

Analisis Densitas Nuklida *Lead-Bismuth Cooled Fast Reactor* (LFR) Berdasarkan Variasi Daya Keluaran

Cici Rahmadya Guskha^{1,*}, Mohammad Ali Shafii¹, Feriska Handayani Irka¹, Zaki Su'ud²

¹Jurusan Fisika FMIPA Universitas Andalas

²Jurusan Fisika Institut Teknologi Bandung

e-mail: *ciciguskha25@gmail.com

ABSTRAK

Analisis densitas nuklida *Lead-bismuth Cooled Fast Reactor* (LFR) berdasarkan variasi daya keluaran telah dilakukan. Reaktor ini menggunakan UN-PuN sebagai bahan bakar dan timbal-bismuth sebagai pendingin. Parameter yang diamati adalah Inte.C.R (*Integral Conversion Ratio*) dan densitas nuklida (^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu). Penelitian ini dilakukan secara simulasi komputasi menggunakan kode SRAC dengan JENDL-32 sebagai *library*. Model teras adalah *cylinder* dua dimensi R-Z dengan lima variasi daya keluaran yaitu 300, 350, 400, 450, dan 500 MWTh. Teras reaktor dibagi menjadi 11 *region* radial dan 2 *region* axial. Sepuluh *region* pertama merupakan *region* untuk menempatkan bahan bakar sedangkan *region* ke sebelas adalah reflektor. Pada awal operasi reaktor, masing-masing *region* diisi dengan bahan bakar uranium alam. Setelah 10 tahun pembakaran, hasil *burn up* pada *region* 1 di *shuffling* ke *region* 2, hasil *burn up* *region* 2 di *shuffling* ke *region* 3, dan seterusnya sampai hasil *burn up* *region* 9 di *shuffling* ke *region* 10 dan hasil *burn up* *region* 10 dikeluarkan dari teras reaktor sehingga *region* 1 dapat diisi dengan bahan bakar baru (*fresh fuel*). Proses ini dilakukan sampai 100 tahun operasi reaktor. Hasil simulasi menunjukkan bahwa daya 300 MWTh mempunyai nilai Inte.C.R dan densitas nuklida yang paling optimal (memiliki nilai yang paling besar dibandingkan dengan daya keluaran yang lain sehingga bisa digunakan dalam pengoperasian reaktor dalam jangka panjang).

Kata kunci: *burn up*, densitas nuklida, LFR, *shuffling*, UN-PuN.

ABSTRACT

The nuclide density analysis of *Lead-bismuth Cooled Fast Reactor* (LFR) based on the variations of power output has been done. This reactor uses Un-PuN as a fuel and lead-bismuth as a coolant. The parameter are Inte.C.R (*Integral Conversion Ratio*) and nuclide density (^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu). This research is a simulated computing using the SRAC code with JENDL-32 as a library. Two dimensions R-Z core cylinder model with five variation of power output which are 300, 350, 400, 450, and 500 MWTh. The reactor core is divided into eleven radial regions and two axial regions. Ten first regions are a regions for placing the fuel while the eleventh regions are a reflector. At the beginning of the reactor operation, each region is filled with natural uranium fuel. After 10 years of burning, the results of burn up in the 1st region is shuffled into 2nd region, the results of burn up of 2nd region is shuffled to 3rd region and so on until the results of burn up the 9th region shuffled to 10th region and the results of burn up the 10th region removed from the reactor core so the 1st region can be filled with new fuel (*fresh fuel*). This process is performed up to 100 years of the operation of reactor. The simulation shows that the power of 300 MWTh has the Inte.C.R value and nuclide density most optimal (having of the most great than with capacity of output power the other so can be used in the long time of operation reactor).

Keywords : *burn up*, density nuclide, LFR, *shuffled*, UN-PuN.

