

Analisis *Burn Up Modified Candle* Pada Gas Cooled Fast Reactor (GCFR) Dengan Bahan Bakar Uranium Oksida

Ria Charoline Beru Ginting^{(1,a)*}, Yanti Yulianti^(1,b), Agus Riyanto^(1,c), dan Pulung Karo-karo^(1,d)

⁽¹⁾Jurusan Fisika, Universitas Lampung, Bandar Lampung, Indonesia, 35141
Email : yanti.yulianti@fmipa.unila.ac.id

Diterima (24 Januari 2023), Direvisi (26 Januari 2023)

Abstract. The Research on analysis a modified CANDLE with Gas Cooled Fast Reactor (GCFR) using uranium oxide fuel has been carried out. It has $\frac{1}{4}$ part of the reactor core and geometrical design assembly hexagonal shaped fuel defined as IGT-12. The analysis was carried out by computational simulation using 2 basic codes in SRAC, namely PIJ and CITATION which are additional codes in SRAC. The objectives of this study are determining cell geometry, fuel pin size, volume fraction, criticality, atomic density, conversion ratio, and power density distribution. The parameters of in this study are criticality, atomic density, conversion ratio, and power density distribution. The results were obtained in this study are conversion ratio is about 1.15 and atomic density of U^{235} is $6,74 \times 10^{19}$ atom/cm³, U^{238} is $1,81 \times 10^{22}$ atom/cm³, and Pu^{239} is $1,23 \times 10^{21}$ atom/cm³ at the end of reactor life on period burn up 70 years. The multiplication factor (k_{eff}) are 7 cases for 1st case is 1,028804, 2nd case is 1,025225, 3rd case is 1,020466, 4th case is 1,011093, 5th case is 0,9876864, 6th case is 0,9245216 and 7th case is 0,9245214. The peak factor value is getting sharper which is influenced by period of time natural uranium fuel is burned.

Keywords: SRAC, atomic density, conversion ratio, burn up.

Abstrak. Telah dilakukan penelitian tentang analisis *burn up modified CANDLE* dengan reaktor Gas Cooled Fast Reactor (GCFR) menggunakan bahan bakar uranium oksida pada $\frac{1}{4}$ bagian teras reaktor dan desain geometri assembly bahan bakar berbentuk heksagonal yang didefinisikan IGT-12. Analisis dilakukan dengan simulasi komputasi menggunakan 2 kode dasar pada SRAC yaitu PIJ dan CITATION yang merupakan kode tambahan pada SRAC. Tujuan dari penelitian ini meliputi penentuan geometri sel, ukuran pin bahan bakar, fraksi volume, kekritisitas, densitas atom, rasio konversi dan distribusi rapat daya. Parameter yang dianalisis dari penelitian ini meliputi kekritisitas, densitas atom, rasio konversi dan distribusi rapat daya. Hasil yang didapatkan pada penelitian ini adalah nilai rasio konversi 1,15 dan nilai densitas atom mengalami perubahan jumlah nuklida pada jenis nuklida U^{235} sebesar $6,74 \times 10^{19}$ atom/cm³, U^{238} sebesar $1,81 \times 10^{22}$ atom/cm³ dan Pu^{239} sebesar $1,23 \times 10^{21}$ atom/cm³ pada periode *burn up* 70 tahun. Didapatkan nilai faktor multiplikasi (k_{eff}) dari 7 case untuk case 1 sebesar 1,028804, case 2 sebesar 1,025225, case 3 sebesar 1,020466, case 4 sebesar 1,011093, case 5 sebesar 0,9876864, case 6 sebesar 0,9245216 dan case 7 sebesar 0,9245214. Nilai faktor puncak daya semakin tajam yang dipengaruhi dengan lamanya bahan bakar uranium alam yang dibakar.

Kata kunci: SRAC, densitas atom, rasio konversi, *burn up*.

PENDAHULUAN

Energi suatu kebutuhan penting masyarakat dalam kehidupan sehari-hari seperti untuk lampu penerangan, memanaskan, mendinginkan ataupun untuk menggerakkan kembali suatu peralatan mekanik untuk menghasilkan bentuk energi yang lain [1]. PLTN salah satu pembangkit

daya thermal yang menggunakan satu atau beberapa reaktor nuklir sebagai sumber panasnya. Reaksi nuklir merupakan sebuah proses dua partikel nuklir saling berinteraksi untuk memproduksi hasil nuklida yang berbeda dari produk awalnya [2].

Tempat berlangsungnya fisi nuklir ada di reaktor nuklir yang merupakan sebuah proses terjadinya pembelahan inti

atom berat akibat ditumbukkan oleh neutron, pembelahan ini menghasilkan energi, inti atom yang lebih ringan, neutron tambahan dan photon dalam bentuk sinar gamma [3]. Pengendalian semua jenis reaktor pada umumnya dilakukan dengan cara mengendalikan populasi neutron dari hasil reaksi fisi [4].

Bahan bakar merupakan bahan yang akan menyebabkan terjadinya reaksi fisi berantai berlangsung sebagai sumber energi nuklir. Terdapat dua jenis bahan bakar nuklir yaitu bahan fisil dan bahan fertile [5]. Bahan bakar U^{238} dan Pu^{239} sebagai bahan bakar reaktor *Gas Cooled Fast Reactor* (GCFR) dengan moderator pendinginnya menggunakan helium. Keunggulan dari reaktor GCFR yaitu menggunakan bahan bakar berupa uranium alam tanpa pengayaan sehingga ramah lingkungan, lebih ekonomis dan mendukung *non* proliferasi nuklir [6].

