

PERANCANGAN KODE KOMPUTASI UNTUK ANALISIS BURNUP 3 DIMENSI SATU SIKLUS PADA REAKTOR PEMBIAK CEPAT

Dian Fitriyani dan Tri Handayani

Jurusan Fisika, Universitas Andalas

Kampus Unand, Jl. Limau Manis Padang, Sumatera Barat, Indonesia

E-mail: difiaal@gmail.com

ABSTRAK

Telah dilakukan disain kode komputasi untuk Analisis *Burnup* pada Reaktor PembiaK Cepat menggunakan bahasa pemograman Delphi 7.0. Disain dirancang untuk geometri teras reaktor 3 dimensi XYZ yang berbentuk kubus (seimbang/*balance*, $x = y = z$) dengan menggunakan bahan bakar UN-PuN (Nitrida). Simulasi disain diawali dengan perhitungan densitas awal, dilanjutkan dengan penyelesaian persamaan difusi multigrup untuk mendapatkan faktor multiplikasi, distribusi fluks neutron, dan distribusi daya. Nilai fluks neutron digunakan untuk menghitung perubahan densitas nuklida dalam analisis *burnup* (susutan bahan bakar). Hasil perubahan densitas nuklida digunakan untuk menghitung nilai *Breeding Ratio* (BR) dan *Burnup* (B). Contoh dari hasil simulasi melalui kode komputasi yang didisain memperlihatkan perubahan densitas setiap interval waktu tertentu, selain itu nilai *Breeding Ratio* (BR) untuk 1 siklus (4 tahun) menurun, tetapi masih dalam rentang nilai $BR > 1$. Nilai *Burnup* untuk 1 siklus (4 tahun) meningkat seiring dengan banyaknya nuklida dalam bahan bakar yang berfisi (terjadi penambahan densitas nuklida dalam bahan bakar seperti ^{234}U , ^{236}U , ^{237}Np , ^{238}Np , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Am , ^{243}Am).

Kata Kunci : *breeding ratio*, *burnup*, densitas, fluks neutron, reaktor pembiaK cepat

ABSTRACT

Computation code design for burnup analysis in FBR using Delphi 7.0 has been done. The design has been made for 3 dimension reactor core with balance cube geometry XYZ (balance, $x = y = z$) using UN-PuN (Uranium Nitride-Plutonium Nitride) fuel. The simulation is begin with calculating the initial densities, continued with solving multigroup diffusion equation to determine multiplication factor, neutron flux distribution and power distribution. Neutron flux value used to calculate the changing of nuclides densities in burnup analysis. The result of nuclides densities used to calculate the breeding ratio (BR) and burnup (B). The result of simulation through computational code for an example design reactor core was performed the changing of nuclide densities every time interval, besides the value of Breeding ratio (BR) for 1 cycle (4 years) is decreased, but still in range $BR > 1$ value. Burnup value for 1 cycle (4 years) is increased according to the increasing of nuclides in fission fuel (densities of nuclides is increased in fuel example ^{234}U , ^{236}U , ^{237}Np , ^{238}Np , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Am , ^{243}Am).

Keywords : breeding ratio, burnup, nuclide densities, neutron flux, fast breeder reactor.

1. PENDAHULUAN

Selama reaktor beroperasi beberapa atom bahan bakar akan mengalami pembelahan dan sebagian akan berubah menjadi unsur aktinida yang memiliki nomor massa yang lebih tinggi melalui tangkapan neutron. Proses ini menyebabkan komposisi bahan bakar dalam teras reaktor akan mengalami perubahan dari waktu ke waktu, secara umum disebut susutan bahan bakar (*burnup*). Susutan bahan bakar dipengaruhi oleh fraksi volume serta komposisi bahan bakar di teras. Analisis terhadap perubahan bahan bakar di dalam teras ini begitu kompleks karena variasi komposisi isotopik terhadap ruang dan waktu

bergantung pada distribusi fluks neutron. Untuk dapat mengamati perubahan bahan bakar selama reaktor beroperasi dapat dilakukan melalui analisis susutan bahan bakar (*burnup*) secara simulasi komputasi. Penelitian yang dilakukan adalah mengembangkan rancangan kode komputasi untuk analisis *burnup* pada geometri teras 3 dimensi (XYZ) berbentuk kubus.