I. PENDAHULUAN

Kebutuhan masyarakat Indonesia akan daya listrik meningkat sangat pesat dari tahun ke tahun, ditambah lagi tingkat pertumbuhan penduduk yang tinggi sehingga membutuhkan ketersediaan daya listrik yang lebih banyak lagi. Saat ini, sebagian besar daya listrik di Indonesia bersumber dari bahan bakar minyak bumi dan batu bara. Minyak bumi dan batu bara merupakan sumber daya alam yang tidak dapat diperbaharui, oleh karena itu diperlukan sumber energi alternatif untuk memenuhi kebutuhan daya listrik yang memadai. Salah satu solusi sumber energi alternatif yang cukup menjanjikan adalah energi nuklir (Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir/ PLTN) yang menggunakan energi hasil reaksi fisi. Dan pada saat ini, penelitian PLTN generasi IV sangat giat dilakuka. Reaktor generasi ini mempunyai spesifikasi yaitu: efisiensi bahan bakar tinggi, limbah nuklir rendah, murah, mempunyai keandalan, keamanan yang tinggi, tidak rentan terhadap penyebaran bahan nuklir berbahaya serta tidak membutuhkan

daerah eksklusif di sekitar reaktor meskipun dalam kondisi kecelakaan (Driscoll dan Heizler, 2005).

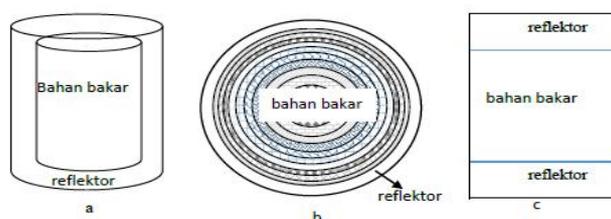
Analisis neutronik merupakan salah satu aspek yang perlu ditinjau dalam perancangan reaktor nuklir. Analisis neutronik membahas mengenai reaksi fisi yang terjadi di dalam elemen bahan bakar. Salah satu parameter neutronik yaitu densitas nuklida yang menggambarkan rapat massa atom pada teras reaktor. Penelitian mengenai analisis neutronik pada reaktor cepat telah banyak dilakukan. Analisis neutronik pada reaktor cepat dengan variasi bahan pendingin (Na, Pb, dan Pb-Bi) telah dilakukan oleh Nurwinda (2009) dengan hasil penggunaan Pb-Bi pada reaktor cepat memberikan karakteristik neutronik yang paling optimal. Selain itu telah dilakukan juga oleh Cinatya (2014) tentang analisis neutronik pada reaktor cepat berpendingin Pb-Bi dengan variasi bahan bakar (UN-PuN, UC-PuC, dan MOX) yang menghasilkan penggunaan bahan bakar UN-PuN memiliki distribusi fluks neutron dan distribusi daya yang paling besar serta juga memiliki karakteristik neutronik yang paling optimal dibandingkan dengan bahan yan lain. Hasil studi desain reaktor cepat berpendingin Pb-Bi berbasis bahan bakar uranium alam menggunakan strategi *shuffling* dilakukan oleh Rida (2006) dengan desain tinggi teras dan diameter teras aktif 250 cm dan 200 cm, pembagian teras 6 *region* yang menggunakan perbandingan fraksi bahan bakar, *cladding* dan *coolant* sebesar 51%, 14% dan 35% menghasilkan daya keluaran 1500 MWth.

Untuk melengkapi informasi mengenai karakteristik *Lead-bismuth Cooled Fast Reactor* (LFR) secara menyeluruh masih banyak aspek yang bisa ditinjau, diantaranya densitas nuklida dan memvariasikan daya keluaran reaktor. Untuk itu, pada penelitian ini dilakukan variasi daya keluaran yang digunakan adalah 300, 350, 400, 450, dan 500 MWth. Penelitian ini bertujuan untuk melakukan analisis terhadap karakteristik densitas nuklida yang meliputi Inte.C.R dan densitas nuklida (^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu) pada teras reaktor cepat LFR berdasarkan variasi daya keluaran. Analisis dilakukan untuk mengetahui daya keluaran dengan densitas nuklida yang optimal sehingga dapat dilakukan pemilihan daya yang sesuai dengan kebutuhan optimum yang ingin dicapai.