Salah satu strategi yang bisa digunakan agar reaktor dapat beroperasi dalam jangka panjang dan lebih ekonomis dalam penggunaan bahan bakar adalah strategi *burn up modified CANDLE*. Yang dikembangkan dari strategi *burn up CANDLE* oleh Prof. Zaki Su'ud, daerah pembakaran teras reaktor dibagi dalam beberapa *region-region* diskrit [7].

Berdasarkan penelitian sebelumnya yang telah dilakukan oleh Feriska, didapatkan hasil bahwa *burn up modified* dengan strategi *shuffling* arah radial dengan periode *burn up* selama 100 tahun yang memungkinkan reaktor beroperasi menggunakan uranium alam tanpa pengayaan [8] maka dilakukan penelitian ini.

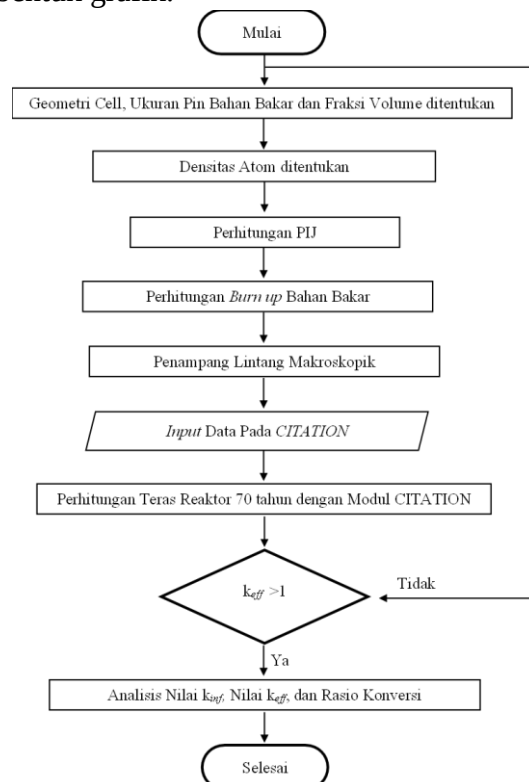
Penelitian yang akan dilakukan menggunakan bahan bakar Uranium Oksida dengan strategi *shuffling* arah radial dengan periode *burn up* selama 70 tahun. Tujuannya, yaitu untuk penerapan hasil *modified CANDLE* pada reaktor GCFR menggunakan bahan bakar uranium oksida

dan periode *burn up* selama 70 tahun dalam penerapan dalam reaktor nuklir lebih efektif. *Modified CANDLE* merupakan suatu sistem *burn up* bahan bakar seperti terbakarnya lilin [9]. Analisis yang akan dilakukan dengan menggunakan CITATION pada program *Standard thermal Reaktor Analysis Code* (SRAC) [10].

METODE PENELITIAN

Penelitian ini dilaksanakan pada bulan Oktober 2022-Januari 2023. Tempat dilaksanakannya penelitian ini adalah jurusan Fisika Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam Universitas Lampung. Alat dan bahan yang digunakan pada penelitian ini yaitu seperangkat Laptop ASUS dengan *Operating System* (OS) Linux Ubuntu 16.04 dan program *Standard Thermal Reaktor Analysis Code* (SRAC). Penelitian ini menggunakan program SRAC. Data yang digunakan adalah JENDL-3.2. Penelitian ini bertujuan untuk menganalisa *burn up modified CANDLE* pada reaktor GCFR dengan bahan bakar uranium oksida. Diawali dengan menentukan geometri *cell*, ukuran pin bahan bakar dan menghitung fraksi volume pada material yang akan digunakan berdasarkan radius dari setiap material sel bahan bakar yang berbentuk lingkaran. Setelah dilakukan perhitungan densitas atom untuk setiap material di dalam teras reaktor. Selanjutnya, melakukan spesifikasi desain teras reaktor menggunakan program SRAC dengan modul PIJ. Setelah diperoleh desain teras reaktor dilakukan perhitungan *burn up*. Dari perhitungan *burn up* diperoleh hasil MACRO yang digunakan sebagai masukan pada kode dasar CITATION. Kode dasar CITATION merupakan modul digunakan untuk pemodelan tingkat teras [10]. Hasil perhitungan yang di peroleh berupa data

numerik, data tersebut digambarkan dalam bentuk grafik.



Gambar 1. Diagram Alir.

HASIL DAN PEMBAHASAN

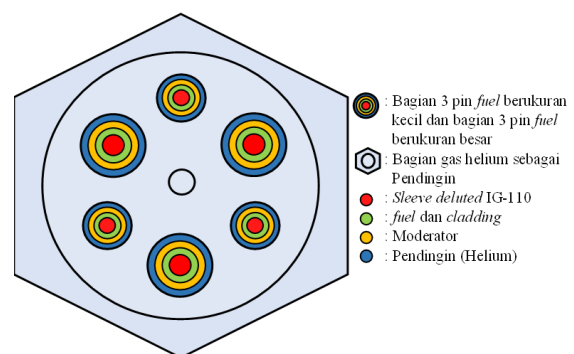
Penentuan Geometri Cell, Fraksi Volume dan Ukuran Pin Bahan Bakar

Penelitian ini dimulai dengan menentukan geometri sel yang akan digunakan sebagai *input* pada kode dasar PIJ. Pada pemodelan ini diperlukan data geometri *assembly* dan data material penyusun.