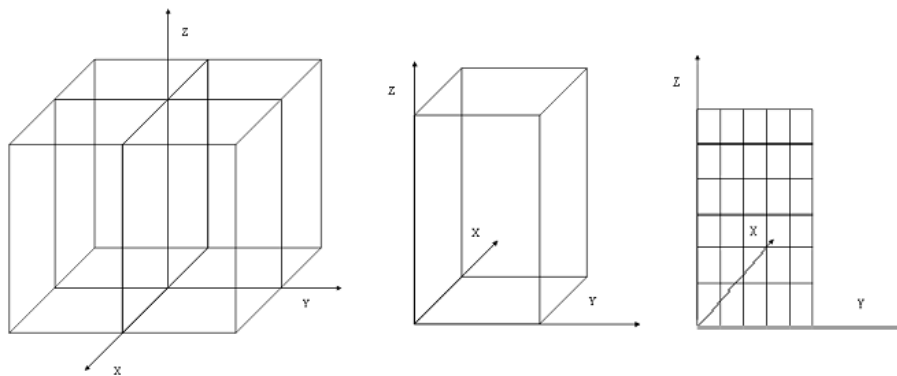
Tahap awal dari penelitian ini adalah penyelesaian persamaan *burnup* untuk geometri teras 3 dimensi berbentuk kubus. Kemudian akan diperoleh nilai perubahan densitas serta nilai *burnup* dan *breeding ratio*.

2. METODE PENELITIAN

Reaktor pembiak cepat (*Fast Breeder Reactor*, FBR) merupakan jenis reaktor cepat yang dirancang untuk memproduksi bahan fisil yang lebih banyak daripada bahan fisil yang digunakan. Hal ini dapat dilakukan dengan cara mengubah bahan fertil (misalnya ^{238}U) menjadi bahan fisil (misalnya ^{239}Pu). Dalam banyak disain FBR, bahan bakar (*fuel*) dikelilingi oleh selimut tabung (*blanket*) yang berisi bahan fertil ^{238}U yang akan menangkap neutron cepat dari reaksi fisi, sebagian akan dikonversi menjadi ^{239}Pu yang dapat digunakan sebagai bahan bakar nuklir.

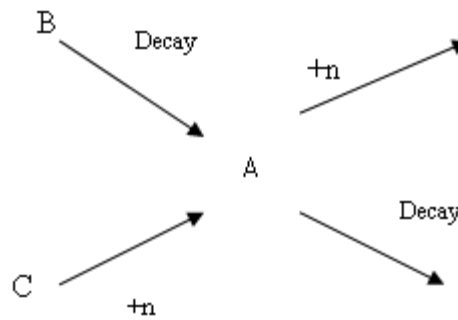
Penyusunan bahan bakar pada FBR dilakukan untuk memperoleh rasio pembiakan yang optimal dari penempatan bahan fertil dan fisil secara tepat. Penyusunan yang paling tepat untuk FBR adalah secara heterogen (dimana bahan bakar fertil ditempatkan secara menyebar di setiap teras).

Dalam penelitian ini digunakan model reaktor pembiak cepat (*Fast Breeder Reactor*, FBR) dengan geometri teras 3 dimensi berbentuk kubus ($x = y = z$). Disain dirancang dalam bahasa pemrograman Delphi7. Diskritisasi ruang yang dilakukan dapat dilihat pada Gambar 1.



Gambar 1. Diskritisasi ruang

Secara umum perhitungan *burnup* meliputi penyelesaian persamaan difusi multigrup untuk mendapatkan fluks neutron dan penyelesaian persamaan *burnup* yaitu pemecahan densitas inti sebagai fungsi dari waktu dan posisi. Perhitungan dasar dalam analisis *burnup* adalah perhitungan terhadap penyusutan dan produksi isotop sebagai fungsi dari waktu. Gambar 2 memperlihatkan diagram analisis *burnup*.



