi radius *kernel* dan pengayaan terhadap perubahan massa U-235 pada teras reaktor yang beroperasi selama satu tahun. Berdasarkan grafik diperoleh penurunan persentase massa sisa U-235 yang linier terhadap periode operasi reaktor. Penurunan paling banyak ada pada bahan bakar dengan radius 250 μm dan pengayaan 12% yang bersisa 49% setelah satu tahun masa operasi reaktor, ini menandakan bahwa bahan bakar ini lebih cepat habis. Penurunan paling landai ada pada bahan bakar dengan radius 300 μm dan pengayaan 13% yang

bersisa 65% setelah satu tahun masa operasi reaktor, artinya bahan bakar ini lebih lama habis.

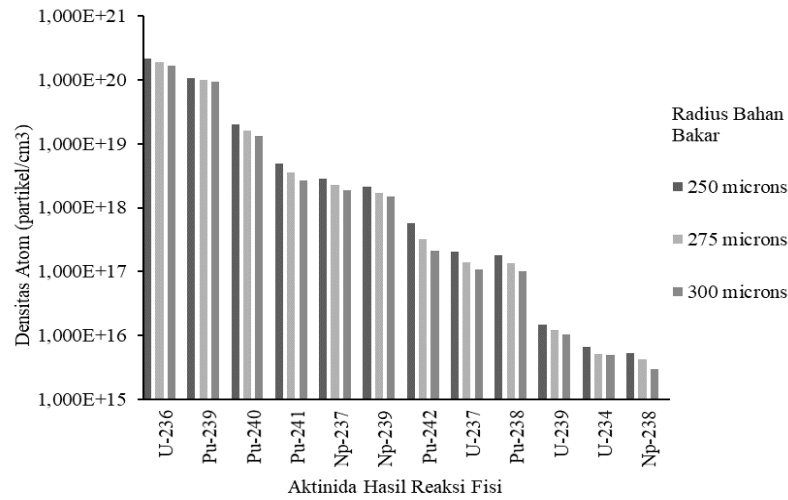
Besarnya radius bahan bakar mempengaruhi besarnya pengurangan massa U-235 karena semakin besar radius bahan bakar, maka volume bahan bakar juga semakin besar, sehingga kandungan U-235 pun semakin banyak. Tingginya pengayaan juga mempengaruhi kandungan U-235, karena semakin tinggi pengayaan, maka densitas U-235 semakin tinggi. Kedua hal ini berimplikasi pada bahan bakar yang lebih lama habis.

Kandungan aktinida hasil reaksi fisi

Reaksi fisi pada bahan bakar reaktor menghasilkan unsur-unsur radioaktif dalam bentuk produk fisi (*fission products*), aktinida dan anakannya (*actinide and daughters*). Pada bagian ini dibahas kandungan aktinida hasil reaksi fisi setelah pengoperasian reaktor selama satu tahun, dan yang ditinjau adalah tiap radius *kernel* dengan pengayaan sebesar 13%. Kandungan aktinida ini direpresentasikan sebagai densitas atom yang ditunjukkan oleh grafik pada Gambar 5.

Selama reaktor beroperasi, U-238 yang bersifat fertil di dalam bahan bakar mengalami interaksi dengan neutron sehingga bertransmutasi menjadi nuklida-nuklida produk fisi. Sebagian hasil transmutasi tersebut meluruh menjadi nuklida lain dan yang lainnya dapat melakukan transmutasi lagi apabila berinteraksi dengan neutron. Nuklida-nuklida tersebut di antaranya U-234, U-237, U-239, Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Pu-242, Np-237, Np-238, dan Np-239.

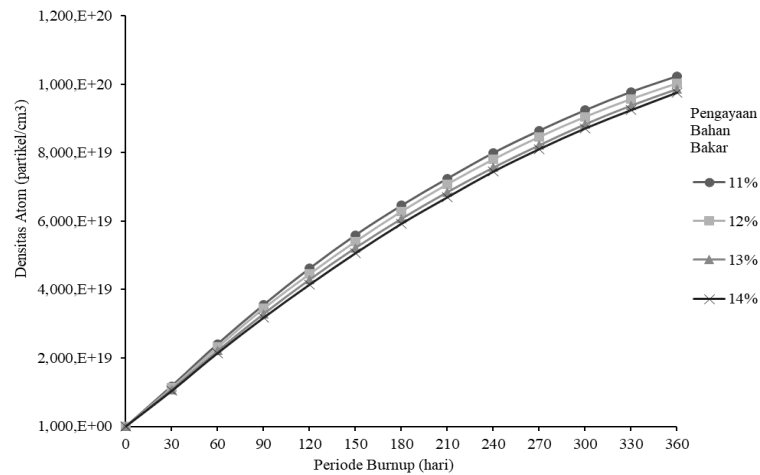
Pada Gambar 5 diperoleh densitas atom aktinida tertinggi, yaitu nuklida U-236. Selain interaksi antara atom U-235 dan neutron dapat menimbulkan reaksi fisi, interaksi tangkapan neutron U-235 dapat menghasilkan atom U-236 dengan peluang yang kecil. Densitas atom terendah, yaitu nuklida Np-238. Atom Np-238 terbentuk dari hasil tangkapan neutron oleh atom Np-237, dan atom Np-237 adalah hasil peluruhan beta dari atom U-237 [9].



