
ANALISIS DEPLESI PERANGKAT BAHAN BAKAR REAKTOR CANDU

Lily Suparlina dan Tukiran Surbakti

Pusat Teknologi dan Keselamatan Reaktor Nuklir-BATAN
Kawasan Puspiptek Gd 80 Tangsel, Banten.**ABSTRAK**

ANALISIS DEPLESI PERANGKAT BAHAN BAKAR REAKTOR CANDU. Analisis deplesi perangkat bahan bakar CANDU dengan pellet UO_2 alam telah dilakukan menggunakan paket program komputer sebelum dilakukan iradiasi di dalam teras. Tujuan dari penelitian ini adalah optimasi uji iradiasi perangkat bahan bakar UO_2 alam sebagai fungsi waktu iradiasi berdasarkan burn-up, daya linier dan fluks neutron. Perhitungan deplesi dilakukan dengan paket program WIMSD-5B dalam bentuk geometri 1 dimensi. Dari hasil perhitungan diperoleh bahwa semakin lama waktu iradiasi akan menghasilkan deplesi semakin besar dengan daya termal yang tetap. Semakin tinggi deplesi bahan bakar maka fluks neutron di dalam teras meningkat pada daya tetap. Batas maksimal waktu iradiasi perangkat bahan bakar UO_2 alam dengan moderator D_2O bertekanan adalah sekitar 834,6 hari dengan daya 12,94 MW/Te. Selama iradiasi, nilai komposisi isotop hasil fisi meningkat sehingga dibatasi hingga 10.800 MWD/Te.

Kata kunci: CANDU, fluks neutron, daya termal, bahan bakar, deplesi

ABSTRACT

DEPLETION ANALYSIS OF CANDU REACTOR FUEL BUNDLE. Depletion analysis of the CANDU fuel bundle with natural UO_2 pellets was carried out using a computer program code before being irradiated in the core. The purpose of this research is to optimize the irradiation test of natural UO_2 fuel bundle as a function of irradiation time based on burn-up, linear power and neutron flux. Depletion calculations were carried out with the WIMSD-5B program code in 1-dimensional geometry. From the calculation results, it is found that the longer the irradiation time, the greater the depletion will be with constant thermal power. The higher the fuel depletion, the neutron flux in the core increases at a fixed power. The maximum time limit for irradiation of natural UO_2 fuel equipment with D_2O moderator under pressure is around 834.6 days with a power of 12.94 MW / Te. During irradiation, the value of fission product isotope increases so that it is limited to 10,800 MWD / Te.

Keywords: CANDU, neutron flux, thermal power, fuel, depletion

PENDAHULUAN

Salah satu kajian yang menjadi prioritas di BATAN adalah tentang keselamatan PLTN (Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir) tipe CANDU [1]. Untuk mendukung RENSTRA-BATAN tentang kajian teknologi dan keselamatan PLTN dilakukan penelitian analisis deplesi sel bahan bakar PLTN dan dipilih jenis CANDU. Penelitian tentang teknologi dan keselamatan reaktor CANDU dari sisi teknik perancangan (design) PLTN perlu dilakukan karena keselamatan desain menentukan operasi reaktor. Perancangan suatu reaktor nuklir pada umumnya dimulai dari perhitungan sel material teras termasuk perangkat bahan bakarnya [2]. Pada saat ini PLTN tipe CANDU sudah banyak beroperasi terutama di Kanada, India dan Cina serta teknologinya sudah terbukti handal. Untuk memahami keselamatan teknologi reaktor CANDU maka dilakukan perhitungan mulai dari bahan bakarnya yang terdiri dari pin UO_2 tanpa pengkayaan (uranium alam) [3]. Tujuan penelitian ini adalah untuk memahami karakteristik perangkat bahan bakar CANDU dengan cara melakukan perhitungan deplesi bahan bakarnya. Perhitungan parameter sel bundel bahan bakar CANDU dilakukan dengan menggunakan program transport neutron satu dimensi dengan 69 kelompok energi neutron yaitu WIMSD-5B [4]. Paket

program WIMSD-5B dapat menghitung parameter kisi sel perangkat bahan bakar teras reaktor CANDU. Parameter sel atau pembangkitan konstanta kelompok dimaksudkan untuk mendapatkan harga rerata konstanta kelompok dalam suatu sel dengan cara menghomogenkan sel tersebut. Untuk memperoleh harga-harga konstanta kelompok yang bersesuaian dengan kondisi teras maka dicari nilai buckling aksial teras. Nilai buckling aksial ini ditentukan dengan memasukkan harga K_{eff} teras dari data-data pemasok. Perhitungan konstanta kelompok dilakukan untuk material penyusun teras pada kondisi operasi. Parameter sel atau konstanta tampang lintang sebagai keluaran program WIMSD-5B selanjutnya dapat digunakan sebagai masukan pada program difusi neutron untuk perhitungan teras seperti perhitungan kritikalitas dan parameter neutronik dan kinetik. Konstanta kelompok merupakan masukan yang sangat menentukan keakuratan analisis pada perhitungan teras sehingga perhitungan parameter sel harus dihitung dengan teliti dan akurat. Mengingat pentingnya perhitungan deplesi bundel bahan bakar reaktor CANDU berbahan bakar UO_2 untuk mendukung program BATAN maka perhitungan ini dilakukan dengan menggunakan nuklir data file ENDFB-VII.1[5]. Perhitungan dilakukan untuk moderator H_2O dan D_2O . Homogenisasi