Gambar 2. Diagram analisis *burnup*

Secara matematis dinyatakan dalam persamaan (1) yaitu:

$$\frac{dN_A}{dt} = -\lambda_A N_A - \left[\sum_g \sigma_{ag}^A \phi_g \right] N_A + \lambda_B N_B + \left[\sum_g \sigma_{\lambda g}^c \phi_g \right] N_c \quad (1)$$

dimana,

- $\lambda_A N_A$: berkurang karena peluruhan radioaktif dari A
- $\left[\sum_g \sigma_{ag}^A \phi_g \right] N_A$: berkurang karena tangkapan neutron dari A
- $\lambda_B N_B$: bertambah karena peluruhan dari B ke A
- $\left[\sum_g \sigma_{\lambda g}^c \phi_g \right] N_c$: bertambah karena perpindahan dari C ke A melalui tangkapan neutron (*neutron capture*).

Analisis terjadinya susutan bahan bakar dalam reaktor melibatkan 15 sampai 24 nuklida dan 25 sampai 50 *fision product* (hasil fisi). Secara umum persamaan *burnup* untuk tiap material adalah :

$$\frac{dN_i}{dt} = -(\lambda_i + \sigma_{a,i} \phi) N_i + \sum_m S_{m,t} N_m \quad (2)$$

dimana,

- N_i = Densitas atom inti ke-i
- λ_i = Konstanta peluruhan
- $\sigma_{a,i}$ = Penampang lintang absorpsi mikroskopik
- ϕ = Fluks neutron
- $S_{m,t}$ = Kecepatan produksi inti ke-i dari inti ke-m

Breeding ratio merupakan perbandingan antara bahan fisil yang diproduksi dengan bahan fisil yang musnah dalam suatu siklus bahan bakar akibat pemakaian dalam reaktor. Secara umum dapat dirumuskan sebagai berikut :