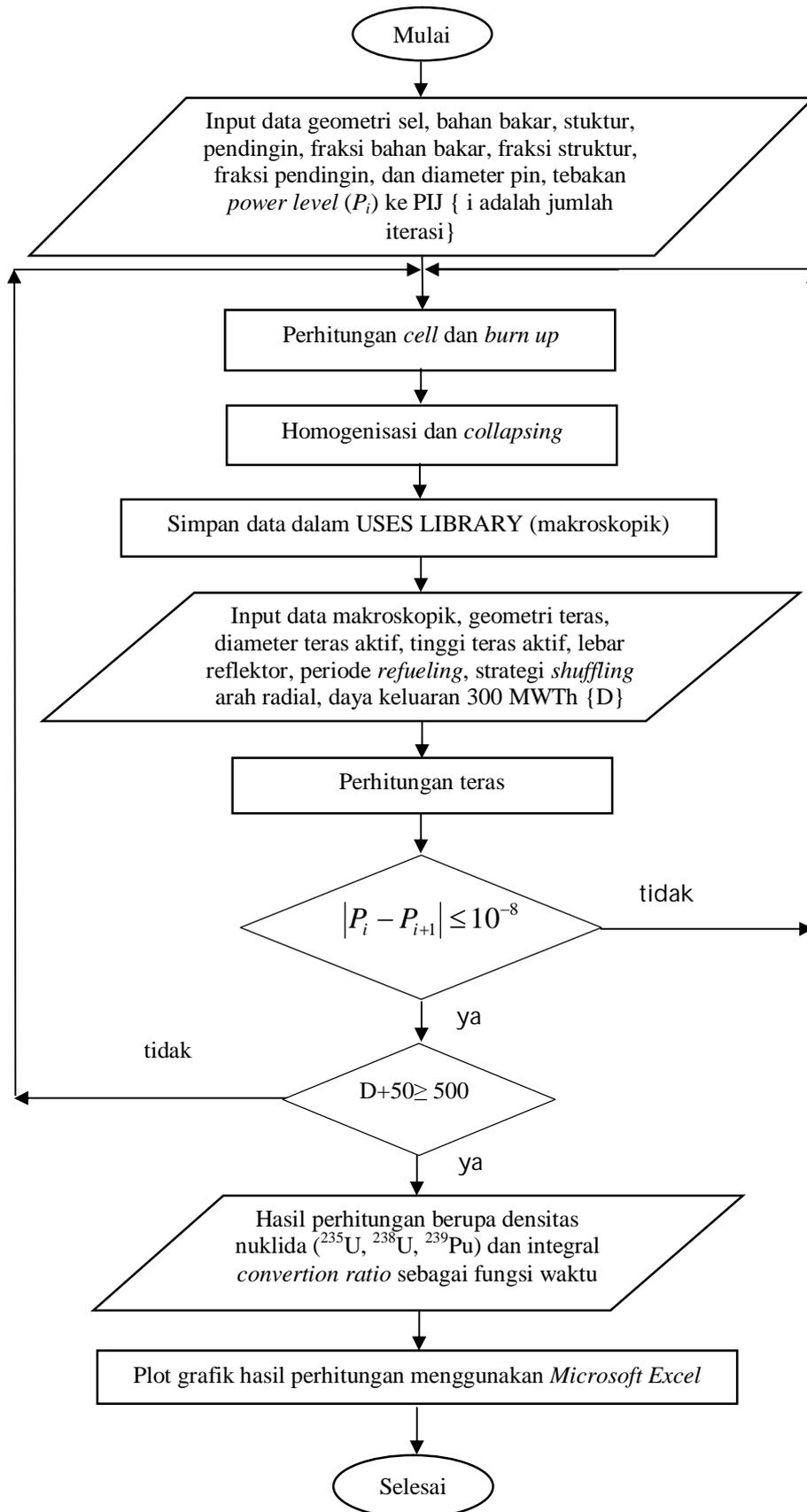
II. METODE

Penelitian ini dilakukan di Laboratorium Atom dan Inti, Jurusan Fisika, Universitas Andalas, Padang. Penelitian menggunakan kode program SRAC yang dikembangkan oleh JAEA (*Japan Atomic Energy Agency*). SRAC terdiri dari beberapa perpustakaan data nuklir yang diturunkan dari ENDF/B-IV (R2 dan R5), JENDL-3.1, JENDL-3.2, dan JEF-2.2. Versi yang telah dimodifikasi dari lima kode modul sudah terintegrasi dalam SRAC95; modul perhitungan probabilitas tumbukan (PIJ) untuk 16 tipe kisi geometri, modul perhitungan difusi (TUD, CITATION) dan dua kode pilihan untuk *assembly* bahan bakar dan perhitungan *burn up* teras (Okumura dkk, 2007).

