

**Bidang Penelitian:
Energi Baru dan
Terbarukan**

**LAPORAN AKHIR
PENELITIAN UNGGULAN KOMPETITIF
UNIVERSITAS SRIWIJAYA**

**OPTIMASI PROGRAM ANALISA NEUTRONIK DAN
TERMALHIDROLIK UNTUK REAKTOR CEPAT BERPENDINGIN
HELIUM DENGAN VARIASI BAHAN BAKAR URANIUM, THORIUM
DAN PLUTONIUM**



Oleh:

Ketua Peneliti : Dr. Menik Ariani, S.Si., M.Si (0025117201)
Anggota Peneliti : Dr. Fiber Monado, S.Si., M.Si (0023027001)
Akmal Johan, S.Si., M.Si (0021127309)

Dibiayai oleh:
Anggaran DIPA Badan Layanan Umum
Universitas Sriwijaya Tahun Anggaran 2022
Nomor SP DIPA-023.17.2.677515/2022, tanggal 13 Desember 2022
Sesuai dengan SK Rektor
Nomor : 0109/UN9.3.1/SK/2022
Tanggal 28 April 2022

**JURUSAN FISIKA
FAKULTAS MATEMATIKA DAN ILMU PENGETAHUAN
UNIVERSITAS SRIWIJAYA
Tahun 2022**

**HALAMAN PENGESAHAN LAPORAN AKHIR
SKEMA PENELITIAN UNGGULAN KOMPETITIF**

1. Judul Penelitian : Optimasi Program Analisa Neutronik dan Termalhidrolik untuk Reaktor Cepat Berpendingin Helium dengan Variasi Bahan Bakar Uranium, Thorium dan Plutonium
2. Bidang Penelitian : Energi Baru dan Terbarukan
3. Ketua Peneliti
- a. Nama Lengkap : Dr. Menik Ariani, S.Si., M.Si
 - b. Jenis Kelamin : perempuan
 - c. NIDN/NIDK : 0025117201
 - d. Pangkat dan Golongan : Penata / IIIc
 - e. Pendidikan Terakhir : S3
 - f. Jabatan Fungsional : Lektor
 - g. Fakultas/Jurusan/Prodi : Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam / Fisika
 - h. Alamat/Kantor : jl Palembang Prabumulih km 32 Indralaya Ogan Ilir
 - i. Telepon/Faks : 0711580056
 - j. Alamat Rumah : jl Enim No. 4 Demang Lebar Daun Palembang
 - k. Telepon/HP/Faks/E-mail : 081373101248 / menik_ariani@unsri.ac.id
- 4 Jumlah Anggota Peneliti : 2
- a. Nama Anggota I : Dr. Fiber Monado, S.Si., M.Si
NIDN/NIDK : 0025027002
 - b. Nama Anggota II : Akmal Johan, S.Si., M.Si
- 5 Jangka Waktu Penelitian : 1 tahun
6. Jumlah Dana yang Disetujui : Rp 56.000.000
7. Target Luaran TKT : 3
8. Nama, NIM dan Jurusan/Program Studi/BKU Mahasiswa yang Terlibat
- 1. Annisa Rahmadina / 08021281823022/ S1 Fisika
 - 2. Anggun Aprilia /08021281823016/S1 Fisika
 - 3. Dian Marini/0807268192302/S2 Fisika

Mengetahui
Dekan Fakultas MIPA



Prof. Hermansyah, S.Si., M.Si., Ph.D
NIP. 197111191997021001

Palembang, 15 November 2022
Ketua Peneliti,

Dr. Menik Ariani, S.Si., M.Si
NIP. 197211252000122001

Indralaya, November 2022
Ketua LPPM Universitas Sriwijaya,

Samsuryadi, S.Si., M.Kom., Ph.D.
NIP. 197102041997021003

RINGKASAN

Optimasi Program Analisa Neutronik dan Termalhidrolik untuk Reaktor Cepat Berpendingin Helium dengan Variasi Bahan Bakar Uranium, Thorium dan Plutonium

Energi nuklir merupakan sumber energi baru yang dapat dijadikan alternatif dalam penyediaan sumber listrik di Indonesia. Penggunaan energi ini menjaga udara tetap bersih karena tidak menghasilkan polusi udara penyebab efek rumah kaca. Desain reaktor penghasil daya listrik yang menggunakan reaksi inti sebagai sumber energi termal harus memenuhi persyaratan fundamental seperti efisiensi *burnup* bahan bakar, reaktivitas stabil dan mampu memenuhi batas-batas keselamatan. Simulasi rinci dari hasil desain beserta analisis kecelakaan reaktor sangat kompleks karena melibatkan persamaan transport neutron, distribusi temperatur dan tekanan tiap komponen elemen bahan bakar. Untuk itu diperlukan sumber daya komputasi yang dapat membantu mewujudkan desain reaktor yang memenuhi kriteria dan standar keselamatan.

Penelitian ini mengoptimasi sejumlah kode komputer terintegrasi (dibangun dari bahasa pemrograman Fortran, C dan *C-shell*) dengan library *Japanese Evaluated Neutron Data Library* (JENDL) yang dapat digunakan untuk menentukan parameter survey dari suatu desain teras reaktor yang memiliki efisiensi dan keselamatan tinggi. Bagian pertama kode terkait dengan perhitungan fluks neutron dengan persamaan transport. Bagian kedua terkait faktor penyusutan sel bahan bakar. Bagian ketiga berisi penyelesaian persamaan difusi multigrup untuk penentuan tingkat kritikalitas reaktor dan distribusi daya. Bagian ke-empat terkait aspek termalhidrolik yang membahas perpindahan energi termal yang dihasilkan dari reaksi fisi serta efisiensi dari proses pembangkitan panas. Ketiga bagian kode program ini dirancang saling berhubungan sehingga dapat terwujud sistem komputasi terintegrasi untuk menghasilkan data analisis desain dan optimasi burnup reaktor daya GCFR 900 MWt berbasis thorium-uranium-plutonium mixed fuel yang dapat beroperasi dalam jangka panjang serta memenuhi kriteria keamanan dan ekonomis. Strategi burnup bahan bakar menggunakan Modified CANDL dengan arah axial dan radial *shuffling*.

Kata kunci: energi, reaktor, komputasi, optimasi, termalhidrolik

BAB I. PENDAHULUAN

I.1. Latar Belakang

Saat ini di Indonesia terjadi keterbatasan sumber energi terutama energi bahan bakar fosil seperti minyak bumi, gas dan batubara sebagai bahan penunjang utama dalam kelistrikan. Energi nuklir dapat dipertimbangkan menjadi salah satu sumber energi listrik alternatif di Indonesia. Penelitian mengenai potensi nuklir sebagai sumber energi baru sesuai dengan RENSTRA dan RIP (Rencana Induk Pengembangan Penelitian dan Pengabdian Masyarakat) Universitas Sriwijaya. Penelitian unggulan Universitas Sriwijaya diarahkan pada penelitian di bidang ketahanan pangan, energi baru dan terbarukan, lingkungan dan keanekaragaman hayati.

Penelitian ini mengkaji reaktor generasi IV yang memanfaatkan sel bahan bakar berbasis inti atom. Terkait efisiensi pemanfaatan bahan bakar, strategi baru untuk *burnup* bahan bakar yaitu *Modified CANDLE* memungkinkan negara terlepas dari ketergantungan pada teknologi *enrichment* (pengayaan) uranium/thorium. Dengan teknologi ini sekali reaktor telah berjalan maka untuk selanjutnya hanya diperlukan penyediaan bahan bakar uranium atau thorium alam. (Ariani et al., 2011; Ariani, et al, 2016, Monado et al., 2013; Monado et al., 2020; Su'ud & Sekimoto, 2013, Su'ud et al, 2016).

Simulasi rinci dari hasil desain beserta analisis kecelakaan reaktor sangat kompleks karena memerlukan kombinasi analisis neutronik dan termal hidrolis yang memerlukan banyak waktu komputasi. Untuk itu diperlukan pengembangan kode komputer terintegrasi yang dapat digunakan untuk membantu mewujudkan rancangan reaktor yang memenuhi standar parameter dan kriteria keselamatan yang diinginkan (Ariani, 2020).

I.2. Tujuan Khusus

Simulasi desain teras reaktor beserta analisis keselamatan reaktor diwujudkan melalui sistem komputasi terintegrasi yang terdiri dari kode komputer untuk menghitung:

1. laju perubahan komposisi bahan bakar akibat variasi komposisi isotopik terhadap ruang dan waktu
2. distribusi daya yang dihasilkan di dalam teras reaktor selama satu siklus pengisian bahan bakar
3. parameter desain neutronik untuk reaktor yang kritis meliputi faktor kritikalitas, *excess reactivity*, *level burnup* serta densitas daya dan atom
4. perpindahan energi termal yang dihasilkan dari reaksi fisi serta efisiensi dari proses pembangkitan panas

I.3. Urgensi (Keutamaan) Penelitian

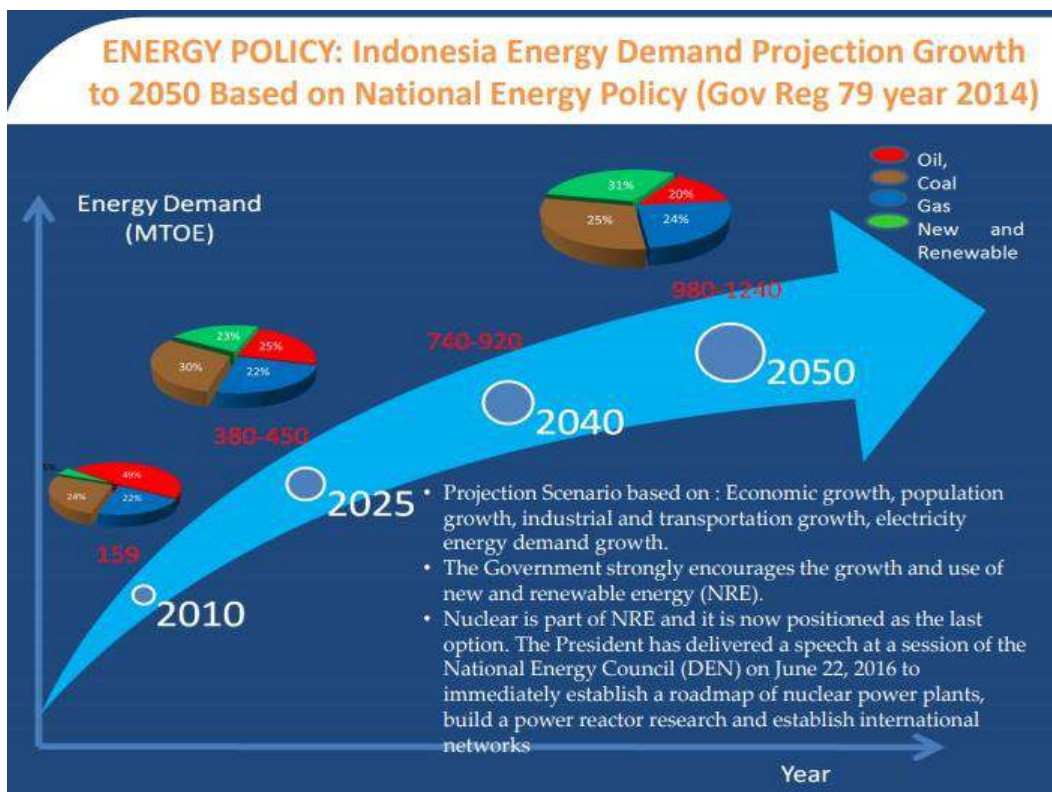
Energi yang dihasilkan dari reaksi fisi pada reaktor nuklir menjadi salah satu sumber energi baru yang dapat mengatasi permasalahan krisis energi. Seiring dengan perkembangan reaktor nuklir, empat hal penting yang diidentifikasi *Gen IV International Forum* (GIF) yang harus diperhatikan dalam pengoperasian reaktor nuklir sebagai sumber energi masa depan, yaitu: pengembangan sumber energi berkelanjutan, mempertahankan atau meningkatkan daya saing, memperbaiki dan meningkatkan aspek keselamatan dan aspek kehandalan, serta memastikan ketahanan proliferasi dan perlindungan fisik (Kooyman & Buiron, 2016).