penampang lintang mikroskopik pin bahan bakar, power dan data geometri bahan bakar reaktor dibutuhkan sebagai data masukan. Data keluaran adalah tampang lintang makroskopik, fluks neutron, distribusi daya bahan bakar, nilai k_{inf} dan k_{eff} serta deplesi bahan bakar. Kode WIMSD-5B telah divalidasi dengan diimplementasikan di beberapa reaktor riset, jenis bahan bakar Material Testing Reactors (MTRs), dan CANDU. Hasilnya memiliki kesesuaian dengan hasil eksperimen yang sangat baik [6-8]. Hasil yang diharapkan adalah fluks neutron pada daya linier dan produk fisi sebagai fungsi waktu iradiasi optimal.

DESKRIPSI PERANGKAT CANDU

Perangkat bahan bakar CANDU (*CAN*ada *D*euterium *U*ranium) memiliki panjang kurang lebih setengah meter dan diameter 10 cm. Satu perangkat bahan bakar terdiri dari pelet sinter (UO_2) dalam tabung paduan zirkonium, dilas ke pelat ujung paduan zirkonium. Setiap bundel/perangkat bahan bakar beratnya kira-kira 20 kg, dan pemuatan teras dapat menampung sekitar 4500–6500 bundel, tergantung pada desainnya. Tipe modern biasanya memiliki 37 pin bahan bakar identik yang disusun

secara radial pada sumbu panjang bundel, tetapi di masa lalu beberapa konfigurasi dan jumlah pin yang berbeda telah digunakan. Bundel CANFLEX memiliki 43 elemen bahan bakar, dengan dua ukuran elemen. Elemen bakar juga berdiameter sekitar 10 cm (4 inci), panjang 0,5 m (20 inci) dan berat sekitar 20 kg (44 lb) dan menggantikan bundel standar 37 pin [9]. Perangkat bahan bakar (bundel) telah dirancang khusus untuk meningkatkan kinerja bahan bakar dengan memanfaatkan dua diameter pin yang berbeda. Desain CANDU saat ini tidak memerlukan uranium yang diperkaya untuk mencapai kekritisan (karena moderator air berat yang lebih efisien), namun beberapa konsep baru menyerukan pengayaan rendah untuk membantu mengurangi ukuran reaktor [10]. Perangkat bahan bakar CANDU dapat dilihat pada Gambar 1.



Gambar 1. Data desain perangkat bahan bakar CANDU [11]

Tabel 1. Desain perangkat bahan bakar CANDU [12]

Reaktor	NPD	NPD	Douglas P.	Pickering	Bruce A	600 MW
Jumlah pin dalam bundel	7	19	19	37	37	37
Material	Zr-2	Zr-4	Zr-4	Zr-4	Zr-4	Z-4
Diameter luar, mm	25	15	15	15	10	13
Tebal kelongsong, mm	0,64	0,38	0,38	0,38	0,38	0,38
Panjang, mm	495	495	495	495	495	495
Diameter dalam tabung tekan, mm	82,55	82,55	82,55	103,38	103,38	103,38
Kondisi operasi:						
Pendingin	D2O	D2O	D2O	D2O	D2O	D2O
Tekanan inlet, MPa	7,9	7,9	10,16	9,6	10,2	11,09
Daya kanal, MW	0,985	0,985	2,752	5,43	6,5	6,5
Aliran pendingin, kg/s	6,6	6,6	12,6	23,88	23,81	23,94
Laju panas, kW/m	3,45	2,08	4,0	4,	4,55	4,0
Daya Maks. Pin, kW/m	43,4	24,9	50,3	52,8	57,23	50,9
Fluks panas, kW/m ²	560,7	514,1	1070	1120	1393	1237
Daya per bundel, kW	221	221	420	636	900	800
Fraksi bakar, MWh/kg U	156	156	190	185	196	180