Tabel 1. Karakteristik bahan bakar.

Parameter	Deskripsi
Tipe Geometri <i>Assembly</i> Bahan Bakar	Heksagonal
<i>Sleeve deluted</i> IG-110	C, B ¹⁰ dan B ¹¹
Bahan Bakar (<i>fuel</i>)	UO ₂
Moderator	Graphite (C, B ¹⁰ dan B ¹¹)
Pendingin	Helium (He)
Temperature (He)	300 °C
Massa Jenis (He)	0,1789 g/cm ³

Berdasarkan Tabel 4.1 diketahui karakteristik bahan bakar bahwa geometri *assembly* bahan bakar yang digunakan pada penelitian ini adalah heksagonal dan material yang digunakan terdiri dari 4 jenis yaitu *Sleeve deluted* IG-110, *fuel* dan cladding, moderator, dan pendingin. Output desain geometri *assembly* bahan bakar reaktor GCFR berbentuk heksagonal yang didefinisikan IGT-12 pada modul PIJ dalam program SRAC. Model geometri *assembly* heksagonal ditunjukkan pada Gambar 2.



Gambar 2. Model geometri *assembly* heksagonal.

Gambar 2 dapat dilihat bahwa volume pin sel bahan bakar yang digunakan terdiri dari 6 pin berbentuk lingkaran berukuran kecil dan besar. *Assembly* heksagonal sebagai pendingin dari reaktor GCFR yang menggunakan gas helium. Analisis reaksi yang terjadi di dalam reaktor, dilanjutkan perhitungan fraksi volume untuk mengetahui besarnya persentase jumlah material penyusun sel bahan bakar [11] yang dapat dihitung berdasarkan Persamaan (1) dan ditunjukkan pada Tabel 2. Jari-jari dapat dilihat pada Gambar 3 dan Gambar 4.

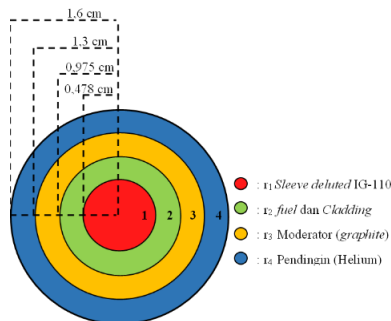
$$\text{Fraksi Volume} = \frac{A_r}{A_{\text{heksa}}} \times 100\% \quad (1)$$

dengan: A_r = luas dari radius material sel bahan bakar berbentuk lingkaran (πr^2) dan A_{heksa} = luas dari geometri sel.

Tabel 2. Fraksi volume bahan bakar.

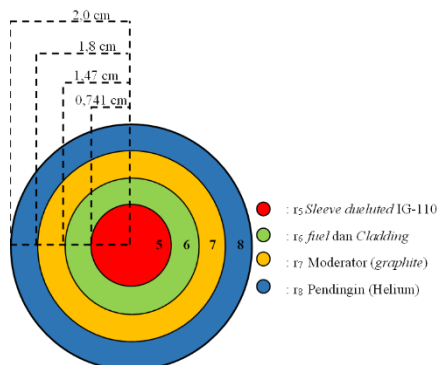
Komponen Material	Fraksi Volume (%)
<i>Sleeve deluted</i> IG-110	2,484
Fuel dan cladding	9,63
Moderator	15,751
Pendingin	20,960
Helium	51,17

Gambar 3 diketahui radius *Sleeve deluted* IG-110, fuel dan cladding, moderator dan pendingin berjari-jari 0,478 cm, 0,975 cm, 1,3 cm dan 1,6 cm. Tiga sel bahan bakar ditempatkan pada radius 5,699 cm dari titik pusat reaktor dengan sudut 60°, 180°, dan 300°.



Gambar 3. Radius (r) bagian 3 pin fuel berukuran kecil.

Gambar 4 diketahui radius *Sleeve deluted* IG-110, fuel dan cladding, moderator dan pendingin berjari-jari 0,741 cm, 1,47 cm, 1,8 cm dan 2,0 cm. Tiga sel bahan bakar ditempatkan pada radius 5,699 cm dari titik pusat reaktor dengan sudut 0°, 120°, dan 240°.



Gambar 4. Radius (r) bagian 3 pin fuel berukuran kecil.

Perhitungan Densitas Atom

Perhitungan densitas atom dilakukan untuk mengetahui nilai densitas atom untuk setiap material di dalam teras reaktor. Dalam mencari densitas atom digunakan Persamaan (2) dan ditunjukkan pada Tabel 3.

$$N = \frac{\rho N_A}{M_r} \quad (2)$$

dengan: N = densitas atom/molekul (atom/cm³), ρ = massa jenis (g/cm³), N_A = bilangan avogadro ($0,602 \times 10^{24}$ atom/mol) dan M_r = massa molekul (gram/mol).

Tabel 3. Hasil perhitungan densitas atom pada bahan bakar.

Nuklida	Densitas atom (10^{24} atom/cm ³)
U ²³⁵ (0,07%)	$1,7115 \times 10^{-3}$
U ²³⁸ (99,93%)	$2,4432 \times 10^{-2}$
He	$2,6870 \times 10^{-2}$
O ₂	$2,1466 \times 10^{-2}$

Perhitungan PIJ

Perhitungan PIJ menggunakan program SRAC-PIJ untuk menentukan spesifikasi desain reaktor diantaranya mencakup geometri, jenis material bahan bakar, struktur grup energi, penampang lintang makroskopik, parameter *burn up* dan komponen reaktor lainnya [12].