Desain reaktor yang digunakan adalah reaktor cepat berpendingin timbal-bismuth dengan spektrum neutron cepat menggunakan strategi *shuffling* arah radial. Strategi ini diterapkan agar reaktor dapat beroperasi menggunakan bahan bakar uranium alam. Spesifikasi umum desain reaktor yang digunakan dalam penelitian ini berdasarkan penelitain Guskha, dkk (2015). Desain teras yang digunakan pada penelitian ini bertipe *cylinder 2-D* dikarenakan, jika ditinjau dari faktor kebocoran neutron (neutron *leakage*) dan aliran *coolant* maka geometri silinder yang paling optimal. Geometri teras dan pembagian *region* dapat dilihat pada Gambar 1 dan diagram blok perhitungan desain reaktor dengan SRAC dapat dilihat pada Gambar 2.

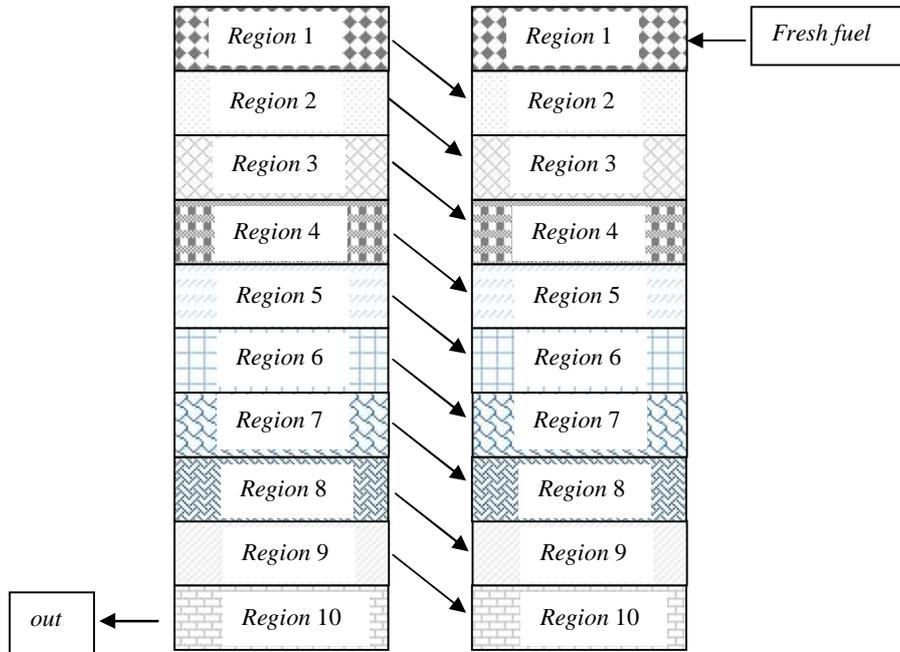


Gambar 1 (a) Geometri teras, (b) Pembagian *region* arah radial (11 *region*), (c) Pembagian *region* arah *axial* (2 *region*).



Gambar 2 Diagram alir perhitungan neutronik menggunakan SRAC

Teras reaktor dibagi menjadi 10 *region* yang memiliki volume yang sama secara *radial*. Mula-mula reaktor sepenuhnya diisi dengan bahan bakar uranium alam dan dipersiapkan untuk siklus teras yang pertama. Hasil *burn up* pada *region* 1 di *shuffling* ke *region* 2, hasil *burn up* *region* ke-2 di *shuffling* ke *region* 3, begitu seterusnya sampai hasil *burn up* *region* ke-9 di *shuffling* ke *region* 10 dan hasil *burn up* *region* ke-10 dikeluarkan dari teras reaktor sehingga *region* 1 dapat diisi dengan bahan bakar baru (*fresh fuel*). Begitu seterusnya sampai 100 tahun operasi reaktor. Sistem *shuffling* bahan bakar di 10 *region* teras reaktor setelah di *burn up* selama 100 tahun dapat digambarkan pada Gambar 3.