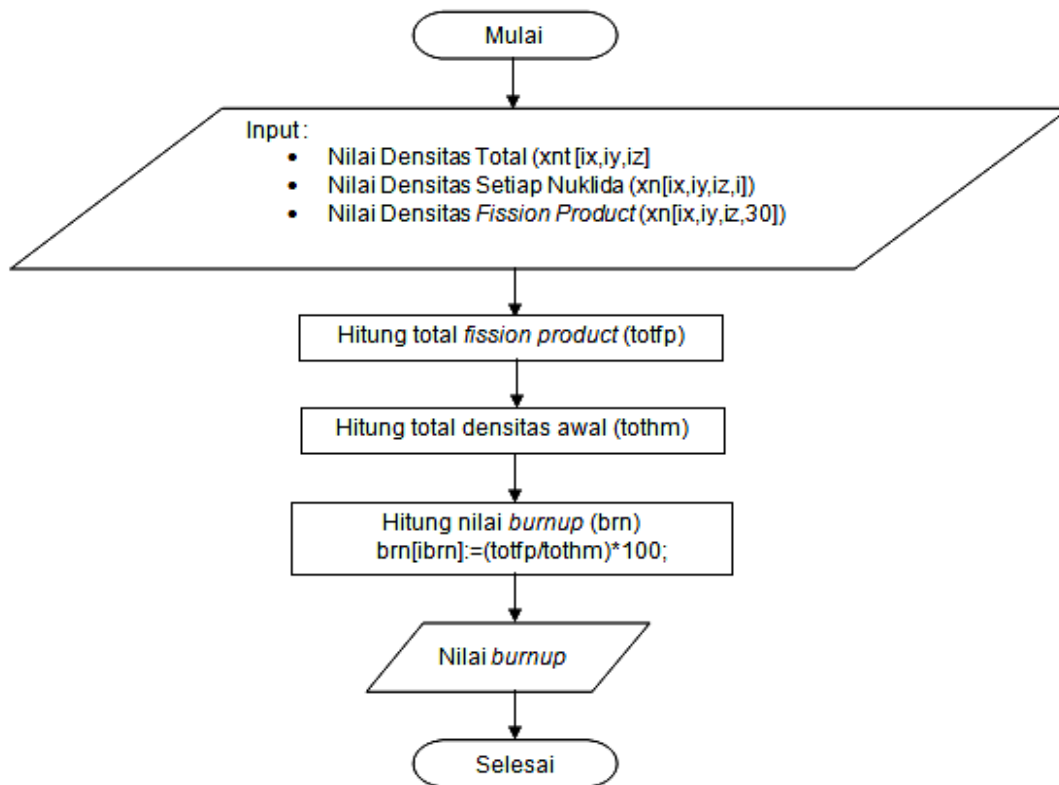
$$BR = \frac{FP}{FD} \tag{3}$$

Nilai *Burnup* menunjukkan fraksi atom berat dalam bahan bakar yang berfisi selama 1 siklus. Diagram alir untuk perhitungan *burnup* terlihat pada Gambar 3. Nilai *Burnup* dapat dinyatakan dalam persentase (%) dengan satuan MWd/kg atau MWd/ton. Persamaan *burnup* dalam persentase dapat dinyatakan sebagai berikut :

$$B(\text{atom \%}) = 100 \frac{\sum_m N_m \sigma_{fm} \phi t}{\sum_m N_{m,0}} \tag{4}$$

Persamaan (4) dihitung untuk semua atom berat dengan $N_{m,0}$ adalah densitas pada saat $t = 0$. Nilai *burnup* yang diharapkan adalah sekitar 1% sampai 10%.

Penelitian yang dilakukan adalah mengembangkan rancangan kode komputasi untuk analisis *burnup* untuk satu siklus pada geometri teras 3 dimensi (XYZ) berbentuk kubus.



Gambar 3. Diagram alir perhitungan Burnup

3. HASIL

Tabel 1. Spesifikasi disain

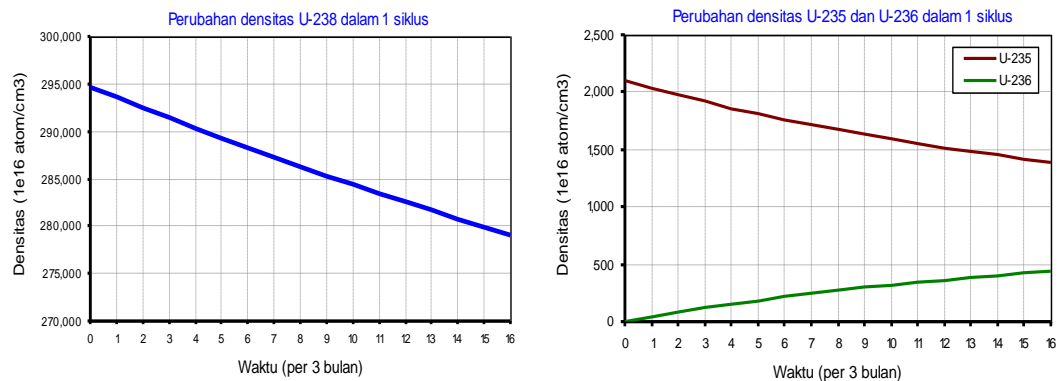
Parameter	Spesifikasi
Daya reaktor	150 MWt
Jenis Bahan Bakar	UN-PuN
Jenis Pendingin	Pb-Bi
Bahan Struktural	B ₄ C + Stainles Steel
Fraksi Volume Teras	
Bahan Bakar	45%
Struktur	15%
Pendingin	40%
Bahan Bakar Diperkaya	12-17%
Diameter Pin	1,0 cm
Tebal Cladding	0,05 cm

(Sumber : Fitriyani, 2006)