Perhitungan *Burn up* Bahan Bakar

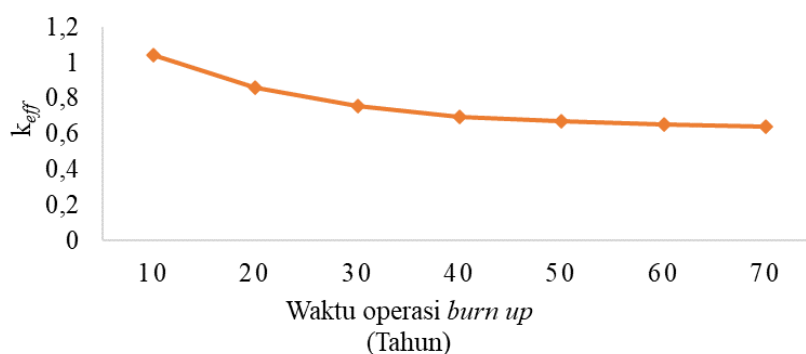
Burn up merupakan perhitungan standar yang menitikberatkan pada manajemen bahan bakar yaitu ukuran konsumsi bahan bakar, proses pembakaran, pengolahan serta banyaknya hasil energi yang dihasilkan per satuan berat bahan bakar yang dinyatakan dalam Megawatt-hari (MWd) dari tiap ton bahan bakar [13].

Burn up dilakukan untuk mengetahui karakteristik perubahan isotop dalam reaktor [13]. Penelitian ini menggunakan 8 periode tahapan *burn up* dapat dicari dengan Persamaan (3).

$$B = \frac{P f t_c(d)}{m \frac{Ar UO_2}{Ar PuO_2}} \quad (3)$$

dengan: B = burn up (MWd/t), P = Daya (MW), f = load factor (0,7), t_c = waktu pembakaran (Tahun), d = Hari selama 1 tahun (365 hari), m = massa bahan bakar (Ton), $Ar UO_2$ = massa atom bahan bakar. Proses burn up diperoleh keluaran setelah masukkan data dan running program pada file burn up. Dari data file burn up diperoleh k_{eff} . Gambar 5 menunjukkan hubungan

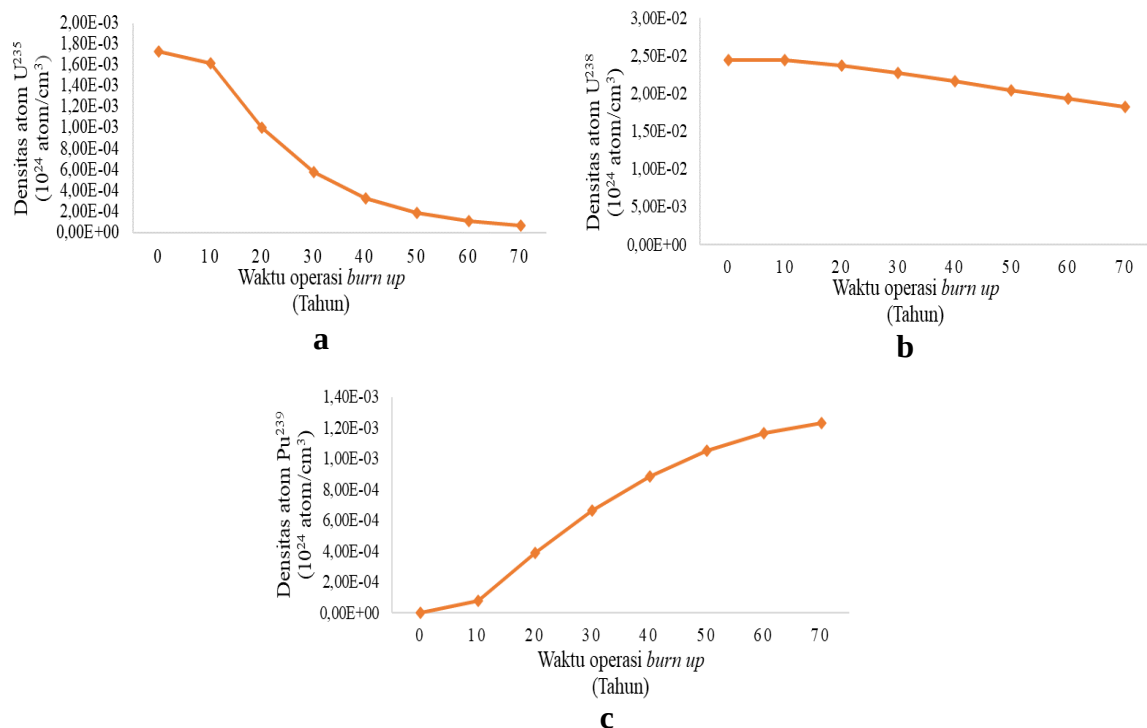
antara faktor multiplikasi (k_{eff}) dengan waktu operasi burn up selama 70 tahun. Terlihat bahwa awal periode burn up reaktor berada dalam keadaan kritis. Periode selanjutnya nilai k_{eff} semakin menurun, yang menunjukkan semakin tinggi tahap periode burn up berpengaruh terhadap nilai k_{eff} dikarenakan terjadinya pengurangan jumlah atom dari bahan bakar [14].