Disain reaktor merupakan bagian yang penting dalam tahap perancangan sebuah reaktor nuklir. Penelitian ini menerapkan strategi baru untuk *burnup* bahan bakar yang berbeda dengan reaktor konvensional yaitu *Modified CANDLE* melalui mekanisme *breed-burn* (Sekimoto & Yan, 2008; Su'ud et al., 2018). Keunggulan jika menggunakan konsep *Modified CANDLE* adalah lepasnya ketergantungan dari teknologi pengayaan uranium/thorium dan pemrosesan ulang bahan bakar nuklir yang saat ini dikuasai oleh negara-negara maju.

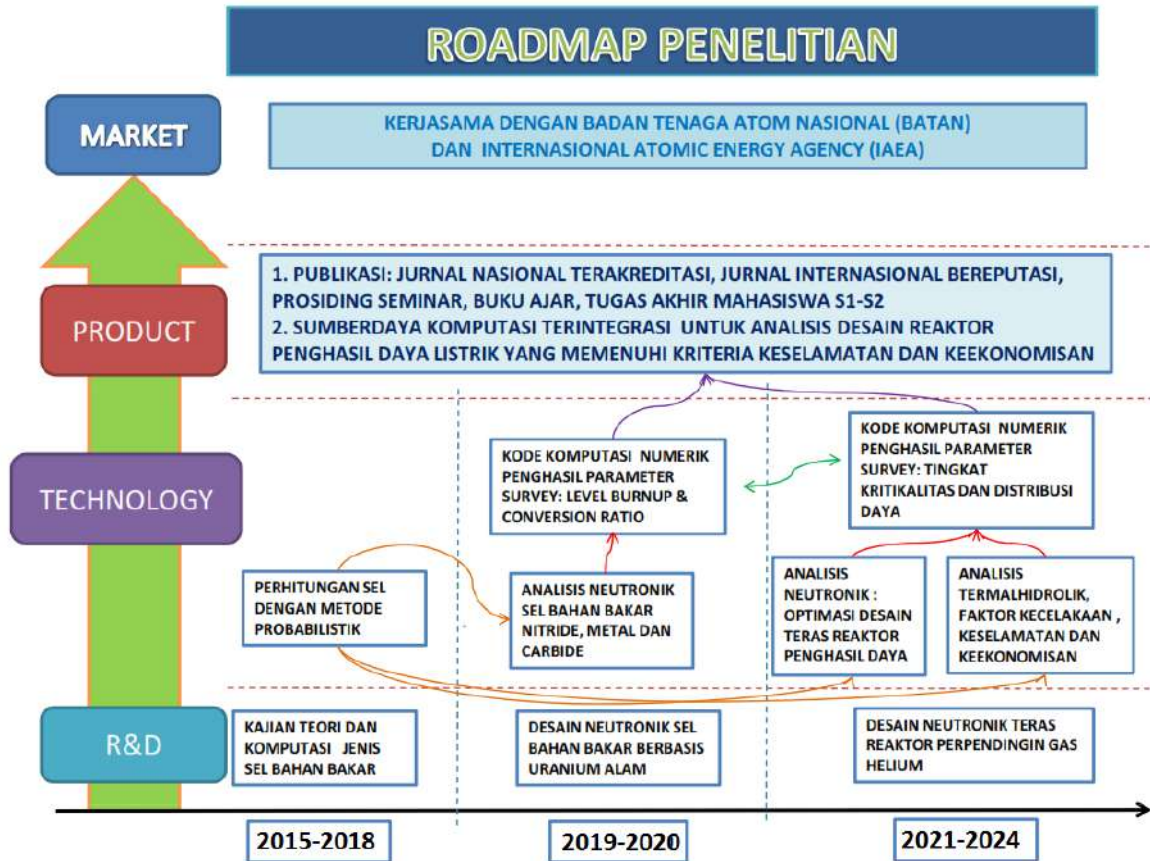
Desain konseptual reaktor yang memenuhi standar ekonomis dan keselamatan yang tinggi memerlukan sejumlah perangkat sistem analisis. Untuk itu diperlukan pengembangan kode komputer terintegrasi serta sumberdaya komputasi yang baik sehingga dapat digunakan untuk membantu mewujudkan rancangan reaktor yang memenuhi standar parameter dan kriteria keselamatan yang diinginkan.

Bab II. TINJAUAN PUSTAKA

Roadmap penelitian ini dimulai dengan memperhatikan roadmap pengembangan energi baru dan terbarukan menurut pemerintah Indonesia dan universitas. Penelitian mengenai desain reaktor berbahan bakar uranium alam dan thorium menjadi bagian dari penelitian di bidang pengembangan energi alternatif melalui energi baru (nuklir/inti atom) dan terbarukan (geotermal, angin, sel surya, hydro, biomassa). Roadmap Energy Policy Indonesia disajikan pada Gambar 2.1 dan Roadmap penelitian disajikan pada Gambar 2.2



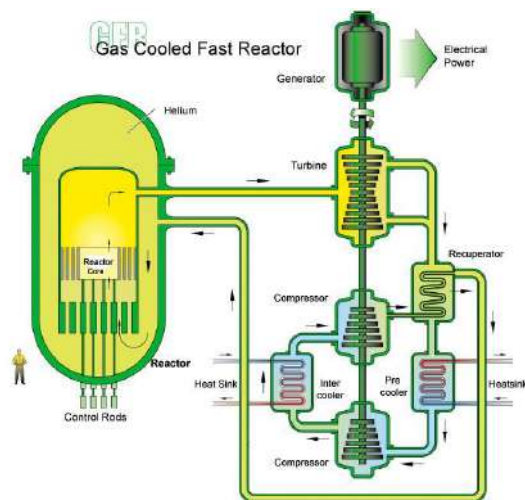
Gambar 2.1 Roadmap *Energy Policy* Indonesia



Gambar 2.2 Roadmap penelitian

II.1. Konsep Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir

Skema PLTN dengan teras reaktor jenis GCFR (*Gas Cooled Fast Reactor*) disajikan pada Gbr 2.3.



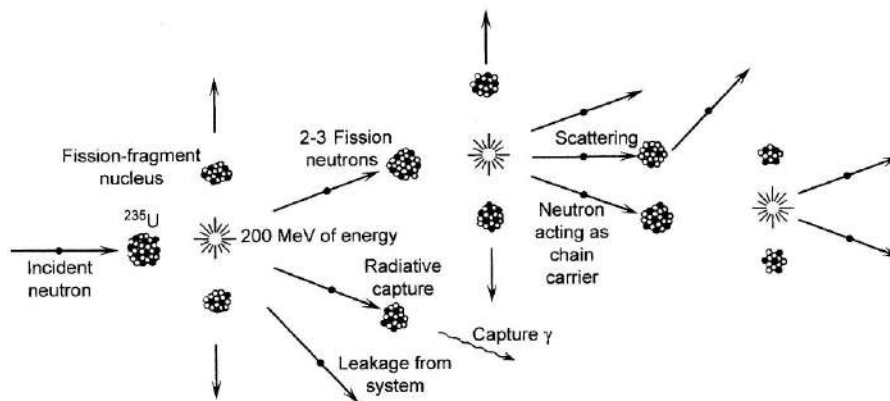
Gambar 2.3. Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir jenis Gas Cooled Fast Reactor (https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_42148/gas-cooled-fast-reactor-gfr)

Seperti halnya reaktor dengan pendingin gas spektrum termal seperti GT-MHR dan PBMR, temperatur *outlet* yang tinggi dari pendingin Helium memungkinkan untuk menghasilkan listrik, hidrogen atau proses panas lain dengan efisiensi tinggi (Shamanin, Bedenko, Chertkov, & Gubaydulin, 2016). Melalui kombinasi dari spektrum neutron cepat dan aktinida *full recycle*, GCFR mampu meminimisasi produksi limbah isotop radioaktif jangka panjang. Spektrum cepat GCFR juga memungkinkan untuk memanfaatkan material fisil yang tersedia serta material fertil (Yang, Shi, Bi, & Tang, 2016).

II.2. Reaksi Fisi

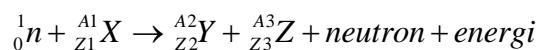
2.2.1 Reaksi Fisi Uranium

Reaksi fisi adalah pembelahan inti atom berat menjadi inti-inti atom yang lebih ringan akibat tumbukan dengan neutron, yang menghasilkan energi dalam 200 MeV yang setara dengan 3.204×10^{-11} Joule (Gambar II.2).

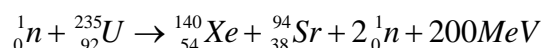


Gambar 2.4. Skema reaksi fisi berantai (Stacey, 2007)

Persamaan umum reaksi fisi yaitu:

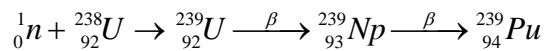


Contoh dari reaksi fisi yaitu yang terjadi pada ini Uranium-235,



Uranium-235 merupakan satu-satunya bahan fisil yang terdapat secara alami. Kandungan U-235 dalam Uranium alam hanya 0.7%, sedangkan sisanya adalah

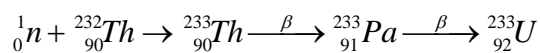
Uranium-238 sekitar 99.3%. Dengan reaksi penangkapan neutron, Uranium-238 akan menjadi radioaktif kemudian meluruh menjadi Plutonium-239 dengan reaksi:



Pu-239 merupakan isotop radioaktif dan tergolong bahan fisil sehingga jika ada neutron dengan sembarang energi menumbuk Pu-239, maka akan terjadi reaksi fisi (Fiori & Zhou, 2015). Waktu paruhnya mencapai 24.4 ribu tahun sehingga cukup stabil untuk digunakan dan disimpan sebagai bahan bakar.

2.2.2 Thorium sebagai Bahan Bakar

Reaksi penangkapan neutron yang terjadi adalah (Mustafa & Amin, 2019),:



Thorium alam di permukaan bumi mencapai 4 kali lipat dibandingkan uranium alam (Björk, 2018; Guifeng, 2019). Selain itu thorium dioksida secara kimia juga lebih stabil dan tahan radiasi dibanding uranium dioksida (Dobuchi, Takeda, & Kitada, 2016).