Program Komputer WIMSD-5B

Winfrith Improved Multigroup Scheme (WIMS) [13] banyak digunakan untuk perhitungan reaktor dengan berbagai jenis reaktor termal. WIMS terdiri dari program komputer *lattice transport* dan daftar pustaka (library) yang bersesuaian. Secara khusus, program WIMS ini akan menerima geometri bahan bakar batang atau pelat baik dalam susunan biasa atau dalam kelompok dan struktur kelompok energi yang telah dipilih terutama untuk perhitungan reaktor termal. Pustaka dasar telah dikompilasi dengan 14 grup neutron cepat, 13 grup neutron resonansi, dan 42 grup neutron termal, tetapi pengguna ditawarkan pilihan solusi akurat dalam banyak grup atau perhitungan cepat dalam

beberapa grup. Matriks hamburan termal yang bergantung pada suhu untuk berbagai hukum hamburan dimasukkan dalam perpustakaan untuk moderator utama yang meliputi hidrogen, deuterium, grafit, berilium, dan oksigen. Karena dimensi variabel digunakan dalam WIMS, tidak ada batasan khusus pada parameter seperti jumlah kelompok energi atau interval mesh selain batasan keseluruhan pada penyimpanan inti komputer yang digunakan. Perpustakaan penampang hanya memiliki 69 kelompok energi. Fleksibilitas diberikan untuk menjalankan masalah dengan jumlah kelompok yang lebih sedikit.

METODOLOGI

Penghitungan burnup melibatkan beberapa perkiraan. Salah satu pendekatan tersebut adalah *decoupling* dari efek gabungan. Hal ini adalah decoupling mikroskopis-makroskopis serta ruang-waktu decoupling. Pertama menunjukkan bahwa penghitungan burnup, dalam praktiknya, dilakukan pada dua step [15].

a. Perhitungan mikroskopis:

Dalam perhitungan pembakaran kisi, spektrum neutron dan elemen bahan bakar geometri direpresentasikan secara rinci dan melibatkan penghitungan bahan bakar yang akurat laju reaksi elemen dan komposisi bahan bakar (depleksi uranium dan pembentukan plutonium) sebagai fungsi burnup dalam perwakilan sel kisi dari wilayah bahan bakar tertentu menggunakan kode kisi transport neutron. Perhitungan mikroskopis digunakan kembali untuk menghasilkan homogenisasi parameter seperti penampanglintang neutron sebagai fungsi burnup yang berfungsi sebagai input data untuk analisis reaktor global secara keseluruhan.

a. Perhitungan makroskopik:

Tingkat ini menyangkut penentuan perilaku penipisan global bundel bahan bakar teras reaktor. Ini termasuk perilaku jangka panjang variasi reaktivitas, kekuatan teras distribusi, pembakaran teras dan total persediaan bahan bakar teras.

Analisis depleksi bahan bakar berkaitan dengan prediksi komposisi isotop bahan bakar reaktor jangka panjang yang disebabkan oleh paparan neutron dari berbagai tingkat fluks yang mengarah ke bahan bakar di teras reaktor selama operasi. Perubahan komposisi isotop dinyatakan dalam dimensi waktu dan ruang memiliki efek penting pada kehidupan operasi reaktor, stabilitas dan kendali serta ekonomi reaktor secara keseluruhan. Jadi dalam studi depleksi, jumlah dan parameter operasional berikut harus dipantau: komposisi isotop bahan bakar yang melibatkan nuklida fisil (^{235}U), konversi isotop fertil (^{238}U) dan produksi fisi dan racun produk fisi yang dapat dibakar (^{135}Xe , ^{149}Sm , ^{10}B , dll), keseimbangan reaktivitas teras dengan menentukan perubahan reaktivitas lebih teras selama periode operasi (panjang siklus) tertentu dan kemudian disesuaikan dengan elemen kontrol untuk dikompensasikan hilangnya reaktivitas. Dalam pemisahan ruang-waktu, ketergantungan waktu dari pembakaran bahan bakar dan perubahan distribusi fluks neutron mudah ditangani yaitu dengan memisahkan depleksi dan perhitungan neutronik.

Dalam perhitungan depleksi, persamaan laju reaksi diselesaikan dan efek spasial diabaikan. Pada program transport WIMSD-5B, penghitungan pembakaran bahan bakar merupakan langkah terakhir dari rantai program. Fluks neutron multigroup dibaca untuk mewakili sel kisi dan dipadatkan menjadi beberapa kelompok struktur energi.

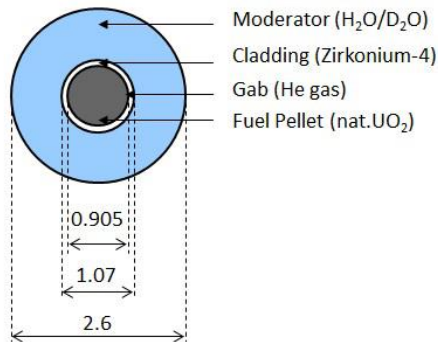
Kemudian digunakan untuk menghitung penampang melintang mikroskopis yang efektif. Kelompok sedikit fluks dihitung di program utama rutin dan dirata-ratakan atas volume sel bahan bakar.