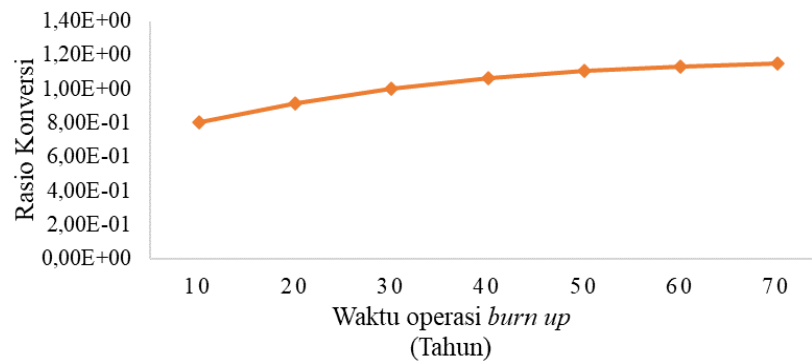
Gambar 5. Hubungan k_{eff} dengan waktu operasi burn up.

Gambar 6 (a) dan (b) nilai densitas U^{235} dan U^{238} semakin menurun. Gambar 6 (c) nilai densitas Pu^{239} bahan bakar pada awal operasi burn up masih nol yang terus mengalami

kenaikan. Hal dikarenakan terjadinya reaksi fisi dalam teras reaktor yang menyebabkan berkurangnya bahan fertil yang berubah menjadi bahan fisil [15].



Gambar 6. Grafik perubahan densitas atom pada (a) U^{235} , (b) U^{238} dan (c) Pu^{239} .



Gambar 7. Hubungan rasio konversi dengan waktu operasi 70 tahun.

Gambar 7 menunjukkan nilai Rasio Konversi semakin meningkat dengan bertambahnya waktu periode *burn up*. Maka **Input Data pada CITATION**

Keluaran yang dihasilkan perhitungan *burn up* digunakan sebagai masukan pada kode dasar CITATION dalam bentuk file MACRO yang disajikan pada Tabel 4. Berdasarkan keluaran tersebut, digunakan 7 bahan bakar yang digunakan untuk perhitungan teras reaktor menggunakan modul CITATION.

Penelitian ini dilakukan sebanyak 7 *case*, setiap *case* data yang diinput material yang berbeda-beda. Perbedaan material yang digunakan pada setiap *case* dilakukan agar dapat diketahui kekritisitas dan kerapatan daya yang didapat dalam jangka waktu pembakaran teras reaktor pada perhitungan teras reaktor dengan modul CITATION.

Tabel 5. Kode Material bahan bakar pada *region* setiap *case*.

Region	Case 1	Case 2	Case 3	Case 4	Case 5	Case 6	Case 7
1	HELIXX6X	HELIXX6X	HELIXX6X	HELIXX6X	HELIXX6X	HELIXX6X	HELIXX6X
2	BURNX11X	BURNX11X	BURNX11X	BURNX11X	BURNX11X	BURNX11X	BURNX11X
3	BURNX11X	BURNX21X	BURNX21X	BURNX21X	BURNX21X	BURNX21X	BURNX21X
4	BURNX11X	BURNX11X	BURNX31X	BURNX31X	BURNX31X	BURNX31X	BURNX31X
5	BURNX11X	BURNX11X	BURNX11X	BURNX41X	BURNX41X	BURNX41X	BURNX41X
6	BURNX11X	BURNX11X	BURNX11X	BURNX11X	BURNX51X	BURNX51X	BURNX51X
7	BURNX11X	BURNX11X	BURNX11X	BURNX11X	BURNX11X	BURNX61X	BURNX61X
8	BURNX11X	BURNX11X	BURNX11X	BURNX11X	BURNX11X	BURNX11X	BURNX71X
9	HELIXX6X	HELIXX6X	HELIXX6X	HELIXX6X	HELIXX6X	HELIXX6X	HELIXX6X

Keterangan : HELIXX6X = kode material reflektor, dan BURNXXX = kode material bahan bakar.

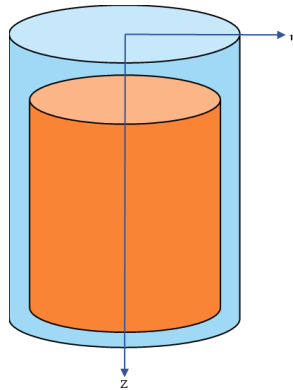
dari itu dibutuhkan perubahan bahan fertil ke bahan fisil yang lebih banyak dalam pengoperasian teras reaktor [16].

Tabel 4. Keluaran *burn up* pada file. MACRO.

Kode Material	Waktu Operasi Burn up (Tahun)	Burn up (MWd/t)
BURNX01X	1	$2,5658 \times 10^3$
BURNX11X	10	$2,5658 \times 10^4$
BURNX21X	20	$5,1316 \times 10^4$
BURNX31X	30	$7,6974 \times 10^4$
BURNX41X	40	$1,02632 \times 10^5$
BURNX51X	50	$1,28290 \times 10^5$
BURNX61X	60	$1,53948 \times 10^5$
BURNX71X	70	$1,79606 \times 10^5$

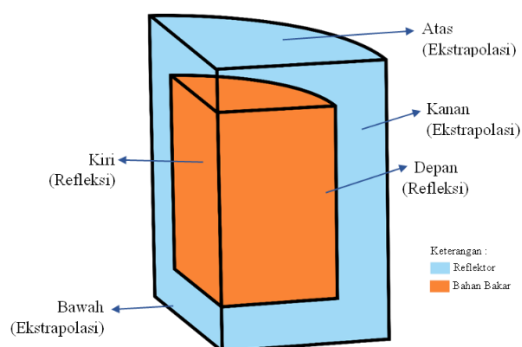
Perhitungan Teras Reaktor dengan Modul CITATION

Kode dasar CITATION merupakan modul digunakan untuk pemodelan tingkat teras. Pada penelitian ini menggunakan model geometri teras silinder (r, z). Penggunaan model geometri teras silinder memungkinkan neutron yang menumbuk reaktor akan dipantulkan kembali ke tengah teras reaktor.