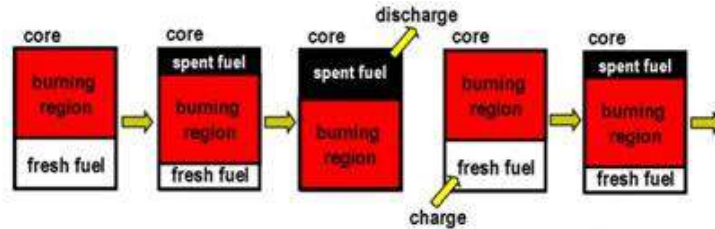
2.2.3 Mekanisme *Breed and Burn*

Breed and burn merupakan strategi yang digunakan untuk membiakkan material fertil menjadi material fisil yang dapat digunakan sebagai bahan bakar pada reaktor cepat. Studi tentang konsep reaktor B&B yang hanya menggunakan uranium pada mulanya diteliti oleh Feinberg pada tahun 1958, selain itu konsep reaktor *Travelling Wave Reactor*, dan konsep reaktor CANDLE yang diusulkan oleh Hiroshi Sekimoto (Nakae, Ozawa, Ohta, Ogata, & Sekimoto, 2011; Sekimoto & Nagata, 2010; Sekimoto, Nakayama, & Taguchi, 2010)

Daerah pembakaran reaktor CANDLE bergerak sepanjang sumbu reaktor dengan kecepatan sebanding dengan keluaran energi. Distribusi rapat atom, fluks neutron, dan rapat daya dalam daerah pembakaran tersebut tidak berubah dalam proses penjalaran tersebut (Nakayama, Okawa, & Sekimoto, 2011; Okawa, Nakayama, & Sekimoto, 2012; Okawa & Sekimoto, 2011; Yan & Sekimoto, 2008)

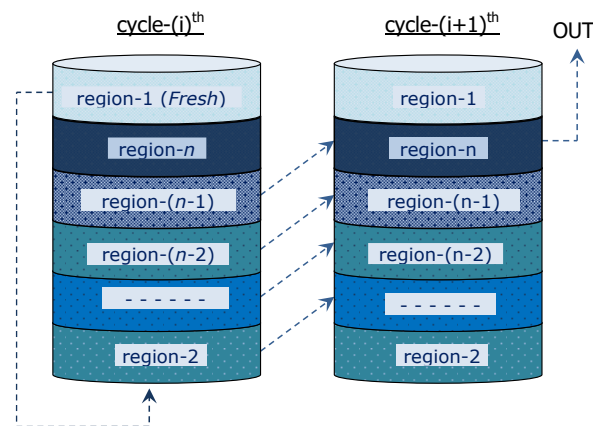
II.3. Konsep *BurnupModified* CANDLE

Saat startup teras reaktor CANDLE terdiri dari dua daerah yaitu *burning region* dan *fresh fuel*. Wilayah pembakaran bergerak sepanjang teras arah aksial. Kecepatannya proporsional dengan output daya yang dihasilkan, tanpa perubahan pada distribusi densitas nuklida, fluks neutron dan densitas daya (Gambar 2.5).



Gambar 2.5. Konsep *burnup* teras reaktor CANDLE (Sekimoto & Nagata, 2010)

Modifikasi ke teras *Modified* CANDLE dilakukan dengan cara membagi teras aktif (dalam arah aksial) menjadi sejumlah bagian (*region*) yang masing-masing berisi bahan bakar dengan komposisi tertentu (Ariani et al., 2013; Su'ud & Sekimoto, 2013, Ariani et.al, 2020).



Gambar 2.6 Konsep dasar *burnup* untuk teras reaktor *Modified*CANDLE

Skema *burnupModified* CANDLE secara umum dijelaskan pada Gambar 2.6. Teras aktif dibagi (dalam arah aksial) menjadi n bagian dengan volume sama. *Region-1* di bagian paling atas diisi dengan bahan fertil uranium alam. *Region-2* diisi bahan bakar yang mengandung plutonium sebesar $P(1)$. *Region-3* diisi dengan bahan bakar yang mengandung plutonium sebesar $P(2)$, demikian seterusnya sampai *Region-n* diisi dengan bahan bakar yang mengandung plutonium sebesar $P(n+1)$.

Setelah satu siklus (periode) operasi reaktor maka akumulasi plutonium hasil burnup uranium alam di *Region-n* sudah setara dengan $P(n)$. Dengan kondisi ini maka *Region-1* dipindahkan ke *Region-2*, seterusnya sehingga *Region (n-1)* dipindahkan ke *Region-n*. Isi *Region-n* yang telah habis masa pakainya dikeluarkan dari teras dan *Region-1* diisi kembali dengan bahan bakar *fresh* yaitu uranium alam.

II.4 Analisis Neutronik dan Termalhidrolik pada Desain Reaktor

2.4.1 Persamaan Difusi Multigrup

Persamaan difusi multigrup diturunkan dari konsep keseimbangan fluks neutron yang menggambarkan hubungan antara laju produksi, serapan dan bocoran neutron. .

Persamaan difusi multigrup dapat ditulis sbb:

$$\begin{bmatrix} \text{laju} \\ \text{perubahan} \\ \text{jumlah} \\ \text{neutron}(g) \end{bmatrix} = - \begin{bmatrix} \text{perubahan} \\ \text{karena} \\ \text{leakage} \\ \text{(kebocoran)} \end{bmatrix} - \begin{bmatrix} \text{Perubahan} \\ \text{karena} \\ \text{absorpsi} \\ \text{(g)} \end{bmatrix} + \begin{bmatrix} \text{Sumber} \\ \text{neutron} \\ \text{dari fisi} \\ \text{(g)} \end{bmatrix} - \begin{bmatrix} \text{Neutron} \\ \text{hilang} \\ \text{karena} \\ \text{hamburan}(g) \end{bmatrix} + \begin{bmatrix} \text{Neutron} \\ \text{masuk} \\ \text{karena} \\ \text{hamburan}(g) \end{bmatrix}$$

Berdasarkan persamaan keseimbangan neutron maka persamaan difusi secara matematis dapat dituliskan sebagai berikut (Duderstadt & Hamilton, 1976)

$$\frac{1}{v_g} \frac{\partial \phi_g}{\partial t} = \nabla \cdot D_g \nabla \phi_g - \sum_{ag} \phi_g + S_g - \sum_{sg} \phi_g + \sum_{g'=1}^G \sum_{sgg'} \phi_{g'} \quad (2.1)$$

dengan *scattered-out cross section* $\sum_{sg} = \sum_{g'=1}^G \sum_{sgg'}$ yang menggambarkan

probabilitas neutron mengalami reaksi hamburan dan perubahan energi sehingga berpindah grup energi.

Komponen suku sumber akibat fisi yaitu :

$$S_g = \chi_g \sum_{g'=1}^G v_{g'} \sum_{fg'} \phi_{g'} + S_g^{ext} \quad (2.2)$$

Aproksimasi beda hingga (*finite difference*) untuk persamaan difusi multigrup yaitu:

$$\begin{aligned}
& \left(\frac{D_g A^{i,j,j+1}}{\Delta z} \right) \phi_g^{i,j,j+1} + \left(\frac{D_g A^{i,i+1,j}}{\Delta r} \right) \phi_g^{i+1,j} + \left(\frac{D_g A^{i-1,i,j}}{\Delta r} \right) \phi_g^{i-1,j} + \left(\frac{D_g A^{i,j-1,j}}{\Delta z} \right) \phi_g^{i,j-1} + \\
& \left\{ \frac{D_g A^{i,j,j+1}}{\Delta z} + \frac{D_g A^{i,i+1,j}}{\Delta r} + \frac{D_g A^{i-1,i,j}}{\Delta r} + \frac{D_g A^{i,j-1,j}}{\Delta z} + \sum_{Rg} V^{i,j} \right\} \phi_g^{i,j} = \quad (2.3) \\
& \frac{\chi_g}{k} \sum_{g^i} \nu_{g^i} \sum_{f g^i} \phi_g^{i,j} V^{i,j} + \sum_{g^i} \sum_{s g^i} \phi_g^{i,j} V^{i,j}
\end{aligned}$$

Beberapa metode iteratif seperti Iterasi Jacobi, Gauss Seidel dan SOR (*successive over relation*) dapat digunakan untuk mencapai keadaan konvergen dengan orde *error* tertentu, yaitu:

$$\left| \frac{\phi_{g,i,j}^{n+1} - \phi_{g,i,j}^n}{\phi_{g,i,j}^n} \right| < \varepsilon \text{ untuk seluruh } g,i,j$$

2.4.2 Depleksi (*Burnup*) Bahan Bakar

Perubahannya komposisi material sangat kompleks karena variasi komposisi isotopik terhadap ruang dan waktu bergantung pada distribusi fluks neutron. Secara matematis laju perubahan densitas jumlah inti pada nuklida-A yaitu(Duderstadt & Hamilton, 1976):

$$\frac{dN_A}{dt} = -\lambda_A N_A - \left[\sum_g \sigma_{Ag}^A \phi_g \right] N_A + \lambda_B N_B + \left[\sum_g \sigma_{\lambda g}^C \phi_g \right] N_C \quad (2.4)$$

N_A adalah densitas untuk nuklida jenis A. Suku $\lambda_A N_A$ adalah bagian yang hilang karena peluruhan radioaktif, sedangkan $\left[\sum_g \sigma_{Ag}^A \phi_g \right] N_A$ adalah bagian yang hilang karena tangkapan neutron, suku $\lambda_B N_B$ merupakan nuklida tambahan nuklida A akibat peluruhan B menjadi A dan suku $\left[\sum_g \sigma_{\lambda g}^C \phi_g \right] N_C$ adalah perubahan dari C menjadi A melalui tangkapan neutron. Untuk mendapatkan distribusi fluks yang menjadi dasar untuk analisis neutronik dari desain teras yang dibuat maka persamaan *burnup* harus dipecahkan secara bergantian dengan persamaan difusi multigrup.

2.4.3 Optimasi Teras

Optimasi terhadap profil daya keluaran dilakukan untuk meminimalkan efek *power peaking* sehingga berpengaruh pada risiko keselamatan. Usaha untuk mendapatkan daya yang lebih *flat* (rata) dapat dilakukan dengan mengatur komposisi bahan bakar di sepanjang teras arah radial. Penambahan material yang memiliki laju produksi neutron lebih rendah ditempatkan di bagian dalam teras. Dengan komposisi jumlah yang tepat maka di perbatasan antara dua jenis material yang berbeda terjadi populasi neutron yang relatif sama/seimbang sehingga dapat diperoleh nilai yang sama di setiap titik radial (Okawa et al., 2012).