Penyusunan tabel absorpsi mikroskopis efektif dan penampang fisi dalam beberapa kelompok energi untuk berbagai nuklida dari setiap bahan yang dapat dibakar dalam sel menggunakan informasi seperti pustaka data penampang lintang mikroskopis dari kode kisi dan data resonansi dan fluks neutron dari perhitungan spektrum. Persiapan multigroup penampang lintang makroskopik untuk absorpsi dan reaksi fisi serta dikoreksi melalui modifikasi densitas isotop karena *burn-up*. Perhitungan deplesi bahan bakar pin reaktor termal CANDU didasarkan pada kisi program WIMSD-5B. Program komputer melakukan perhitungan deplesi 1-D dengan menggunakan informasi di konsekuensi penangkapan, peluruhan atau fisi untuk setiap nuklida yang disimpan dalam data *library* 69-grup energi neutron [16]. Dalam pekerjaan ini, instruksi untuk persiapan data input standar untuk perhitungan pembakaran kisi dan analisis deplesi bahan bakar. Seperti yang dipersyaratkan, isotop plutonium (^{239}Pu) dimasukkan sebagai jejak dalam komposisi isotop dari bahan yang dapat dibakar (bahan bakar). 69 grup energi neutron digunakan dalam melakukan kalkulasi transport multigroup. Secara khusus, ordinat diskrit model spasial (DSN) yang memecahkan

bentuk diferensial dari persamaan transport neutron. Pendekatan SN ($N = 4$) diadopsi untuk solusi transport neutron multigroup. Tr waktu tinggal bahan bakar dan daya spesifik P_s , disebut peringkat daya adalah data parameter yang diperlukan untuk spesifikasi pada kartu POWERC.

Paket program perhitungan sel (*cell* atau *lattice*) digunakan untuk menghitung distribus fluks neutron dan faktor perlipatan neutron tak hingga dari sel bahan bakar. Diperlukan masukan tampang lintang neutron beberapa nuklida, deskripsi geometri sel dan menyelesaikan persamaan transport neutron untuk seluruh daerah sel. Sel yang digunakan berupa unit sel dan paket perhitungan sel memasukkan persamaan transport neutron untuk mendapatkan distribusi fluks neutron dan faktor perlipatan tak hingga (k -inf) dalam kelompok tenaga neutron dan fungsi ruang. Dalam studi saat ini, unit sel yang ditangani oleh WIMSD secara mendasar terdiri dari 4 daerah yaitu bahan bakar (1), can atau kelongsong (2), pendingin (3) dan moderator (4) yang direpresentasikan dalam geometri silinder sering disebut dengan annulus. Gambar 2 mengilustrasikan pembagian daerah unit sel. Dimana H_2O dihomogenisasi dengan UO_2 dan kelongsong. Setiap kasus dipilih untuk mewakili set individu. Spesifikasi umum dari parameter perangkat bahan bakar reaktor CANDU dirangkum dalam Tabel 1. Representasi geometris dari kisi bahan bakar dimodelkan pada Gambar 2.

Reaksi isotop ^{235}U dan ^{238}U pada temperatur 780,16 K dihitung dalam kisi benchmark menggunakan program WIMSD-5B.



Gambar 2. Pembagian daerah unit sel [18]

Parameter integral yang dihitung adalah faktor multiplikasi tak terhingga (k_{inf}), tampang lintang makroskopik seperti koefisien difusi, tampang lintang absorpsi, tampang lintang removal, nu-fisi untuk kelompok energi 69 [17] yang dihitung dengan energi termal 0,625 eV. Komposisi dan radius yang mewakili sel didefinisikan dalam data material dan spektrum yang disesuaikan dengan ke-empat daerah tersebut dan hal ini sudah dilakukan oleh paket program WIMSD-5B. Jika tidak ingin materialnya dibobot oleh spektrum yang ada, maka diberi tanda negatif agar terjadi pengabaian. Hal ini terutama perlu dilakukan jika menghadapi sel berpenyerap kuat. Dengan menggunakan bentuk spektrum tersebut dilakukan perhitungan sel. Konsep ini mengindikasikan paket program WIMD memakai trik untuk mendapatkan hasil yang akurat.

Secara umum, identifikasi komposisi material pin bahan bakar yang terdiri dari kelongsong, bahan bakar dan air. Bahan bakar UO_2 dan kelongsong adalah Zirkaloy-2. Kerapatan atom untuk bahan bakar dicantumkan pada Tabel 2 dan kelongsong serta pendingin dalam Tabel 3. Kerapatan atom dan ID WIMS-nya diimplementasikan dalam kode sebagai argumen ke kartu MATERIAL. Temperatur untuk bahan bakar 780,16 K dan kelongsong diatur ke 531 K serta pendingin 310 K. Perhitungan densitas atom dihitung dengan menggunakan rumus $N_i = 0,6022\rho_i/A_i$ atom/cm³ barn.