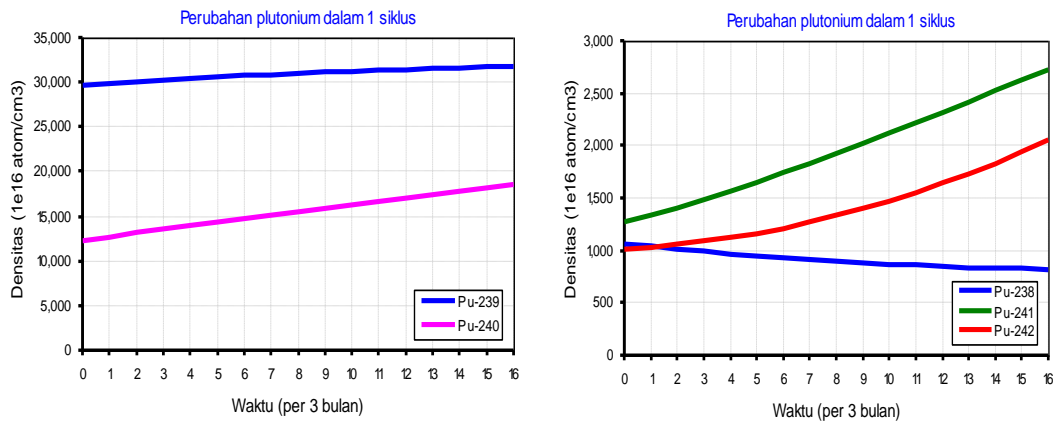
Tabel 1 memperlihatkan spesifikasi disain yang diambil sebagai contoh untuk perhitungan pada kode komputasi ini. Sebagai validasi awal, untuk spesifikasi disain yang identik, hasil perhitungan difusi pada komputasi ini dibandingkan dengan hasil perhitungan difusi menggunakan program FIITB-CHI untuk geometri teras 3 dimensi XYZ(Su'ud, 1998). Hasil benchmarking menunjukkan bahwa nilai multiplikasi neutron (k_{eff}) yang diperoleh dari kode komputasi ini bernilai sama dengan yang diperoleh dari program perbandingan.

Dari hasil pengujian terhadap kode komputasi yang telah dikembangkan, untuk analisis burnup pada reaktor cepat ini diperoleh harga-harga perubahan densitas untuk masing-masing nuklida pada teras, nilai *burnup* dan *breeding ratio*.

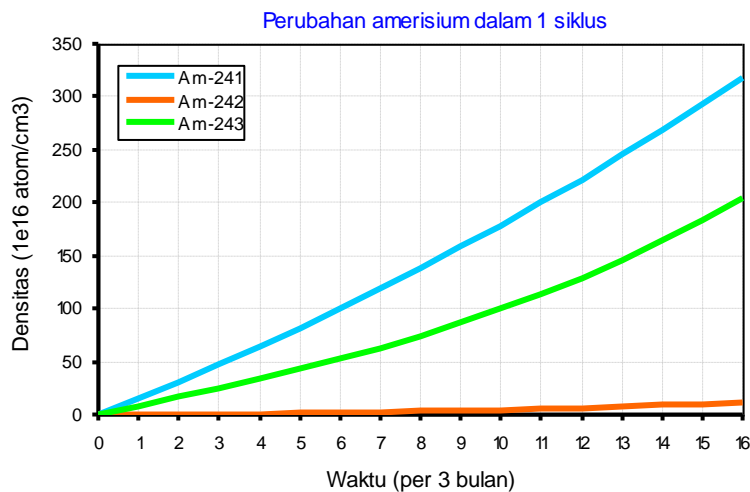
Beberapa contoh perubahan densitas nuklida dapat ditampilkan sebagai berikut:



Gambar 4. Perubahan densitas Uranium



Gambar 5. Perubahan densitas Plutonium

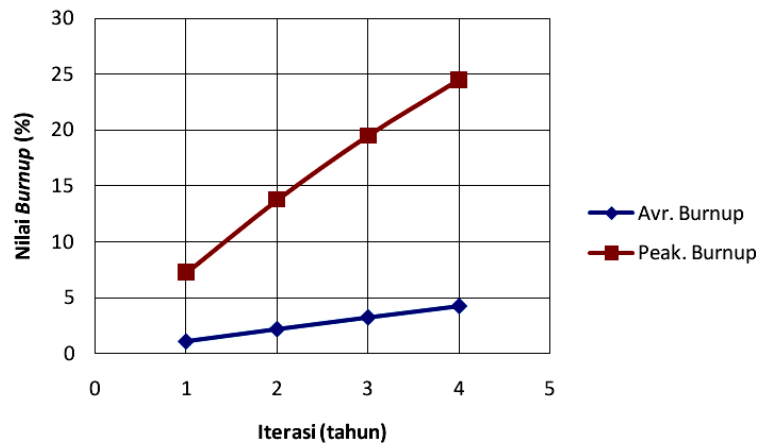


Gambar 6. Perubahan densitas Amerisium

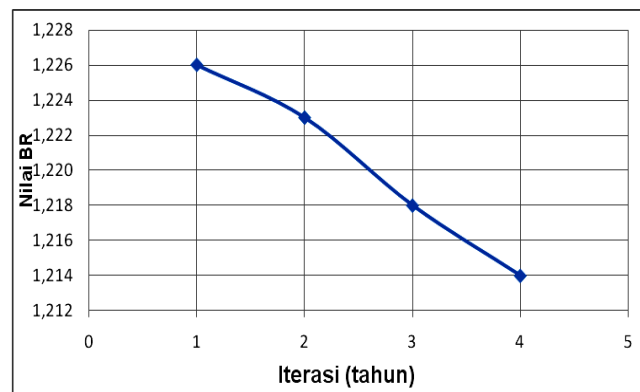
Gambar 4 menunjukkan perubahan densitas untuk Uranium. Terlihat bahwa sebagai bahan bakar utama reaktor, ^{235}U dan ^{238}U memiliki densitas yang tinggi pada awal operasi, namun selama satu siklus operasi reaktor mengalami penurunan. Penurunan ini disebabkan karena beberapa ^{238}U (bahan fertil) berubah menjadi bahan fisil (^{239}Pu) dengan menangkap neutron hasil fisi pada energi tertentu, hal ini menunjukkan bahwa reaktor cepat telah berhasil mengkonversi bahan fertil menjadi bahan fisil. Gambar 5 menunjukkan perubahan densitas Plutonium, terlihat bahwa densitas untuk hampir semua isotop plutonium mengalami kenaikan. Bahan fisil ^{239}Pu mengalami penambahan yang cukup baik, dengan kenaikan bahan fisil ini memberikan jaminan keberlangsungan operasi reaktor dalam waktu yang cukup lama. Kenaikan pada ^{240}Pu disebabkan adanya tangkapan neutron dari ^{238}Pu dan ^{239}Pu , selain itu juga dikarenakan adanya peluruhan β dari ^{240}Np . Gambar 6 menunjukkan perubahan densitas Amerisium. Semua isotop amerisium mengalami penambahan densitas yang disebabkan oleh adanya tangkapan neutron diikuti oleh peluruhan β .

Dalam analisis burnup, selain nilai perubahan densitas juga dapat ditinjau dari nilai *burnup* dan *breeding ratio*. Gambar 7 dan Gambar 8 menunjukkan nilai *burnup* dan *breeding ratio* pada disain sampel yang terjadi selama satu siklus tertutup.

Peningkatan nilai *Burnup* dalam satu siklus menunjukkan bahwa fraksi atom berat dalam bahan bakar yang berfisi semakin besar. Sedangkan nilai *breeding ratio* menurun seiring dengan waktu operasi reaktor, hal ini menunjukkan bahwa perbandingan bahan fisil yang diproduksi dengan bahan fisil yang musnah terus menerus berkurang dalam suatu siklus.



Gambar 7. Nilai *burnup* selama 1 siklus tertutup



Gambar 8. Nilai *breeding ratio* selama 1 siklus

4. KESIMPULAN

Telah dapat dikembangkan suatu kode komputasi untuk menganalisis satu siklus burnup untuk geometri teras 3 dimensi pada reaktor pembiak cepat. Hasil analisis untuk contoh perhitungan tersebut dapat disimpulkan beberapa hal sebagai berikut :