2.4.3 Analisis Termal Hidrolik

Analisis termalhidrolik berkaitan dengan transfer panas dari bahan bakar ke fluida pendingin. Distribusi kerapatan daya dalam teras reaktor apabila besaran distribusi fluks neutron $\phi(\vec{r})$ dalam teras reaktor telah diketahui, dapat dihitung dengan menggunakan persamaan 2.5.

$$q'''(\vec{r}) = E_f \Sigma_f \phi(\vec{r}) \quad (2.5)$$

dengan;

$q'''(\vec{r})$: kerapatan daya volumetrik (W/cm³)

E_f : energi yang dilepaskan pada satu reaksi fisi (Joule)

Σ_f : cross section makroskopik fisi (cm⁻¹)

Sedangkan daya termal total pada teras reaktor

$$MW_t = q'''_{average} V_{core} \quad (2.6)$$

MW_t : daya termal teras reaktor (Watt)

$q'''_{average}$: kerapatan daya rata-rata (Watt/cm³)

V_{core} : volume teras reaktor (cm³)

Distribusi temperatur pada fuel pellet, gap, clad, dan coolant dapat dihitung dengan persamaan 2.7 sampai 2.11.

$$q' = 2\pi r_f q'''_{fuel} \quad (2.7)$$

$$\Delta T_{fuel} = \frac{q'}{4\pi k_f} \quad (2.8)$$

$$\Delta T_{gap} = \frac{q'}{2\pi r_f h_G} \quad (2.9)$$

$$\Delta T_{clad} = \frac{q' t_c}{2\pi r_f k_c} \quad (2.10)$$

$$\Delta T_{coolant} = \frac{q'}{2\pi h_s (r_f + t_c)} \quad (2.11)$$

h_G : koefisien transfer panas pada gap

t_c : ketebalan clad

k_c : konduktivitas termal clad

h_s : koefisien transfer panas konvektif *clad surface-coolant flow*

T_{CL} : *centerline temperature*, temperatur pada pusat sumbu silinder fuel pellet

T_{FL} : *flow temperature*, temperatur aliran coolant

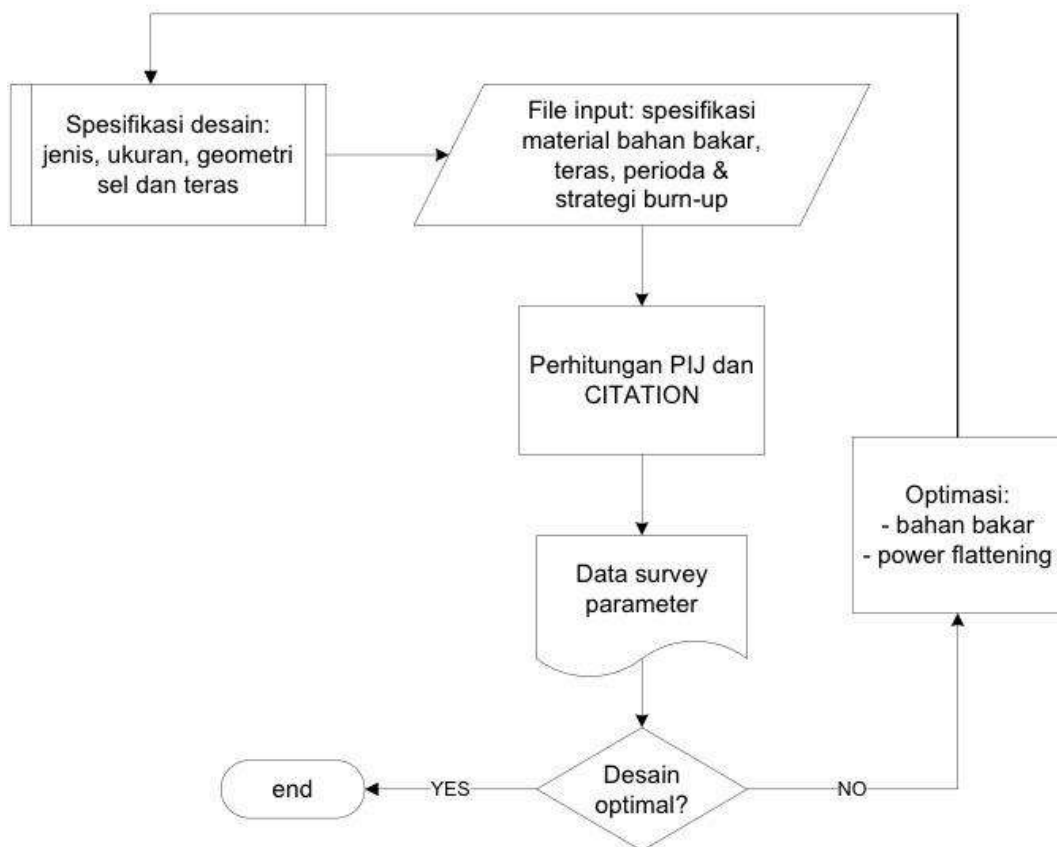
BAB III. METODE PENELITIAN

3.1. Desain Sistem Komputasi

Kode komputer terintegrasi diwujudkan melalui bantuan perangkat komputer dengan spesifikasi sebagai berikut:

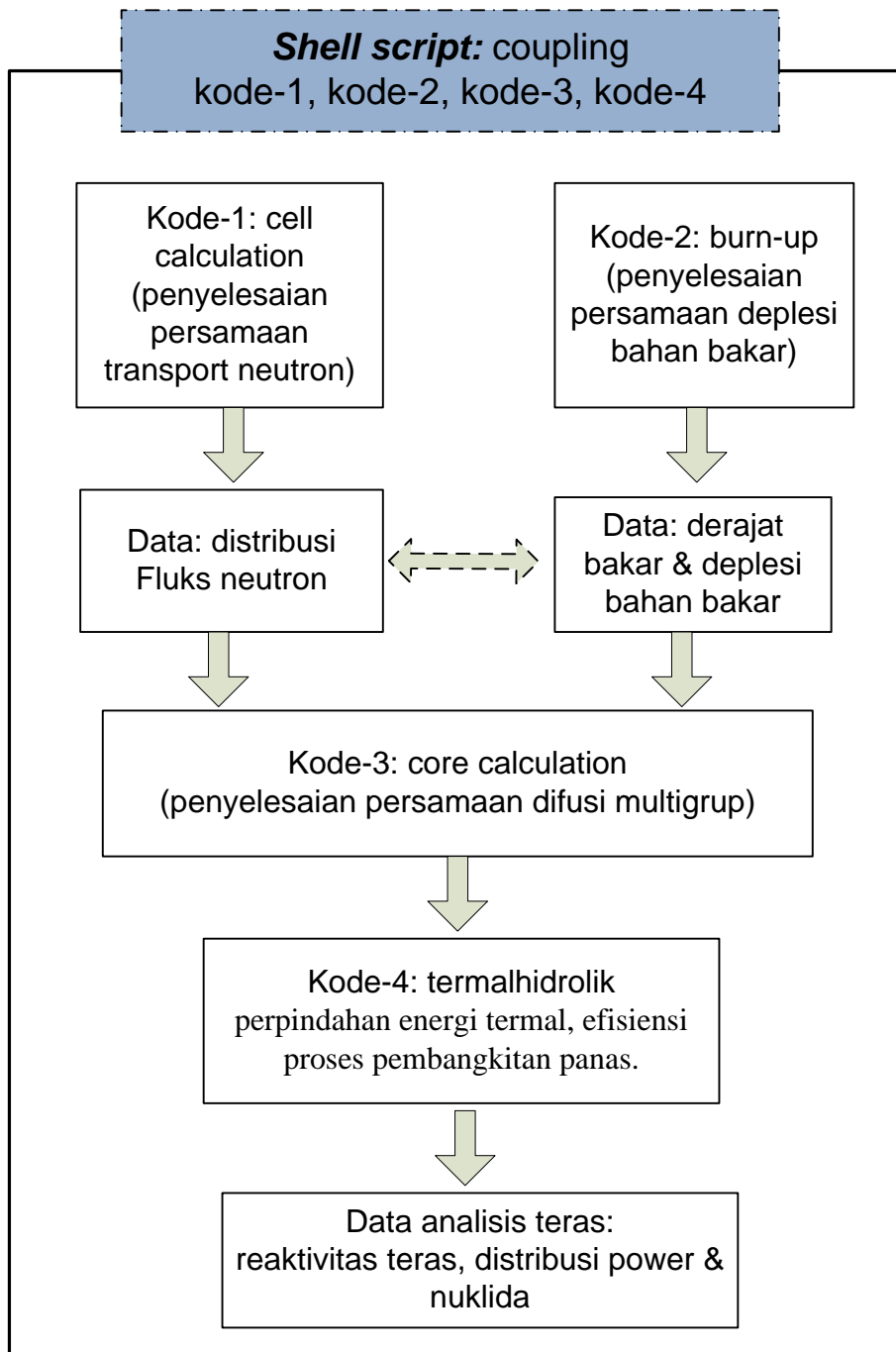
1. Intel Processor Quadcore i-7, RAM 16 GB, HD 4 TB, SSD 512 GB.
2. Sistem operasi Linux Ubuntu 20. kompiler bahasa permrograman Fortran 77 dan C
3. Kode SRAC dan Library JENDL-4.0 dengan lisensi dari JAEA-Jepang

Diagram alir tahapan yang dilakukan dalam penelitian disajikan pada Gambar 3.1.



Gambar 3.1. Tahap penelitian: desain, perhitungan, analisis neutronik dan optimasi desain

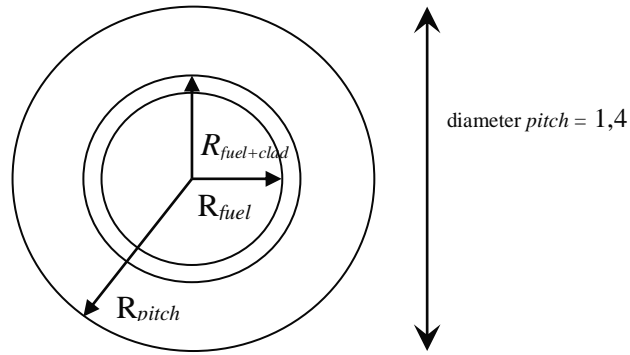
Sistem yang akan dibangun disajikan pada Gbr. 3.2.



Gambar 3.2. Sistem Komputasi Terintegrasi untuk Analisis Neutronik dan Termalhidrolik

5.2. Desain Sel Bahan Bakar dan Teras Reaktor

Geometri sel bahan bakar dalam penelitian ini yaitu bentuk silinder (*cylindrical cell*). Penampang lintangnya disajikan pada seperti pada Gambar 3.3.