Tabel 2. Densitas atom untuk bahan bakar

Material	WIMS ID	Persen berat	T (K)
U-234	234.0	0,00476701	780,16
U-235	2235.0	0,62671	
U-238	8238.0	87,5183	
O	6016	11,85019	

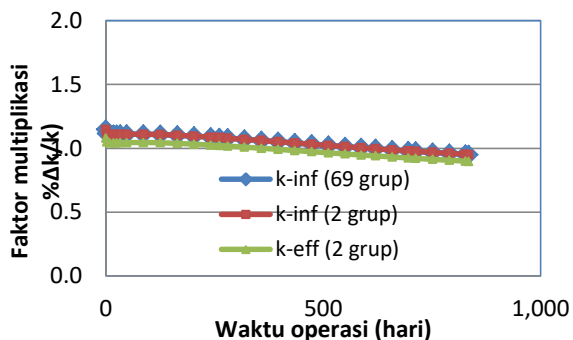
Penentuan temperatur bahan bakar, kelongsong dan air digunakan seperti temperatur reaktor CANDU beroperasi normal, sehingga ketiga material tersebut dibedakan temperaturnya. Kelongsong bahan bakar CANDU adalah Zirkaloy-2.

Tabel 3. Densitas atom untuk kelongsong dan moderator

Material	WIMS ID	Persen berat	T (K)
Zr	91	100	531,66
D	3002	20,073030	
H	3001	0,022377	310,96
O	6016	79,90459	

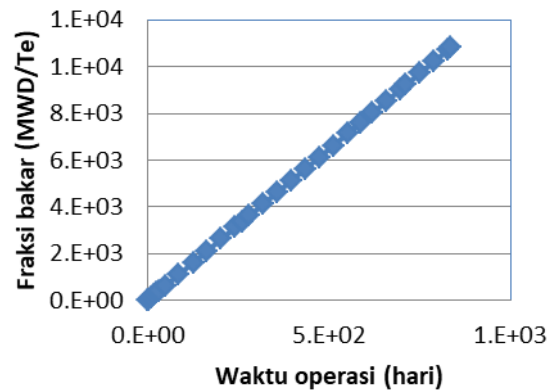
HASIL DAN PEMBAHASAN

Nilai faktor multiplikasi untuk perangkat bahan bakar CANDU hasil perhitungan WIMS dapat dilihat pada Gambar 3 yaitu nilai k-inf untuk 69 grup energi neutron, nilai k-inf untuk 2 grup energi neutron dan nilai k-eff untuk 2 grup energi neutron. Nilai k-inf untuk 69 dan 2 energi group neutron tidak jauh berbeda namun sangat berbeda dengan nilai k-eff karena pada nilai k-eff memperhitungkan faktor kebocoran neutron dari teras reaktor sedangkan k-inf tidak memperhitungkannya sehingga nilai k-inf selalu lebih besar dari nilai k-eff.



Gambar 3. Nilai faktor multiplikasi perangkat bahan bakar CANDU

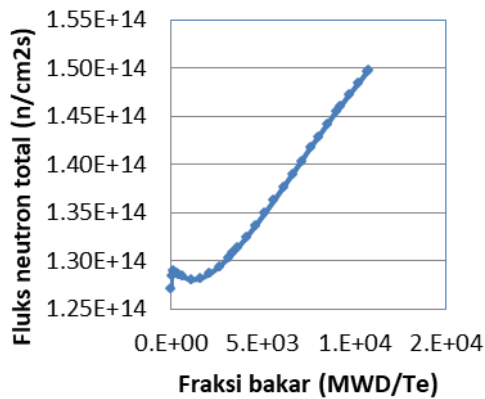
Besarnya nilai k-inf awal pada saat fraksi bakar nol adalah 1.14814 sedangkan nilai k-eff adalah 1.07850. Nilai k-inf setelah beroperasi selama 357,5 hari (fraksi bakar = 4625 MWD/Te) menghasilkan nilai k-inf = 1.06040 dan k-eff = 1.



Gambar 4. Fraksi bakar fungsi waktu operasi

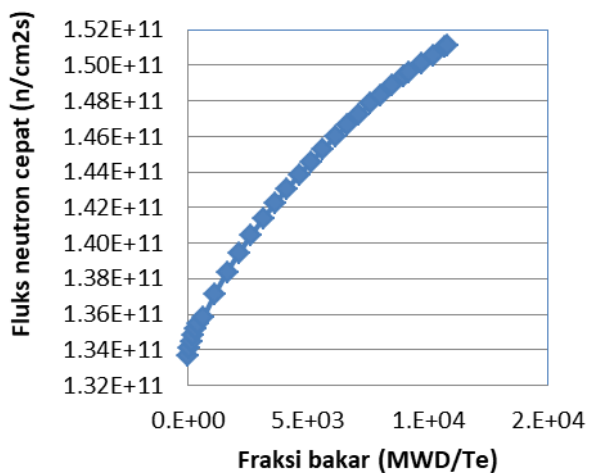
Gambar 4 menunjukkan nilai fraksi bakar terhadap waktu operasi. Selama waktu operasi 834,6 hari dengan daya linier 12,94 MW/Te menghasilkan fraksi bakar 10.800MWD/Te.