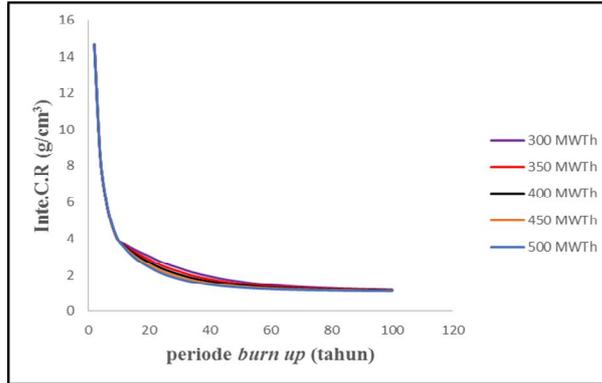


Gambar 3 Sistem *shuffling* arah radial
(Sumber: Su'ud dkk, 2013)

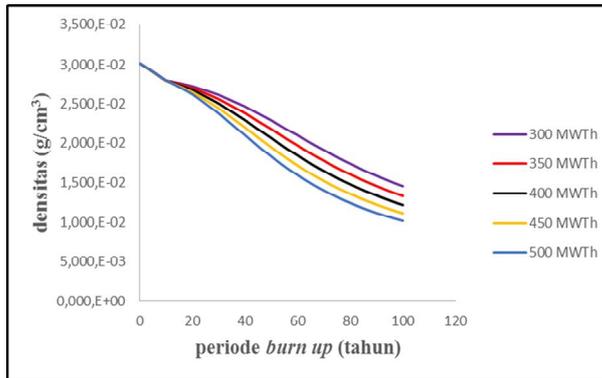
III. HASIL DAN DISKUSI

Dengan menggunakan metode perhitungan berdasarkan diagram alir pada Gambar 3 diperoleh nilai Inte.C.R dan densitas nuklida (^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu). Jumlah perubahan bahan fertil (^{238}U) menjadi bahan fisil (^{239}Pu) yang dinamakan *Integral Conversion Ratio* (Inte.C.R). Pada Gambar 4 dapat dilihat, awal periode *burn up* semua daya keluaran yang diset memiliki Inte.C.R yang sama yaitu $14,715143 \text{ g/cm}^3$. Setelah beberapa tahun periode *burn up* daya keluaran 500 MWTh memiliki Inte.C.R lebih besar daripada daya keluaran yang lain. Hal ini menunjukkan, daya keluaran yang lebih besar membutuhkan perubahan bahan fertil ke bahan fisil yang lebih banyak dalam pengoperasian reaktor. Sedangkan pada daya keluaran yang kecil yaitu 300 MWTh, membutuhkan perubahan bahan fertil ke bahan fisil yang relatif lebih kecil. Pada akhir periode *burn up*, daya keluaran 500 MWTh memiliki Inte.C.R yang lebih kecil dibandingkan daya keluaran 300 MWTh, dikarenakan pada daya keluaran 500 MWTh kesediaan bahan fertil yang kecil membuat perubahan bahan fertil menjadi bahan fisil semakin sedikit.

Gambar 5 memperlihatkan awal periode *burn up* densitas ^{238}U untuk semua daya keluaran yang diset memiliki nilai yang sama yaitu $3,02 \cdot 10^{-2} \text{ g/cm}^3$. Pada 20 tahun periode *burn up*, daya keluaran 300 MWTh memiliki densitas ^{238}U yang besar dibandingkan dengan daya keluaran yang lain. Hal ini dikarenakan, daya keluaran yang kecil membutuhkan perubahan ^{238}U (bahan fertil) menjadi ^{239}Pu (bahan fisil) yang kecil untuk bisa mengoperasikan reaktor sehingga pada akhir periode *burn up* memiliki densitas ^{238}U yang besar. Pada, hal ini daya keluaran yang lebih besar (500 MWTh) memiliki densitas ^{238}U yang terus menurun dari awal periode *burn up* sampai akhir periode *burn up* dikarenakan daya keluaran tersebut membutuhkan perubahan ^{238}U (bahan fertil) menjadi ^{239}Pu (bahan fisil) yang besar untuk bisa mengoperasikan reaktor.