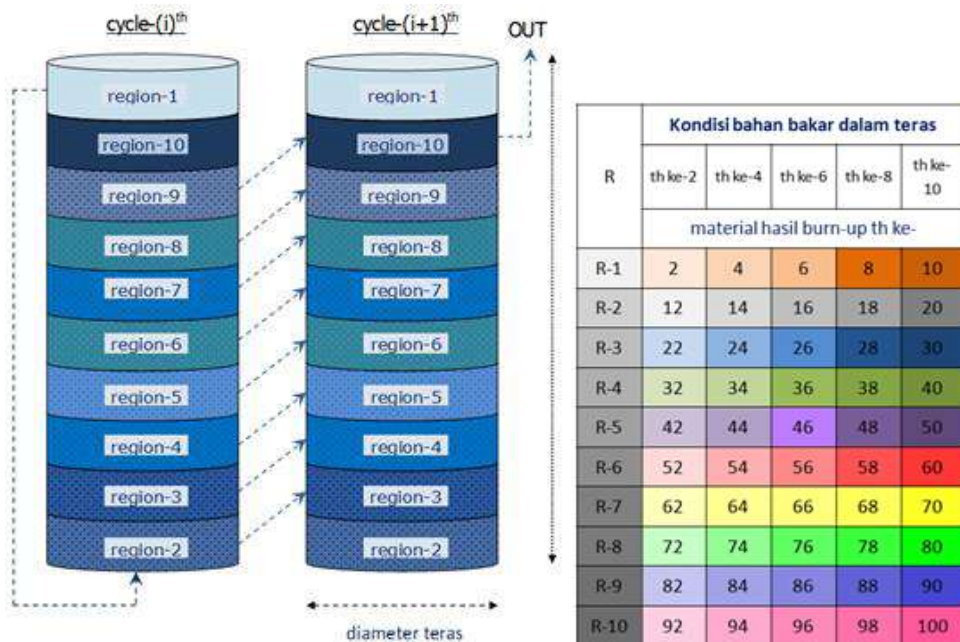
Gambar 3.3. Geometri dan ukuran sel bahan bakar

Tabel 3.1. Spesifikasi parameter desain reaktor

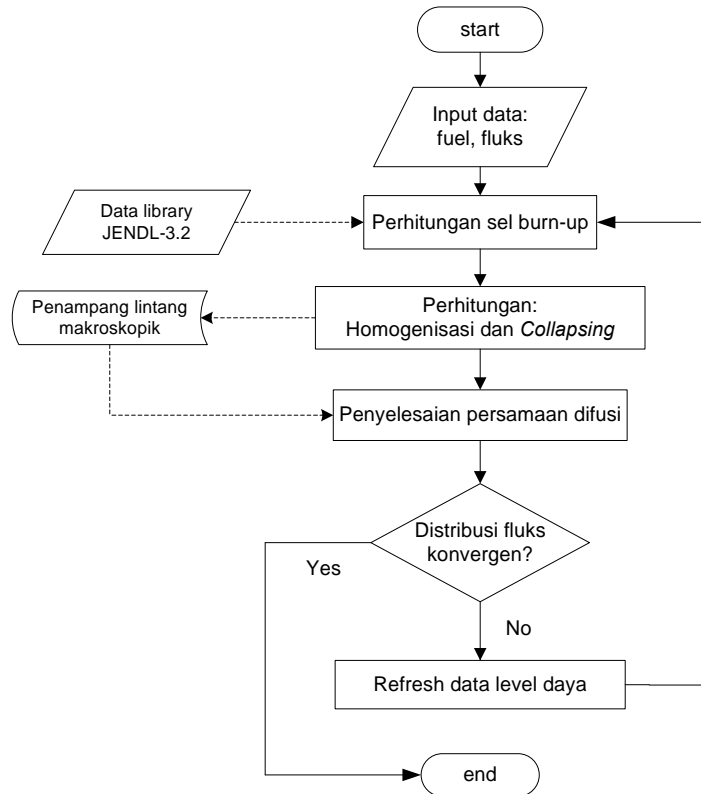
Parameter	Spesifikasi
Daya termal	600 -1000 MWth
Material bahan bakar	(Th-U) MOX , (U-Pu) mixed (Th-U) nitride
Material pendingin	Helium
Material cladding	<i>Stainless steel</i>
Sub cycle length	10 years
Fuel:cladding:coolant	(55-65%):10%:(25-35)%
Fuel pin width	1.4 cm
Active core size	200 cm x 300 cm

3.3. Penerapan Strategi Modified CANDLE dengan Mekanisme *Breed-Burn*

Skemanya Modified CANDLE adalah sebagai berikut.



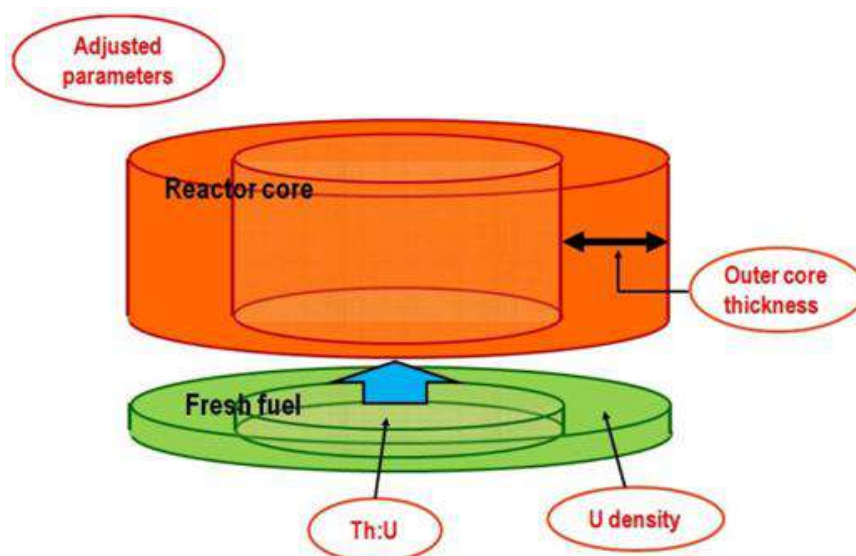
Gambar 3.4. Skema konsep dasar dari strategi *burnup* Modified CANDLE



Gambar 3.5. Diagram alir perhitungan sel bahan bakar dan teras

3.4. Optimasi Teras Reaktor

Gambar 3.8 memperlihatkan langkah optimasi melalui pembagian region teras (arah radial). Susunan bahan bakar teras bagian dalam (*inner*) berbasis thorium sedangkan bagian luar (*outer*) berbasis uranium



Gambar 3.6 Optimasi desain teras melalui pembagian region arah radial

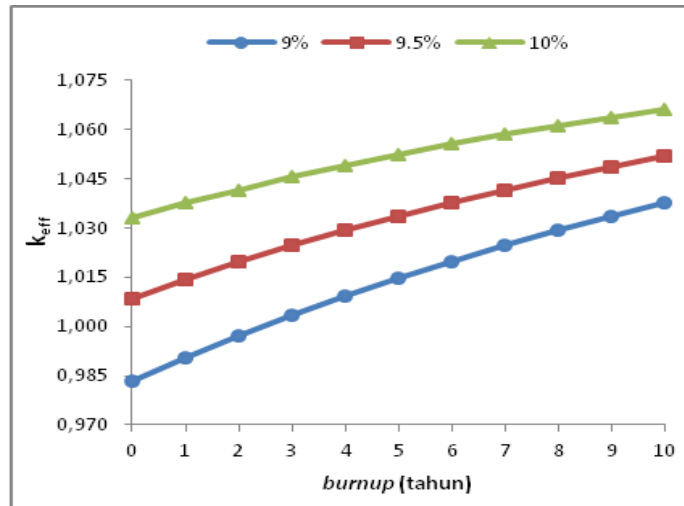
3.5. Survey Parameter dan Analisis Neutronik sebagai Target Desain Reaktor

parameter survey yang dihasilkan sistem komputasi meliputi data:

- level *burnup* (MWD/T) : MWth* days per metric-ton of initial heavy metal
- k_{eff} : faktor multiplikasi efektif
- k_{inf} : faktor multiplikasi infinit (tak hingga)
- Inst. C.R : *Instantaneous conversion ratio*
- Integ. C.R : *Integrated conversion ratio*
- Densitas daya (W/cm^3) : densitas daya termal pada sel bahan bakar
- Densitas atom/nuklida : populasi atom dalam setiap satuan volume.
- Ekses reaktivitas : faktor kelebihan reaktivitas
- distribusi daya arah radial dan aksial
- faktor power *peaking* : rasio antara nilai puncak daya terhadap daya rata-rata
- distribusi temperatur fuel, sistem pendingin dan cladding

BAB IV. HASIL PENELITIAN

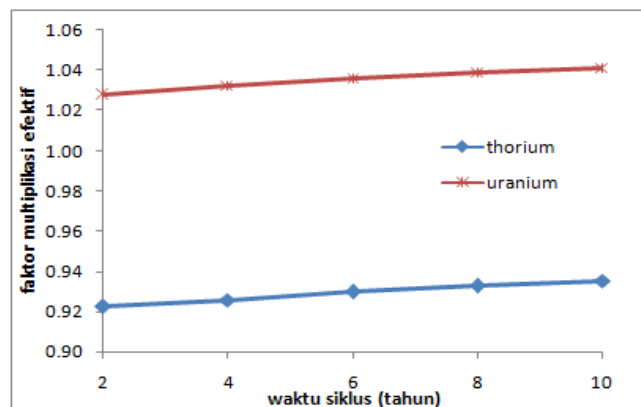
4.1 Hasil Perhitungan Sel Bahan Bakar dan Teras Berbasis Bahan bakar Uranium



Gambar 4.1. Faktor multiplikasi efektif (k_{eff}) teras reaktor untuk variasi pengayaan U-235.

Gambar 4.1 menunjukkan bahwa pada pengayaan U-238 dengan U-235 9% diperoleh $k_{eff} < 1$, yang berarti sel bahan bakar tersebut tidak bisa digunakan pada teras reaktor karena tidak mencapai kondisi kritis. Hal ini bisa saja disebabkan adanya faktor kebocoran di dalam teras reaktor. Sedangkan untuk pengayaan 9,5% dan 10% telah mencapai keadaan kritis dengan $k_{eff} > 1$, yang artinya reaktor dapat beroperasi. Hal ini dikarenakan perbandingan neutron yang dihasilkan dengan yang dikonsumsi > 1 .