Fluks neutron total hasil perhitungan WIMDS-5B dapat dilihat pada Gambar 5. Fluks neutron total merupakan gabungan dari fluks neutron cepat, neutron resonansi dan neutron termal. Fluks neutron total sangat tergantung pada daya linier perangkat bahan bakar. Fluks neutron total dihasilkan dalam perhitungan ini adalah dalam orde 10^{14} . Gambar 5 menyatakan hasil perhitungan fluks neutron total naik selama operasi. Selama beroperasinya reaktor maka terjadi deplesi bahan bakar karena terjadi reaksi fisi, sehingga jumlah uranium berkurang di dalam teras. Hal ini akan menyebabkan nilai fluks neutron total naik dalam order 10^{14} n/cm²s walaupun daya liniernya tetap.



Gambar 5. Fluks neutron total fungsi fraksi bakar

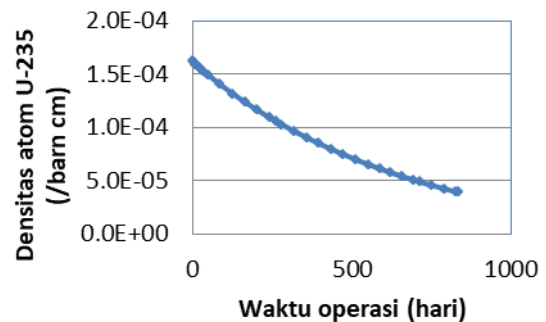
Hasil perhitungan WIMS terhadap fluks neutron cepat dapat dilihat pada gambar 5. Fluks neutron cepat juga naik terhadap fraksi bakar dalam order 10^{11} n/cm²s. Fluks neutron cepat naik karena jumlah uranium di dalam teras berkurang sesuai dengan naiknya deplesi atau fraksi bakar di dalam teras walaupun dayalinearinya tetap yaitu 12,96 MW/Te.



Gambar 6. Fluks neutron cepat fungsi fraksi bakar

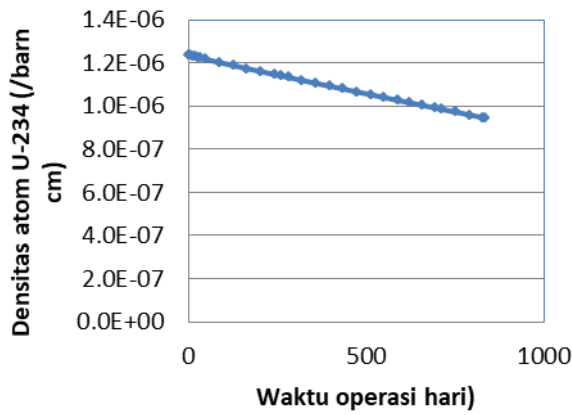
Nilai fraksi bakar ditunjukkan dengan berkurangnya jumlah uranium di dalam perangkat bahan bakar karena adanya reaksi

fisi. Hasil perhitungan menunjukkan bahwa fraksi bakar meningkat dengan lamanya waktu operasi reaktor CANDU. Densitas atom ²³⁵U turun atau berkurang sesuai dengan deplesi bahan bakar. Nilai fraksi bahan bakar yang sering disebut dengan fuel utilization seperti yang ditunjukkan pada Gambar 6 menyatakan bahwa jumlah energi yang dihasilkan selama waktu operasi dari sumber energi bahan bakar nuklir CANDU. Semakin besar jumlah energi yang dibangkitkan semakin baik dan merupakan karakteristik dari reaktor CANDU. Dalam kasus ini dilakukan perhitungan hingga fraksi bakar hingga 10.800 MWD/Te dengan waktu operasi sekitar 834.6 hari.