Gambar 5. Grafik densitas atom aktinida hasil reaksi fisi setelah satu tahun masa operasi reaktor pada setiap radius *kernel* dengan pengayaan 13%

Pu-239 merupakan nuklida fisil yang kandungannya cukup banyak setelah satu tahun masa operasi reaktor, dengan demikian limbah nuklir ini dapat digunakan kembali untuk dijadikan bahan bakar. Reaksi tangkapan neutron oleh atom U-238 membentuk atom Np-239, setelah

mengalami peluruhan beta selama beberapa hari, atom Np-239 berubah menjadi atom Pu-239. Perubahan densitas atom Pu-239 pada radius *kernel* 300 μm selama satu tahun masa operasi reaktor ditunjukkan oleh grafik pada Gambar 6.



Gambar 6. Grafik densitas atom Pu-239 terhadap periode *burnup* dengan variasi pengayaan bahan bakar pada radius *kernel* 300 μm

Melalui Gambar 6 dapat dilakukan analisis pengaruh pengayaan bahan bakar terhadap perubahan densitas atom Pu-239, bahwa semakin tinggi pengayaan yang diberikan pada bahan bakar, maka semakin rendah densitas atom Pu-239 yang dihasilkan. Hal ini disebabkan pengayaan hanya meningkatkan kandungan U-235 dalam bahan bakar, sedangkan atom Pu-239 hanya dihasilkan oleh atom U-238 yang berinteraksi dengan neutron.

KESIMPULAN

Dari penelitian ini dapat disimpulkan bahwa produksi Pu-239 paling optimal adalah pada pengayaan 11% dan radius *kernel* 300 μm . Semakin tinggi pengayaan yang diberikan pada bahan bakar, semakin rendah densitas atom Pu-239 yang dihasilkan.

UCAPAN TERIMA KASIH

Penulis menyampaikan terima kasih kepada Kementerian Riset, Teknologi, dan Pendidikan Tinggi Republik Indonesia yang telah mendanai penelitian ini.

DAFTAR PUSTAKA

- [1]. Zuhair, "Investigasi kritikalitas HTR (*High Temperature Reactor*) pebble bed sebagai fungsi radius dan pengkayaan bahan bakar kernel", *Indones. J. Appl. Phys.* 2, pp. 146 - 56, 2012.
- [2]. B. Bonin, D. Greneche, "Prospective studies of HTR fuel cycles involving plutonium", *International Conference HTR-2002*, pp. 22-24, 2002.
- [3]. S-C. Wu, R-J. Sheu, J-J. Peir, *et al.* "Burn-up computation for HTR-10 using layer-to-layer movement", *Proc. 21st Int. Conf. Nucl. Eng. ICONE21*, 2014.
- [4]. H. Oktajianto, E. Setiawati, V. Richardina, "Modelling of HTR (High Temperature Reactor) pebble-bed 10 MW to determine criticality as a variations of enrichment and radius of the Fuel (Kernel) with the Monte", *Int. J. Sci. Eng.* 8 pp. 42–6, 2015.
- [5]. X-5 Monte Carlo Team., "MCNP- a general Monte Carlo N-particle transport code, version 5, volume I: overview and theory", United States of America, Los Alamos National Laboratory, 2003.
- [6]. M. L. Fensin, J. S. Hendricks, G. W. McKinney, "Monte Carlo burnup interactive tutorial", United States of America, Los Alamos National Laboratory, 2009.
- [7]. IAEA, "Evaluation of high temperature gas cooled reactor performance: benchmark analysis related to the PBMR-400, PBMM, GT-MHR, HTR-10 and the ASTRA critical facility", *IAEA TEC DOC No 1694*, IAEA publication, Vienna Austria, 2013,
- [8]. IAEA, "Evaluation of high temperature gas cooled reactor performance: benchmark analysis related to initial testing of The HTTR and HTR-10", *IAEA TEC DOC No 1382*, IAEA Publication, Vienna Austria, 2003.
- [9]. W.M. Stacey, "Nuclear reactor physics," Weinheim: WILEY-VCH, 2007.