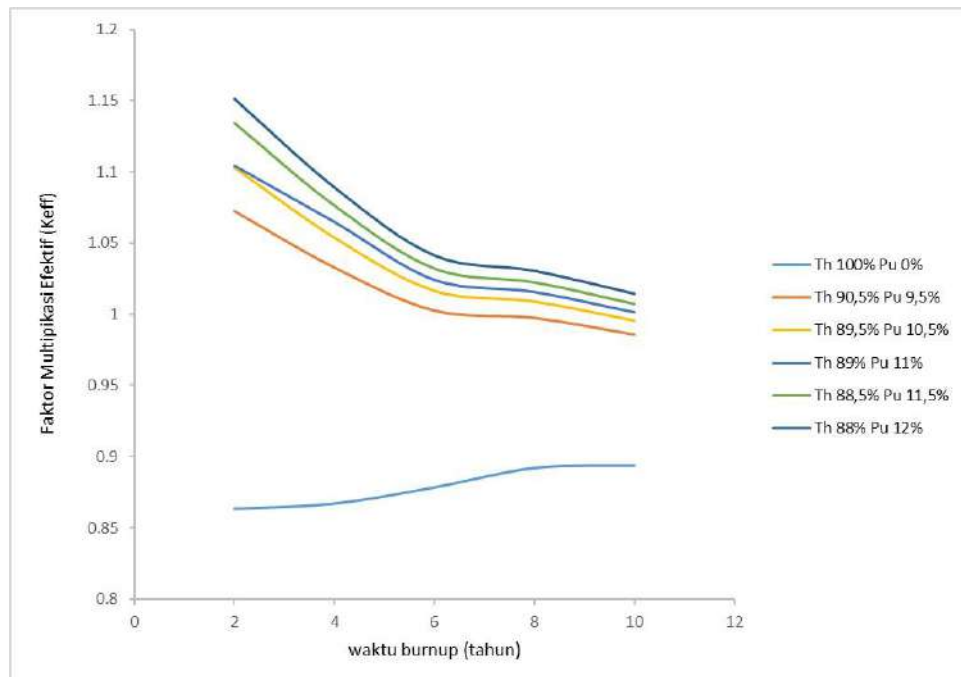
4.2 Hasil Perhitungan Sel Bahan Bakar dan Teras Berbasis Bahan bakar Thorium



Gambar 4.2 Nilai faktor multiplikasi efektif dalam 1 siklus pengisian bahan bakar pada reaktor 500 MWth berbasis bahan bakar uranium dan dengan thorium

Berdasarkan grafik pada Gambar 4.2 dapat ditentukan bahwa desain teras berbahan bakar uranium dapat beroperasi selama 1 siklus (10 tahun) tanpa pengisian ulang bahan bakar. Namun teras dengan suplai bahan bakar thorium belum dapat menghasilkan teras yang kritis karena memiliki nilai $k_{eff} < 1,0$. Kondisi ini disebut dengan keadaan subkritis, dimana populasi neutron terus berkurang. Diperlukan modifikasi dan optimasi terhadap komposisi bahan bakar agar potensi thorium sebagai dapat dimanfaatkan dengan lebih efisien. Salah satunya adalah dengan cara mengkombinasikan uranium dengan thorium dalam satu buah teras.

4.3 Hasil Perhitungan Sel Bahan Bakar dan Teras Berbasis Bahan bakar Uranium/Thorium Mixed Plutonium

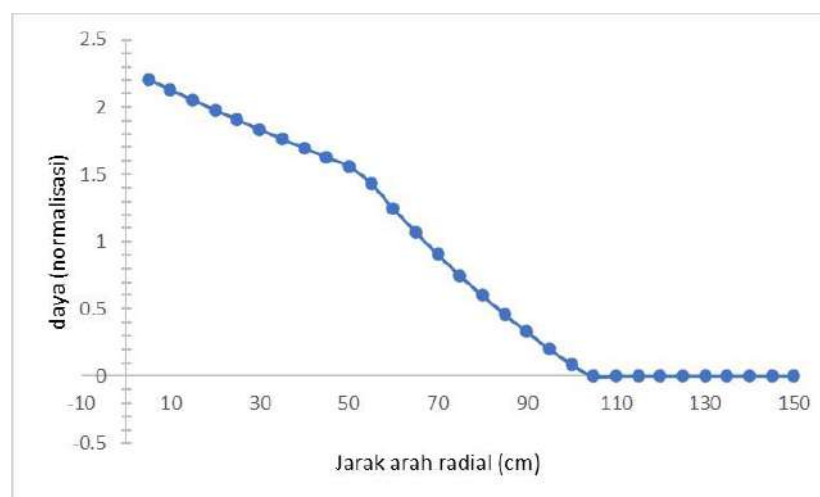


Gambar 4.3. Perubahan k-eff selama 10 tahun untuk variasi bahan bakar Th-MOX

Gambar 4.3 menunjukkan nilai faktor multiplikasi efektif (k_{eff}) selama waktu operasi 10 tahun. Penggunaan bahan bakar thorium alam (Th-232 100%) tanpa pengayaan belum menghasilkan reaktor yang kritis karena nilai faktor multiplikatif masih kurang dari 1 ($k_{eff} < 1$). Agar reaktor masuk dalam kondisi kritis maka nilai multiplikasi efektif harus lebih dari atau sama dengan 1. Penambahan plutonium-239 pada sel bahan bakar thorium mixed oxyde (Th,Pu)O₂ dapat meningkatkan nilai faktor multipikasi efektif. Dalam

grafik terlihat bahwa jika penambahan plutonium-239 kurang dari 11%, maka kondisi kritis dari reaktor selama 10 tahun belum terpenuhi. Pada penambahan plutonium-239 sebesar 10,5% nilai $k_{eff} > 1$ hanya terjadi sampai tahun ke-8 dan tahun berikutnya mengalami penurunan menjadi 0,995. Penambahan plutonium-239 sebesar 11% menghasilkan nilai $k_{eff} > 1$ (pada tahun pertama dan berikutnya mengalami penurunan menjadi $k_{eff} < 1$ di tahun ke-10) sehingga reaktor dapat dikatakan dalam kondisi kritis selama 10 tahun waktu burnup. Plutonium-239 bersifat fisil sehingga dapat mengalami reaksi fisi yang menghasilkan energi dan melepaskan sejumlah neutron baru. Penambahan konsentrasi Plutonium-239 pada sel bahan bakar menyebabkan jumlah reaksi fisi penghasil neutron juga meningkat sehingga terjadi kenaikan pada nilai k-eff.

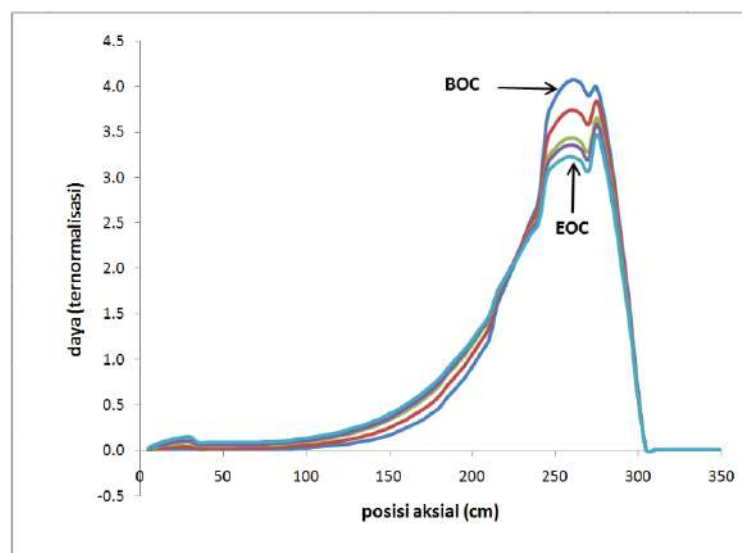
Gambar 4.4 menunjukkan distribusi daya (persebaran daya yang terjadi secara horizontal) arah radial pada teras reaktor untuk penambahan 11% plutonium-239. Nilai variabel untuk kerapatan daya pada grafik ditampilkan dalam bentuk nilai yang ternormalisasi dengan nilai rapat daya rata-rata yaitu 95 watt/cc. Dalam arah radial kerapatan daya tertinggi terjadi di pusat teras reaktor yaitu sebesar 2,204 (ternormalisasi) yang berarti sama dengan 209,38 watt/cc. Kerapatan daya rata-rata (dalam arah radial) bernilai 1,29 (ternormalisasi) sehingga bernilai 122,65 watt/cc. Penurunan nilai terjadi secara perlahan hingga posisi radial 50 cm.



Gambar 4.4. Distribusi daya arah radial untuk penambahan 11% plutonium-239 selama waktu operasi 10 tahun

Kondisi ideal dari profil distribusi daya adalah berbentuk flat, dengan nilai sama di tiap titik arah radial. Keadaan distribusi daya yang merata dicapai jika perbandingan

antara nilai daya maksimum dengan nilai daya rata-rata mendekati nilai 1. Namun dari grafik Gambar 4.4 terlihat jika ditinjau dari profil daya arah radial maka reaktor belum mencapai kondisi ideal. Pada perhitungan rasio antara puncak dengan daya rata-rata (dalam arah radial) diperoleh nilai 1,71. Hal ini menandakan bahwa distribusi daya dalam teras reaktor belum merata karena nilainya > 1 . Kecepatan burn-up bahan bakar yang terjadi di bagian tengah teras memiliki perbedaan yang cukup besar dengan di bagian pinggir sehingga terjadi distribusi daya yang tidak merata. Untuk memperoleh profil distribusi yang flat atau rata maka perlu dilakukan beberapa modifikasi terhadap teras untuk mereduksi nilai tersebut. Hal yang perlu diperhatikan dalam penyusunan komposisi bahan bakar di sepanjang teras adalah faktor kecepatan pembakaran dari setiap jenis bahan bakar yang digunakan. Keseimbangan fluks neutron di sepanjang teras arah radial menjadikan profil densitas daya lebih rata (*flat*).

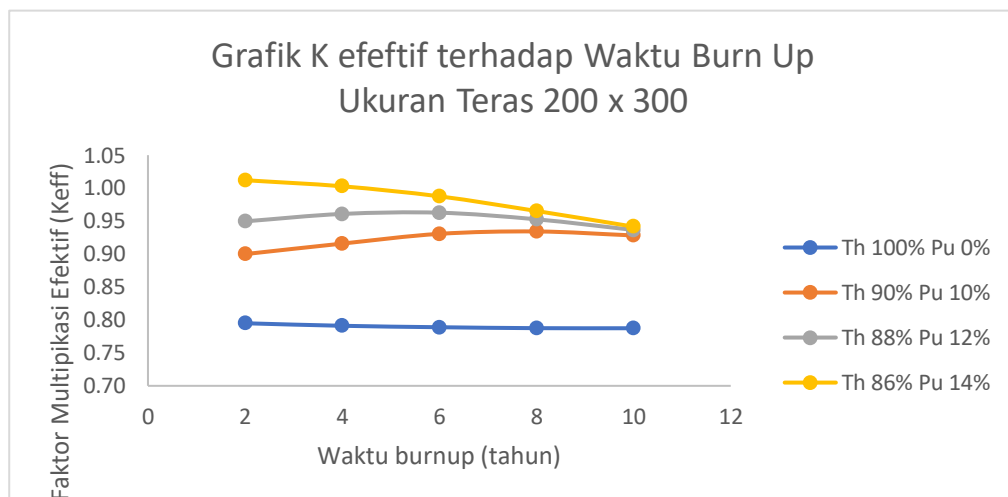


Gambar 4.5. Distribusi daya arah aksial untuk penambahan 11% plutonium-239 selama waktu operasi 10 tahun

Gambar 4.5 menunjukkan bahwa dalam 1 siklus selama 10 tahun, distribusi daya arah aksial untuk penambahan plutonium-239 sebesar 11% dari awal siklus (begin of cycle, BOC) mengalami sedikit pergeseran kerapatan daya ke arah bahan bakar yang lebih sedikit level *burn-up*nya yaitu di akhir siklus (end of cycle, EOC). Meskipun nilai puncak daya juga mengalami penurunan, namun reaktor tetap dapat mempertahankan kondisi kritis selama 10 tahun tanpa pengisian ulang bahan bakar.