1. Melalui benchmarking dengan hasil simulasi pada kode komputasi lain, hasil perhitungan difusi pada kode komputasi yang dibuat telah dapat divalidasi.
2. Sesuai dengan unjuk kerja pada reaktor cepat sebagai reaktor yang dapat merubah bahan fertil menjadi bahan fisil, Isotop bahan bakar ^{235}U dan ^{238}U mengalami penurunan densitas karena sebagian bahan fertil tersebut diubah menjadi bahan fisil, dengan demikian isotop bahan bakar fisil ^{239}Pu mengalami peningkatan.
3. Beberapa nuklida mengalami kenaikan harga densitas selama reaktor beroperasi, terutama untuk nuklida ^{237}Np , ^{240}Pu , ^{241}Am , dan ^{244}Cm .
4. Nilai *burnup* (B) untuk 1 siklus (4 kali iterasi) berkisar dari 1 % sampai dengan 4%. Nilai ini menyatakan kinerja reaktor cepat yang telah mampu berfisi dengan baik. Secara teoritik suatu rancangan FBR memiliki nilai berkisar antara 1 % sampai 10%. Persentase nilai *burnup* mengalami kenaikan di akhir siklus yang menunjukkan bahwa semakin banyak atom berat dalam bahan bakar yang berfisi.
5. Nilai *breeding ratio* (BR) yang diperoleh lebih besar dari 1 ($BR > 1$), hal ini menunjukkan bahwa bahan fisil yang diproduksi lebih banyak daripada bahan fisil yang digunakan.

DAFTAR PUSTAKA

1. Arisa, D., 2007, Analisis Pembiakan(Breeding) Pu239 pada Reaktor Pembiak Cepat Berpendingin Logam Cair (LMFBR) dengan Variasi Geometri Teras dan Ukuran Teras Reaktor, Skripsi, Jurusan Fisika, UNAND, Padang
2. Beiser, A., 1987, Konsep Fisika Modern, Erlangga, Jakarta
3. Duderstadt, J.J. dan Hamilton, L.J., 1976, Nuclear Reactor Analysis, Jhon Wiley & Sons, Inc., Kanada
4. Fitriyani, D., 2000, Karakteristik Burn-Up pada Disain Reaktor Cepat Berukuran sedang dengan Daur Ulang Aktinida, Tesis Magister, Departemen Fisika, ITB, Bandung
5. Fitriyani, D., 2006, Studi Disain Reaktor Daya Nuklir Berbasis Kapal, Disertasi, Departemen Fisika, ITB, Bandung
6. Krane, K.S., 1988, Introductory Nuclear Physics, Jhon Wiley & Sons, Inc., Kanada
7. Sekimoto, H. dan Udagawa, Y., 2006, Effects of Fuel and Coolant Temperatures and Neutron Fluence on CANDLE Burnup Calculation, Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, Vol.43 No.2
8. Su'ud, Z., 1998, FIITB-CHI : A computer Code for Nuclear Reactor Cell Homogenization Calculation, Proccedings of Computation in Nuclear Science & Teknologi VII, Jakarta
9. Su'ud, Z. dan Fitriyani, D., 2005, Design Study of Ship Based Nuclear Power Reactor (Core Geometry Optimization), Indonesian Journal of Physics, Vol.16 No.4
10. Su'ud, Z. dan Sita, R., 2007, Design Study of Long Life Pb-Bi Cooled Reactors With Natural Uranium as Fuel Cycle Input Using Radial Fuel Shuffling Strategy, Indonesia Journal of Physics, Vol.18 No.1
11. Su'ud, Z. dan Yulianti, Y., 2007, Development of Three Dimensional Accident Analysis Code for Pb-Bi Cooled Tank type Fast Reactors, International Conference on Advances in Nuclear Science and Engineering in Conjunction with LKSTN
12. Wahana, Komputer., 2003, Paduan Praktis Pemograman Borland Delphi 7.0, Andi Yogyakarta, Semarang
13. Waltar, A.E. dan Reynolds, A.B., 1981, Fast Breeder Reactor, Pergamon Press, New York
14. World Nuclear Association (WNA), 2009, The Nuclear Fuel Cycle, <http://www.worldnuclearassociation>, (diakses : 14 Desember 2009)