Gambar 8. Geometri teras reaktor.

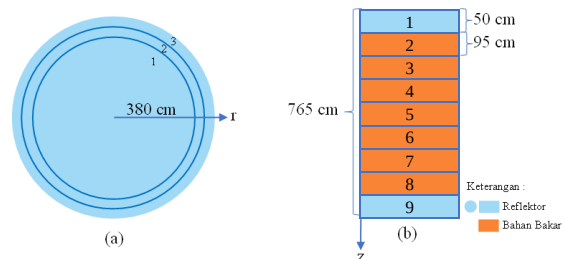
Perhitungan menggunakan modul CITATION pada program SRAC pada $\frac{1}{4}$ bagian dari teras reaktor GCFR ini mengalami keadaan kritis dengan strategi *burn up modified* CANDLES dengan menentukan syarat batas pada setiap bagian teras. Syarat batas digunakan sebagai *input* data pada CITATION pada program SRAC.



Gambar 9. Syarat batas dari $\frac{1}{4}$ bagian teras reaktor.

Selain menentukan syarat batas hal yang akan dilakukan yaitu teras reaktor dibagi menjadi 3 *region* arah radial dan 9 *region* arah aksial. Selanjutnya tentukan ukuran

teras reaktor untuk didapatkan teras reaktor yang ideal dengan memvariasikan ukuran radius (r) yaitu 380 cm sebagai arah radial dan tinggi (z) yaitu 765 cm sebagai arah aksial teras reaktor.



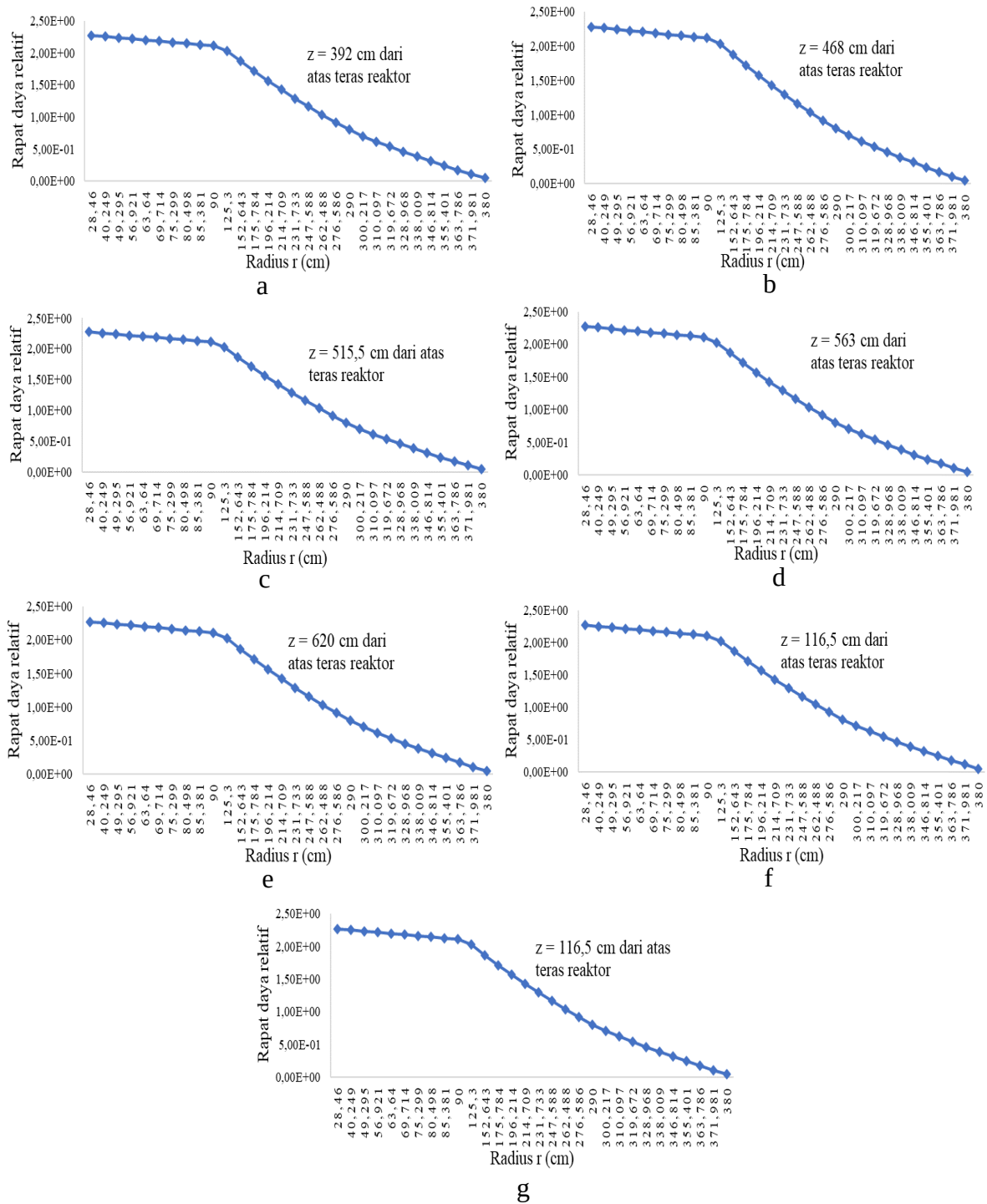
Gambar 10. (a) Pembagian *region* arah radial (3 *region*), (b) Pembagian *region* arah aksial (9 *region*).