Gambar 7. Densitas atom ²³⁵U di dalam perangkat CANDU

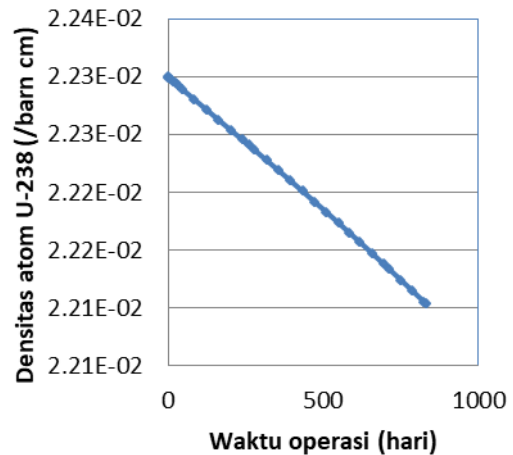
Densitas ²³⁵U menurun seiring dengan lamanya waktu operasi reaktor PWR. Pada Gambar 8 ditunjukkan jumlah ²³⁵U selama reaktor dapat dioperasikan. Inti ²³⁵U ditembak neutron termal akan berfisi menghasilkan produk fisi, energi panas dan neutron. Energi panas ini akan diubah menghasilkan energi listrik



Gambar 8. Densitas atom ^{234}U di dalam perangkat CANDU

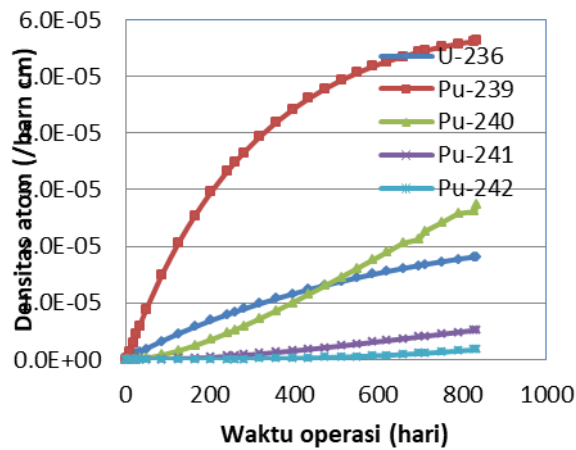
Densitas ^{234}U juga menurun seiring dengan lamanya waktu operasi reaktor CANDU. Pada Gambar 7 ditunjukkan jumlah ^{234}U selama perangkat bahan bakar reaktor dapat dioperasikan. Inti ^{234}U ditembak neutron termal akan diserap dan inti ^{234}U bertransmutasi berubah menjadi ^{235}U dan berfisi menghasilkan produk fisi dan energi panas serta neutron. Densitas ^{238}U juga menurun seiring dengan lamanya waktu operasi reaktor CANDU. Pada Gambar 8 ditunjukkan jumlah ^{238}U berkurang selama reaktor dapat dioperasikan. Di dalam teras reaktor, sejumlah ^{238}U akan menyerap neutron hasil reaksi fisi dan berubah bertransmutasi menjadi plutonium (^{239}Pu). Atom ^{238}U menyerap neutron cepat dan ada juga yang langsung berfisi. Setengah dari plutonium yang dihasilkan juga mengalami reaksi fisi dan menghasilkan sepertiga dari energi total reaktor. Gambar 9 menunjukkan densitas ^{236}U yang bertambah seiring dengan waktu beroperasi reaktor. ^{236}U diperoleh dari

hasil reaksi ^{235}U ditembak neutron berubah intinya bertransmutasi menjadi ^{236}U .



Gambar 9. Densitas ^{238}U fungsi waktu operasi

Gambar 10 juga menunjukkan jumlah densitas Pu di dalam perangkat bahan bakar CANDU. Densitas ^{239}Pu jauh lebih besar dibanding Pu yang lain karenaampang lintang serapan ^{238}U jauh lebih besar dibanding ^{239}Pu . Jauh lebih besar ^{238}U berubah bertansmutasi menjadi ^{239}Pu dibanding dengan yang lain. Neutron cepat dapat diserap oleh ^{238}U akan berubah menjadi ^{239}Pu sehingga dalam kenyataannya jumlah ^{238}U menurun sebanding dengan lamanya waktu operasi.



Gambar 10. Densitas Pu fungsi waktu operasi CANDU

Pada Tabel 4. ditunjukkan hasil perhitungan fraksi bakar dalam perangkat CANDU dalam satuan %. Hasil perhitungan menggunakan WIMSD-5B menyatakan bahwa deplesi perangkat bahan bakar 75,9 % nilai k-effnya 0,89661. Namun jika nilai k-eff =1 maka nilai fraksi bakarnya (deplesi bahan bakar) 44,4 %. Artinya 44,4 % jumlah uranium yang terbakar di dalam perangkat CANDU.

Tabel 4. Fraksi bakar perangkat CANDU

k-eff	Densitas atom ²³⁵ U (/barn cm)	Waktu operasi (hari)	Fraksi bakar (MWD/Te)	Fraksi bakar (%)
1,07850	1,62E-04	0	0	0
1,04894	1,61E-04	1,93	25	0,33
1,04208	1,59E-04	9,66	125	1,63
1,04445	1,49E-04	47.913	620	7,73
1,03862	1,24E-04	164.219	2125	23,6
1,00913	9,63E-05	318.779	4125	40,4
0,97362	7,45E-05	473.339	6125	53,9
0,93214	5,39E-05	658.81	8525	60,7
0,89661	3,90E-05	834.622	10800	75,9

KESIMPULAN

Hasil analisis menunjukkan bahwa pada deplesi bahan bakar CANDU tidak ada perbedaan yang signifikan dalam spektrum neutron untuk nilai burnup yang berbeda. Oleh karena itu penampang lintang neutron diharapkan tidak banyak bervariasi dalam rentang burnup yang digunakan. Hasil perhitungan juga menyatakan bahwa tidak ada ²³⁹Pu dalam jumlah signifikan yang diproduksi dalam bahan bakar bekas selama deplesi namun hal ini masih menunggu pembuktian lebih lanjut.