4.4. Hasil Perhitungan Teras Berbasis Bahan bakar Thorium Mixed Plutonium dengan arah Shuffling Radial

Komposisi bahan bakar yang digunakan adalah thorium alam dan penambahan beberapa persen plutonium-239 sebagai pemicu terjadinya reaksi fisi pada reaktor nuklir. Perhitungan ini menghasilkan beberapa parameter survei neutronik yaitu faktor multiplikasi efektif (k_{eff}) selama waktu operasi 10 tahun, Densitas Atom, dan Integral Conversion Ratio (CR).



Gambar 4.6. Perubahan faktor multiplikasi efektif (k_{eff}) selama waktu operasi 10 tahun.

Gambar 4.6 menunjukkan nilai faktor multiplikasi efektif (k_{eff}) selama waktu operasi 10 tahun. Penggunaan bahan bakar thorium alam dicampur dengan variasi (Th 100% Pu 0%), (Th 90% Pu 10%), dan (Th 88% Pu 12%) nilai faktor multiplikasi k_{eff} masih kurang dari 1 ($k_{eff} < 1$)., reaktor belum kritis. Agar reaktor dalam kondisi kritis maka nilai multiplikasi efektif harus lebih dari atau sama dengan 1. Penambahan plutonium-239 14% (Th²³² 86% Pu 14%) kondisi teras kritis di dapat pada tahun ke 2 dengan nilai K_{eff} senilai 1.012011 dan tahun ke 4 K_{eff} senilai 1.00275, namun pada tahun ke 6,8, dan 10 nilai K_{eff} berada dibawah 1 (teras pada kondisi sub kritis) sehingga reaktor dapat dikatakan dalam kondisi tidak kritis selama 10 tahun waktu *burnup*.

BAB V. LUARAN DAN TARGET CAPAIAN

No	Jenis Luaran		Indikator Capaian	
			TS	TS+1
	Luaran Wajib			
1	Tesis dan/atau Skripsi	Tesis dan/atau Skripsi dari mahasiswa bimbingan yang terlibat penelitian	Proposal	sidang
2	Publikasi karya Ilmiah (salah satu dari)	Internasional bereputasi	-	Dikirimkan
		Nasional Terakreditasi minimal Sinta 3	draft	Dipublikasikan
	Luaran tambahan berupa (salah satu dari)			
1	Produk atau proses yang berpotensi memperoleh HKI			
2	Buku Ajar ber-ISBN		-	
3	Teknologi Tepat Guna/rekayasa sosial-ekonomi/rumusan kebijakan publik		-	
4	Pengakuan dari peers-nya sebagai narasumber di bidangnya (berupa undangan sebagai pembicara kunci dalam temu ilmiah atau sebagai dosen/peneliti tamu), atau meraih penghargaan (award) dari pemerintah atau asosiasi		-	

Mahasiswa yang terlibat dalam penelitian

No.	Nama / NIP	strata	Judul Tugas Akhir	Status
1	Annisa Rahmadina / 08021281823022/	S1	Studi Komparasi pada Desain Modified CANDLE GCFR dengan Input Siklus Bahan Bakar Thorium Nitride dengan Uranium Nitride	Draft proposal
2	Anggun Aprilia /08021281823016	S1	Analisis Produk Fisi pada Pressurized Water Reactor (PWR) Berbasis Bahan bakar Uranium Mixed Oxyde	Draft proposal
3	Dian Marini / 08072681923002	S2	Desain dan Analisis Reaktor cepat Berpendingin Helium dengan Skema MCandle Aksial Berbasis Bahan Bakar Thorium Mixed Oxyde	Seminar proposal

DAFTAR PUSTAKA

- Ariani, M., Supardi, Johan, A., Monado, F., Su'ud, Z. and Sekimoto, H. (2020), Optimized core design for small long-life gas cooled fast reactors with natural uranium-thorium-blend as fuel cycle input, *Journal of Physics: Conference Series*, Volume 1568. <https://doi.org/10.1088/1742-6596/1568/1/012015>
- Ariani, M., Su'ud, Z., Waris, A., Khairurrijal, Monado, F., Sekimoto, H., & Nakayama, S. (2011). Design of small gas cooled fast reactor with two region of natural uranium fuel fraction. *AIP Conference Proceedings*, 1454(1), 69–72. <https://doi.org/10.1063/1.4730690>
- Ariani, M., Su, Z., Monado, F., Waris, A., Arif, I., & Sekimoto, H. (2013). Optimization of Small Long Life Gas Cooled Fast Reactors With Natural Uranium as Fuel Cycle Input. <https://doi.org/10.4028/www.scientific.net/AMM.260-261.307>
- Ariani, M., Su'ud, Z., Monado, F., Supardi, Sekimoto, H., (2016). The Study of Capability Natural Uranium as Fuel Cycle Input for Long Life Gas Cooled Fast Reactors with Helium as Coolant. *AIP Conference Proceedings*, 1719(1), 69–72. <https://doi.org/10.1063/1.4730690>
- Björk, K.L and Netterbrant, C. (2018), Thorium as an additive for improved neutronic properties in boiling water reactor fuel, *Annals of Nuclear Energy* 113:470, doi: 10.1016/j.anucene.2017.11.040
- Dobuchi, N., Takeda, S., & Kitada, T. (2016). Annals of Nuclear Energy Study on the relation between Doppler reactivity coefficient and resonance integrals of Thorium and Uranium in PWR fuels. *Annals of Nuclear Energy*, 90, 191–194. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2015.11.018>
- Duderstadt, J. J., & Hamilton, L. J. (1976). Nuclear Reactor Analysis. *Mechanical Engineering*. <https://doi.org/10.1109/TNS.1977.4329257>
- Fiori, F., & Zhou, Z. (2015). Annals of Nuclear Energy Sustainability of the Chinese nuclear expansion : Natural uranium resources availability , Pu cycle , fuel utilization efficiency and spent fuel management. *ANNALS OF NUCLEAR ENERGY*, 83, 246–257. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2015.03.051>
- Guifeng, Z., & Zou, Y., (2019), Low enriched uranium and thorium fuel utilization under once-through and offline reprocessing scenarios in small modular molten

- salt reactor, *International Journal of Energy Research* 43(2), doi: 10.1002/er.4676
- Kooyman, T., & Buiron, L. (2016). Annals of Nuclear Energy Neutronic and fuel cycle comparison of uranium and thorium as matrix for minor actinides bearing-blankets. *Annals of Nuclear Energy*, 92, 61–71.
<https://doi.org/10.1016/j.anucene.2016.01.020>
- Lindley, B. A., Franceschini, F., & Parks, G. T. (2014). Annals of Nuclear Energy The closed thorium – transuranic fuel cycle in reduced-moderation PWRs and BWRs. *Annals of Nuclear Energy*, 63, 241–254
<https://doi.org/10.1016/j.anucene.2013.07.052>
- Mustafa, S.S., Amin, E.A., (2019), Feasibility Study of Thorium-Plutonium Mixed Oxide Assembly In Light Water Reactors, *Scientific Reports* Vol. 9 No. 16308, Nature Publishing Group.
- Monado, F., Su'ud, Z., Waris, A., Basar, K., Ariani, M., & Sekimoto, H. (2013). Application of Modified CANDLE Burnup to Very Small Long Life Gas-Cooled Fast Reactor. *Advanced Materials Research*, 772, 501–506.
<https://doi.org/10.4028/www.scientific.net/AMR.772.501>
- Monado, et al (2020), Comparative Study of Conceptual Design of Gas-cooled Fast Reactor, *IOP Journal of physics Conf Series* Vol. 1568
Core Type Tall versus Pan Cake
- Nakae, N., Ozawa, T., Ohta, H., Ogata, T., & Sekimoto, H. (2011). An approach for evaluating fuel system applied in innovative nuclear energy system. *Progress in Nuclear Energy*, 53(7), 1039–1044.
<https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2011.04.021>
- Nakayama, S., Okawa, T., & Sekimoto, H. (2011). Power control of CANDLE reactor by coolant flow rate. *Progress in Nuclear Energy*, 53(7), 891–894.
<https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2011.05.035>
- Okawa, T., Nakayama, S., & Sekimoto, H. (2012). Design study on power flattening to sodium cooled large-scale CANDLE burning core with using thorium fuel. *Energy Conversion and Management*, 53(1), 182–188.
<https://doi.org/10.1016/j.enconman.2011.06.006>
- Okawa, T., & Sekimoto, H. (2011). Design Study on Pb-208 Cooled CANDLE Burning Reactors toward Practical Application for Future Nuclear Energy Source. *Progress in Nuclear Energy*, 53(7), 886–890.

- <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2011.05.015>
- Okumura. (2002). SRAC (Ver . 2002) ; The comprehensive neutronics calculation code system.
- Rachamin, R., Fridman, E., & Galperin, A. (2015). Annals of Nuclear Energy Feasibility assessment of the once-through thorium fuel cycle for the PTVM LWR concept. *Annals of Nuclear Energy*, 85, 1119–1130.
<https://doi.org/10.1016/j.anucene.2015.07.030>
- Sekimoto, H., & Nagata, A. (2010). INTRODUCTION OF “ MOTTO ” CYCLE TO CANDLE FAST REACTOR, 1–11.
- Sekimoto, H., Nakayama, S., & Taguchi, H. (2010). POWER FLATTENING FOR SODIUM COOLED METALLIC FUEL “ CANDLE ” REACTOR BY ADDING THORIUM IN INNER CORE Center for Research into Innovative Nuclear Energy Systems, 1–7.
- Sekimoto, H., & Yan, M. (2008). Design study on small CANDLE reactor. *Energy Conversion and Management*, 49(7), 1868–1872.
<https://doi.org/10.1016/j.enconman.2007.12.015>
- Shamanin, I. V., Bedenko, S. V., Chertkov, Y. B., & Gubayduln, I. M. (2016). Gas-cooled thorium reactor with fuel block of the unified design. *Nuclear Energy and Technology*, 0, 1–7. <https://doi.org/10.1016/j.nucet.2016.01.012>
- Stacey, W. M. (2007). *Nuclear Reactor Physics*.
<https://doi.org/10.1002/9783527611041>
- Su’ud, Z., Galih, N.R., Ariani, M. (2021), Study of helium cooled fast reactor core design fuelled by thorium carbide-uranium carbide with modified candle axial direction scheme. *Journal of Physics Conference Series Journal of Physics: Conference Series* *this link is disabled, 2021, 2072(1), 012002* doi: 10.1088/17426596/1090/1/012006
- Su’ud, Z., & Sekimoto, H. (2013). The prospect of gas cooled fast reactors for long life reactors with natural uranium as fuel cycle input. *Annals of Nuclear Energy*, 54, 58–66. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2012.09.014>
- Su’ud, Z., et al, (2017) Design Study of Small Modified CANDLE based Long Life Gas Cooled Fast Reactors, *Energy Procedia*, Volume 131, 2017, Pages 6-14
- Su’ud, Z., Ilham., M., Widiawati, N., Sekimoto, H. (2018), Modified CANDLE Burnup Calculation System, Its Evolution, and Future Development, *Journal of*

Physics Conference Series 1090(1) doi: 10.1088/17426596/1090/1/012006

Yan, M., & Sekimoto, H. (2008). Design research of small long life CANDLE fast reactor. *Annals of Nuclear Energy*, 35(1), 18–36.