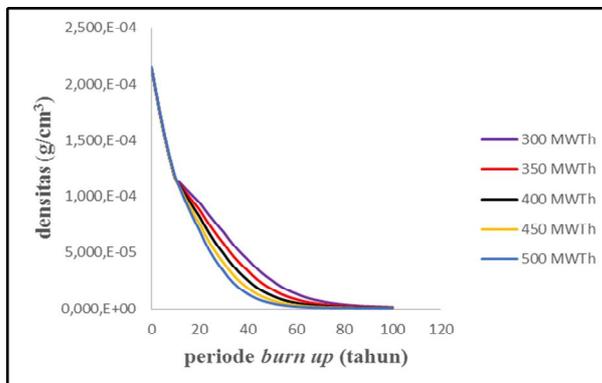


Gambar 4 Hubungan Inte.C.R terhadap periode burn up untuk berbagai variasi daya keluaran

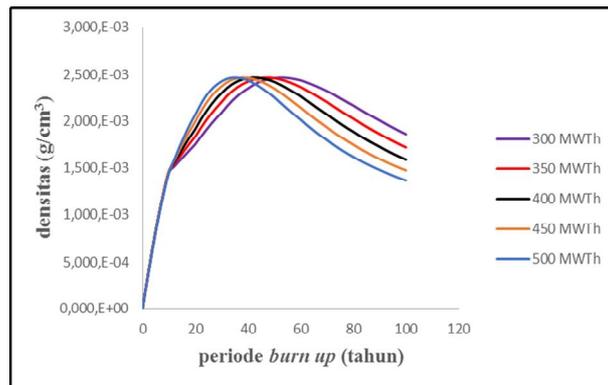


Gambar 5 Hubungan densitas ²³⁸U terhadap periode burn up untuk berbagai variasi daya keluaran

Gambar 6 memperlihatkan bahwa pada awal periode burn up, densitas ²³⁵U untuk semua set daya keluaran memiliki nilai yang sama yaitu $2,156 \cdot 10^{-4} \text{ g/cm}^3$. Semakin bertambahnya periode burn up, untuk daya keluaran 500 MWTh densitas ²³⁵U mengalami penurunan yang lebih besar dibandingkan dengan daya keluaran yang lain. Hal ini dikarenakan, daya keluaran yang lebih besar membutuhkan reaksi fisi yang relatif besar dalam pengoperasian reaktor, sehingga pada akhir periode burn up terlihat densitas ²³⁵U yang yang dihasilkan relatif kecil. Daya keluaran 300 MWTh memiliki densitas ²³⁵U yang lebih besar dari awal sampai akhir periode burn up dibandingkan dengan daya keluaran yang lain. Berdasarkan hasil penelitian tersebut disimpulkan bahwa yang memiliki densitas ²³⁵U yang paling optimal adalah daya keluaran 300 MWTh, dikarenakan densitas ²³⁵U yang besar memiliki peluang yang besar untuk diubah menjadi bahan fisil yang dapat digunakan dalam pengoperasian reaktor.