UCAPAN TERIMAKASIH

Penulis mengucapkan terimakasih kepada kepada Pusat PTKRN yang telah memberikan kesempatan untuk melakukan penelitian di PTKRN.

DAFTAR PUSTAKA

- [1]. Dokumen RENSTRA-BATAN 2020-2024. BATAN, Jakarta 2020.
- [2]. PINEM S., SEMBIRING T. M., SURBAKTI T. PWR Fuel Macroscopic Cross Section Analysis for Calculation Core Fuel Management Benchmark. *Journal of Physics: Conference Series* 1198 (2), 022065
- [3]. KHOT P.M., SINGH G., SHELKE B.K., SURENDRA B., YADAV M.K., MISHRA A.K., AFZAL M., PANAKKAL J.P. Development of

- recycling processes for clean rejected MOX fuel pellets. Nuclear Engineering and Design. 2014. 270: 227–237
- [4]. ST-AUBIN E., MARLEA G. CANDU-6 fuel optimization for advanced cycles. Nuclear Engineering and Design. 2015; 293: 371–384
- [5]. SURBAKTI T., PINEM S., SEMBIRING T. M. Analisis Pengaruh Densitas Bahan Bakar Silisida Terhadap Parameter Kinetik Teras Reaktor RSG-GAS. Jurnal Penelitian Fisika dan Aplikasinya. 2013; 3(1): 19-30.
- [6]. SEMBIRING T. M., SURBAKTI T., PINEM S. Neutronic Design of Mixed Oxide-Silicide Cores for the Core Conversion of RSG-GAS Reactor. Atom Indonesia. 2001; 27(2): 85–1001.
- [7]. NIANBIAO DENG et. al. Neutronic study of utilization of discrete thorium-uranium fuel pins in CANDU-6 reactor. Nuclear, 2019: 377-383.
- [8]. SEMBIRING T. M. Penggunaan Paket Program WIMSD/5B.12 dan BATAN-2DIFF untuk RSG-GAS. PRSG, April, 2011.
- [9]. CHANG S.K. CANFLEX Fuel Bundle Strength Tests. KAERI/TR-CX20, CANFLEX-105, Revision 0, 1997.
- [10]. https://en.m.wikipedia.org/wiki/CANDU_reactor
- [11]. D.F. TORGERSON et al. CANDU technology for generation III+ and IV reactors. Nuclear Engineering and Design 236, 2016; 14: 1565-1572.
- [12]. JINSU PARK et al. Physics Study of Canada Deuterium Uranium Lattice with Coolant Void Reactivity Analysis. Nuclear Engineering and Technology. 2017; 49: 6-16.
- [13]. SURBAKTI T., PINEM S., SEMBIRING T. M., SUPARLINA L., SUSILO J. Desain Konseptual Teras Reaktor Riset Inovatif Berbahan Bakar Uranium-molibdenum dari Aspek Neutronik. Tri Dasa Mega. 2012; 3(14): 178-191.
- [14]. SEMBIRING T. M., LIEM P. H., SURBAKTI T. Fuel management strategy for the compact core design of RSG GAS (MPR-30), *RRFM 2000: research reactor fuel management*, Colmar, 19-21 March 2000, 158-162.
- [15]. LIEM P. H., SURBAKTI T., HARTANTO D. Kinetics parameters evaluation on the first core of the RSG GAS (MPR-30) using continuous energy Monte Carlo

-
- method. *Progress in Nuclear Energy*. 2018; 109: 196-203
- [16]. LESTANI H. A., GONZÁLEZ H. J., & FLORIDO P. C. Negative power coefficient on PHWRs with CARA fuel. *Nuclear Engineering and Design*. 2014; 270: 185–197.
- [17]. SURBAKTI T., PINEM S, SEMBIRING T. M., HAMZAH A., NABESHIMA K. Calculation of Control Rods Reactivity Worth of RSG-GAS First Core Using Deterministic and Monte Carlo Methods. *Atom Indonesia*. 2019; 45 (2), 69-79.
- [18]. SHOMAN N. T., SKUTNIK S. E. Development of modern CANDU PHWR crosssection libraries for SCALE. *Nuclear Engineering and Design*. 2016; 302: 56–67.