Input data CITATION pada penelitian ini dibagi menjadi 7 *case*. Setiap *case* tidak hanya menganalisis tingkat kekritisan adapun rapat daya (*power density*) yang perlu dianalisis. Rapat daya reaktor yaitu besarnya daya yang dihasilkan per satuan volume.

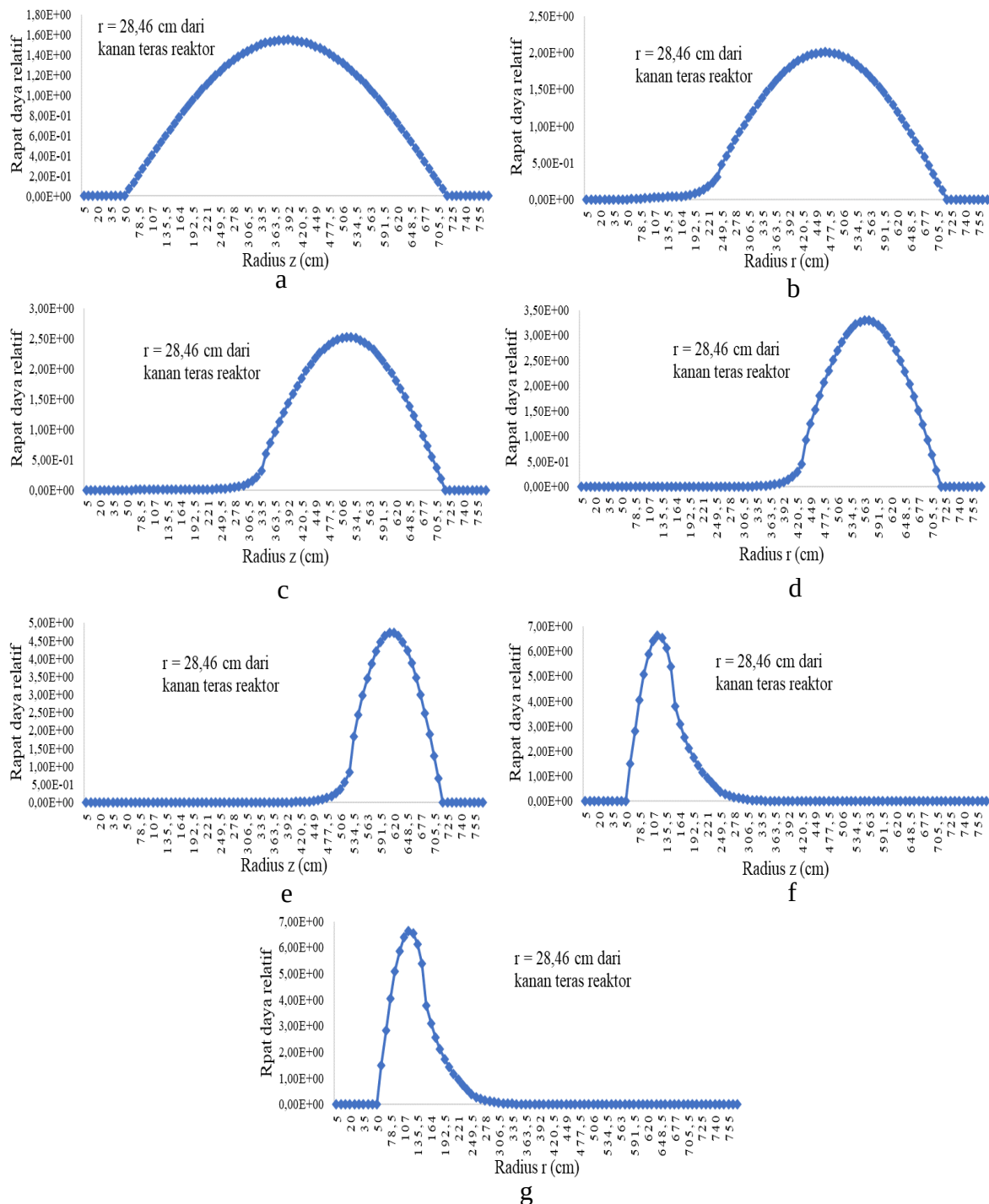
Didapatkan nilai rapat daya relatif pada arah radial teras reaktor dengan radius 380 cm didapatkan nilai rapat daya relatif pada radius (r) yang semakin mengarah keluar teras hal ini dipengaruhi dengan perubahan komposisi bahan bakar di setiap daerah pembakarannya [4].

Kenaikan dan penurunan rapat daya relatif arah aksial dipengaruhi dengan adanya perubahan densitas Pu^{239} dipengaruhi oleh perubahan komposisi bahan fisil di setiap daerah pembakaran bahan bakar [17].