Gambar 6 Hubungan densitas ²³⁵U terhadap level burn up untuk berbagai variasi daya keluaran



Gambar 7 Perbandingan densitas ^{239}Pu terhadap periode *burn up* untuk berbagai variasi daya keluaran

Gambar 7 memperlihatkan, pada awal periode *burn up* densitas ^{239}Pu bernilai nol di dalam teras reaktor, artinya nuklida ^{239}Pu belum ada di dalam teras reaktor. Seiring dengan bertambahnya periode *burn up* densitas nuklida ^{239}Pu semakin meningkat. Hal ini disebabkan ^{239}Pu merupakan nuklida fisil yang dihasilkan oleh reaksi neutron cepat dengan inti fertil ^{238}U . Nilai maksimum densitas ^{239}Pu untuk masing-masing daya keluaran berbeda. Untuk daya keluaran yang lebih besar, akan mencapai puncak densitas lebih cepat dibandingkan dengan daya keluaran yang lebih kecil. Hal ini dikarenakan, daya keluaran yang lebih besar membutuhkan densitas ^{239}Pu yang besar dalam pengoperasian reaktor, sehingga pada akhir periode *burn up* daya keluaran yang bernilai lebih besar memiliki densitas ^{239}Pu yang kecil (bahan fisil ^{239}Pu yang tersisa semakin berkurang dari waktu ke waktu). Untuk daya keluaran yang lebih kecil, akan mencapai puncak densitas lebih lama dan pada akhir periode *burn up* memiliki densitas ^{239}Pu yang lebih besar dibandingkan dengan daya keluaran yang lain. Hal ini dikarenakan, daya keluaran yang lebih kecil membutuhkan densitas ^{239}Pu yang kecil dalam pengoperasian reaktor.

IV. KESIMPULAN

Berdasarkan analisis hasil simulasi dapat disimpulkan bahwa nilai Inte.C.R dan densitas nuklida (^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu) yang paling optimal yaitu pada daya keluaran 300 MWTh. Densitas ^{238}U dan ^{235}U berkurang seiring dengan bertambahnya periode *burn up*. Pada awal periode *burn up* belum ditemukan nuklida ^{239}Pu di dalam teras reaktor, dengan bertambahnya periode *burn up* densitas nuklida semakin meningkat dan di akhir periode *burn up* nuklida ^{239}Pu mengalami penurunan kembali dikarenakan telah mengalami reaksi fisi dengan neutron. Semakin besar daya keluaran yang diinginkan maka densitas nuklida fisil/fertil yang dibakar semakin besar.

UCAPAN TERIMA KASIH

Penulis mengucapkan terimakasih kepada Laboratorium Fisika Nuklir Biofisika ITB yang telah memberi izin menggunakan program SRAC.

DAFTAR PUSTAKA

- Cinatya N., D., "Analisis Neutronik Pada Reaktor Cepat Dengan Variasi Bahan Bakar (UN-PuN, UC-PuC, dan MOX)", Skripsi S1, Jurusan Fisika Universitas Andalas, 2014.
- Driscoll, M.J. dan P. Heizler, "Reactor Physics Challenges in Gen IV Reactor Design" (Nuclear Engineering and Technology, 2005), Vol. 27 No. 1, hal 1-10.
- Guskha, C.R., Shafii, M.A., Irka, F.H., Su'ud, Z., "Analisis Neutronik *Lead-bismuth Cooled Fast Reactor* (LFR) Berdasarkan Variasi Daya Keluaran", Prosiding Seminar Nasional Fisika (Jurusan Fisika Universitas Andalas, 2015), hal. 258-263.
- Nurwinda, "Analisis Difusi Neutronik pada Reaktor Cepat dengan Variasi Bahan Pendingin (Na, Pb, Pb-Bi)", Skripsi S1, Jurusan Fisika Universitas Andalas, 2009.
- Okumura, K., Kugo, T. dan Kaneko, K., *The Comprehensive Neutronics Calculation Code System* (JAERI, 2007).

- Rida, SNM., “Design Study of Long Life Pb-Bi Cooled Reactors With Natural Uranium as Fuel Cycle Input Using Radial Fuel Shuffling Strategy”, Proceeding of International Conference on Advances in Nuclear Science and Engineering in Conjunction with LKSTN 2007 (ITB, 2007), hal. 257-261.
- Su’ud, Z., Irka, F.H., Taufiq, I., Sekimoto, H., Sidik, P., “Desaign Study of Pb-Bi Coled Fast Reactor With Natural Uranium as Fuel Cycle Input Using Special Shuffling Strategy in Radial Direction” (IAEA, 2013), Vol. 772, hal. 530-535.