Ria dkk : Analisis *Burn up Modified Candle* pada *Gas Cooled Fast Reactor* (GCFR) dengan Bahan Bakar Uranium Oksida



Gambar 11. Grafik rapat daya relatif arah radial radius 380 cm dari kanan teras reaktor (a) case 1, (b) case 2, (c) case 3, (d) case 4, (e) case 5, (f) case 6 dan (g) case 7.



Gambar 12. Grafik rapat daya relatif arah aksial radius 765 cm dari atas teras reaktor (a) case 1, (b) case 2, (c) case 3, (d) case 4, (e) case 5, (f) case 6 dan (g) case 7.

KESIMPULAN

Nilai densitas atom mengalami perubahan jumlah nuklida pada jenis nuklida U^{235} sebesar $6,74 \times 10^{19}$ atom/cm³, U^{238}

sebesar $1,81 \times 10^{22}$ atom/cm³ dan Pu^{239} sebesar $1,23 \times 10^{21}$ atom/cm³ pada periode *burn up* 70 tahun. Nilai rasio konversi diawal dan diakhir periode *burn up* sebesar $8,07 \times 10^{-1}$ dan 1,15. Perhitungan modul CITATION teras reaktor dibagi 9 region

arah aksial didapatkan nilai faktor multiplikasi (k_{eff}) untuk *case* 1 sebesar 1,028804, *case* 2 sebesar 1,025225, *case* 3 sebesar 1,020466, *case* 4 sebesar 1,011093, *case* 5 sebesar 0,9876864, *case* 6 sebesar 0,9245216 dan *case* 7 sebesar 0,9245214. Perbedaan dalam pengisian bahan bakar mengakibatkan nilai faktor puncak daya yang didapatkan lebih tajam.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] O. P. Prastuti, "Pengaruh Komposisi Air Laut dan Pasir Laut Sebagai Sumber Energi Listrik", *J. Tek. Kim. dan Lingkung.*, vol. 1, no. 1, pp. 35, 2017.
- [2] W. Stacey, "Nuclear energy", *Econ. (United Kingdom)*, vol. 412, no. 8985, 2007.
- [3] D. Y. Tadeus, B. Setiyono, and I. Setiawan, "Simulasi Kendali Daya Reaktor Nuklir dengan Teknik Kontrol Optimal", *Transmisi*, vol. 12, no. 1, pp. 8-13, 2010.
- [4] A. B. Walter, A. E., dan Reynolds, "Fast Breeder Reactors", *Stock. Int Peace Res Inst, Nucl Prolif. Probl, Meet*, pp. 41-55, 1981.
- [5] S. Novalianda, "Power Flattening", *J. Electr. Technol.*, vol. 4, no. 3, pp. 2502-3624, 2019.
- [6] F. Monado *et al.*, "Conceptual design study on very small long-life gas cooled fast reactor using metallic natural U-Zr as fuel cycle input", *AIP Conf. Proc.*, vol. 1584, pp. 105-108, 2014.
- [7] Z. Su'Ud, M. Ilham, N. Widiawati, and H. Sekimoto, "Modified CANDLE Burn up Calculation System, Its Evolution, and Future Development", *J. Phys. Conf. Ser.*, vol. 1090, no. 1, 2018.
- [8] F. H. Irka and Z. Su'ud, "Analisis Burn up pada Reaktor Cepat Berpendingin Gas Menggunakan Bahan Bakar Uranium Alam", *J. Fis. Unand*, vol. 7, no. 2, pp. 78-86, 2015.
- [9] E. Susanty, M. Ariani, I. Royani, Z. Su'ud, and F. Monado, "Desain Konseptual Reaktor Cepat Berpendingin Karbondioksida dan Berbahan Bakar Uranium Alam Dengan Daya 2400 MW", *J. Fis. Unand*, 2020.
- [10] K. Okumura, *et al.*, "50 + years of INIS", 2007.
- [11] J. J. Duderstadt and L. J. Homilton, "Nuclear reactor analysis", *Proceedings of the IEEE*, vol. 66, no. 5, pp. 611-612, 1976.
- [12] Adiwardojo, A. N. Lasman, Ruslan, E. M. Parmanto, and E. Effendi, "Mengenal Reaktor Nuklir dan Manfaatnya", pp. 1, 2010.
- [13] M. Ariani *et al.*, "Optimization of small long life gas cooled fast reactors with natural Uranium as fuel cycle input", *Appl. Mech. Mater.*, vol. 261-262, pp. 307-311, 2013.
- [14] R. Septi, Dr. M. Ali Shafii, Feriska Handayani Irka, "Analisis Neutronik Sodium-Cooled Fast Reactor (SFR) Berdasarkan Variasi Bahan Bakar MOX, UN-PuN dan U-Zr," *J. Fis. Unand*, 2018.
- [15] L. Munita, M. A. Shafii, F. H. Irka, and Z. Su'ud, "Analisis Kekritisian Lead-Cooled Fast Reactor (LFR) Berdasarkan Variasi Bahan Bakar (U-Zr dan UN-PuN)," *J. Fis. Unand*, vol. 7, no. 1, pp. 80-83, 2018.
- [16] E. Y. Putri, M. A. Shafii, and F. H. Irka, "Analisis Neutronik pada Sodium-Cooled Fast Reactor (SFR) dengan Variasi Daya Keluaran," *J. Fis. Unand*, vol. 2, no. 1, pp. 1-13, 2018.
- [17] Z. Su'Ud *et al.*, "Design Study of Small Modified CANDLE based Long Life Gas Cooled Fast Reactors," *Energy Procedia*, vol. 131, pp. 6-14, 2017.