<https://doi.org/10.1016/j.anucene.2007.06.001>

Yang, B., Shi, J., Bi, G., & Tang, C. (2016). Annals of Nuclear Energy Fuel cycle scheme design and evaluation for thorium – uranium breeding recycle in CANDU reactors. *Annals of Nuclear Energy*, 91, 195–202.

<https://doi.org/10.1016/j.anucene.2015.11.042>

https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_42148/gas-cooled-fast-reactor-gfr , diakses 1 Februari 2021

<https://www.nuclear-power.net/nuclear-power-plant/> diakses 24 Februari 2021

<http://www.world-nuclear.org/> diakses 14 Februari 2021

LAMPIRAN

- **draft artikel publikasi**
- **draft proposal Tugas Akhir mahasiswa**
- **contoh file input C & shell script**



Home > User > Author > Active Submissions

Active Submissions

ACTIVE ARCHIVE

ID	MM-DD SUBMIT	SEC	AUTHORS	TITLE	STATUS
728	11-18	ART	-	DESAIN NEUTRONIK REAKTOR CEPAT BERPENDINGIN HELIUM 900...	Awaiting assignment

1 - 1 of 1 Items

Start a New Submission

[CLICK HERE](#) to go to step one of the five-step submission process.

Refbacs

ALL NEW PUBLISHED IGNORED

DATE ADDED	HITS	URL	ARTICLE	TITLE	STATUS	ACTION
---------------	------	-----	---------	-------	--------	--------

There are currently no refbacs.

Instruction for Authors

- [Focus and Scope](#)
- [Author Guidelines](#)
- [Submission Online](#)
- [Publication Ethics](#)

USER

You are logged in as...
damri

- [My Journals](#)
- [My Profile](#)
- [Log Out](#)

INFORMATION

- [For Readers](#)
- [For Authors](#)
- [For Librarians](#)

REFERENCE TOOLS

Desain Neutronik Reaktor Cepat Berpendingin Helium 900 MWth Dengan Skema *Burnup* Radial MCANDLE Berbasis Bahan Bakar Thorium Mix Oxyde (Th, Pu)O₂

Damri¹⁾, Menik Ariani²⁾, Fiber Monado³⁾, Akmal Johan⁴⁾

1)Jurusan Fisika, Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam, Universitas Sriwijaya, Sumatera Selatan 30862, Indonesia

2)Jurusan Fisika, Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam, Universitas Sriwijaya, Sumatera Selatan 30862, Indonesia

3)Jurusan Fisika, Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam, Universitas Sriwijaya, Sumatera Selatan 30862, Indonesia

4)Jurusan Fisika, Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam, Universitas Sriwijaya, Sumatera Selatan 30862, Indonesia

* Corresponding email: menik_ariani@unsri.ac.id

No. HP (WA) : 081373101248

Tgl. naskah diusulkan: November 2022

Abstrak

Desain Neutronik Reaktor Cepat Berpendingin Helium 900 MWth bahan bakar Thorium Mix Oxyde telah dilakukan. Dibutuhkan penambahan bahan bakar fisil Pu²³⁹ karena thorium alam tidak memiliki isotop fisil. Perhitungan dilakukan menggunakan simulasi komputasi dengan program SRAC. Reaktor ini menggunakan Skema *Burnup* MCANDLE arah Radial dengan membagi teras reaktor menjadi 10 bagian. Setelah 10 tahun periode burn up, bahan bakar di *shuffling* secara radial dari bagian 1 ke bagian 2, bagian 2 ke bagian 3, begitu seterusnya sampai bahan bakar di bagian 9 di-*shuffling* ke bagian 10 sehingga bahan bakar bagian 10 dikeluarkan dari teras reaktor dan bahan bakar baru ditempatkan di bagian 1. Hasil perhitungan menunjukkan bahwa komposisi bahan bakar 86% Th dan 14% Pu²³⁹ dalam keadaan kritis sampai pada tahun ke 4 ditunjukkan dengan nilai k_{eff} 1,012 dengan reaktivitas 0,0119.

Kata kunci: Reaktor nuklir, SRAC, Thorium, Plutonium

Abstract

The Neutronic Design of a 900 MWth Helium Cooled Fast Reactor fueled by Thorium Mix Oxyde has been carried out. The addition of fissile fuel Pu²³⁹ is needed because natural thorium has no fissile isotopes. Calculations are performed using computational simulations with the SRAC program. This reactor uses the Radial direction MCANDLE Burnup Scheme by dividing the reactor core into 10 parts. After a 10 year burn-up period, the fuel is shuffled radially from section 1 to section 2, section 2 to section 3, and so on until the fuel in section 9 is shuffled to section 10 so that section 10's fuel is removed from the reactor core and new fuel is placed in section 1. The calculation results show that

the fuel composition of 86% Th and 14% Pu239 is in a critical state until the 4th year is indicated by a k_{eff} value of 1.012 with a reactivity of 0.0119.

1. Pendahuluan

Ketersediaan bahan bakar fosil sebagai sumber energi semakin berkurang karena penggunaan energi terus meningkat seiring dengan kemajuan teknologi dan pesatnya pertumbuhan penduduk. Energi nuklir adalah alternatif sumber energi lain yang memadai untuk pemenuhan kebutuhan energi tersebut. Energi nuklir dibangkitkan oleh reaksi pembelahan/fisi yang terjadi di dalam teras reaktor suatu Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN).

Fisi nuklir adalah proses pembelahan atom berat menyebabkan terbentuknya atom-atom yang lebih ringan, biasanya karena tumbukan neutron. Proses ini menimbulkan panas dan melepaskan neutron. Neutron ini dapat terus menyebabkan fisi lebih lanjut, sehingga menyebabkan reaksi berantai. Pada keadaan tertentu, reaksi fisi dapat menimbulkan reaksi berantai, di mana neutron yang dipancarkan oleh satu fisi dapat menghasilkan fisi tambahan, dengan pelepasan energi yang sangat signifikan [6].

Penggunaan bahan bakar nuklir banyak didasarkan pada bahan bakar *fisille* yaitu Uranium-235 dan plutonium-239 sedangkan bahan bakar *fertille* seperti thorium (Th^{232}) menjadi bahan bakar alternatif yang sedang dikembangkan. Sumber daya thorium di alam sekitar 3 kali lebih besar dari uranium dan dapat mengurangi jumlah limbah radioaktif menjadi salah satu pertimbangan pemanfaatan thorium sebagai bahan bakar [8]. Selain itu penggunaan Th^{232} sebagai bahan bakar dikarenakan lebih aman, lebih murah, dan lebih ramah lingkungan. Th^{232} lebih aman karena tidak memiliki isotop yang bersifat fisil sehingga tidak cocok digunakan untuk senjata nuklir [1].

Menurut [2], thorium-232 yang merupakan bahan bakar *fertille* dapat menjadi bahan bakar *fisille* dengan memproduksi uranium-233 melalui proses penangkapan neutron. Jika thorium-232 menangkap neutron dengan energi rendah akan menghasilkan isotop U^{233} .

Penelitian sebelumnya membahas tentang Peningkatan kinerja usia reaktor GFR dengan Modified CANDLE arah Radial berpendingin Pb^{208} yang diperkaya [3]. Pada penelitian ini penulis membahas peningkatan kinerja reaktor GFR arah radial dengan membagi teras reaktor menjadi 6 region. Penelitian lain yang menerapkan strategi Modified CANDLE arah radial adalah Perhitungan Desain Konsep Reaktor Cepat berpendingin Karbondioksida Superkritis dan Berbahan Bakar Uranium Metalik Alam [7]. Pada penelitian ini penulis membagi teras reaktor menjadi 10 region.

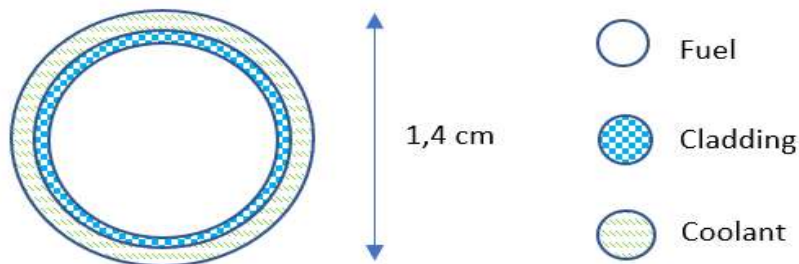
Pada penelitian ini dilakukan desain neutronik reaktor cepat berpendingin helium 900 MWth dengan skema *burnup* radial MCANDLE berbahan bakar Thorium Mix Oxyde dengan memanfaatkan nuklida plutonium-239 sebagai bahan fisil. Variasi penambahan persentase plutonium-239 dengan thorium alam dilakukan agar didapat komposisi yang tepat dan teras reaktor dapat beroperasi selama 10 tahun tanpa pengisian bahan bakar.

2. Metode Penelitian

Desain reaktor yang digunakan pada penelitian ini adalah reaktor cepat berpendingin gas (GFR). Spesifikasi GFR yang digunakan ditunjukkan pada tabel 1.

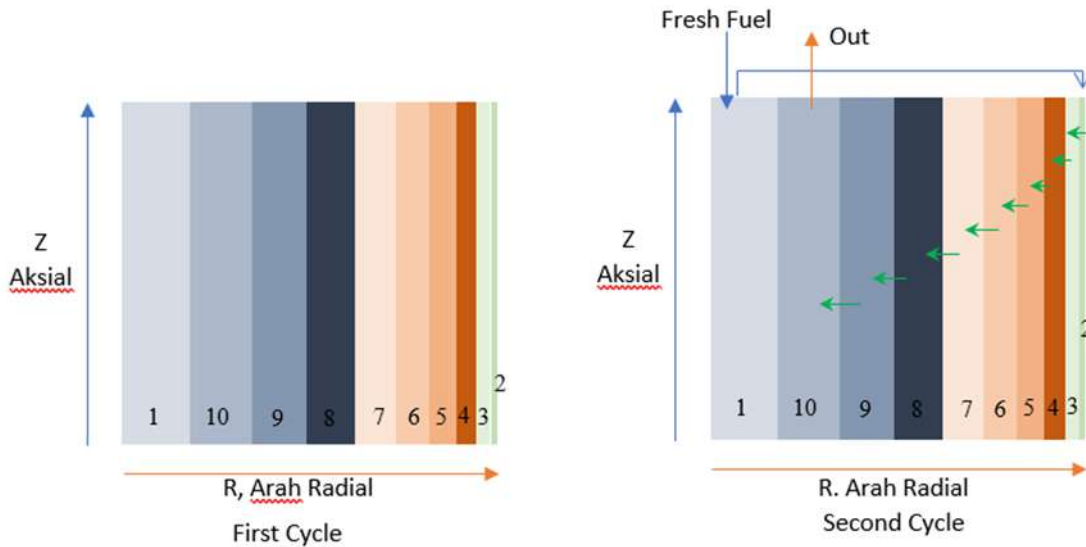
Parameter	Deskripsi
Daya termal (MWt)	900 MWt
Bahan Bakar	<i>Thorium mixed oxyde (Th,Pu)O₂</i>
Siklus Pengisian bahan bakar	10 tahun
Bentuk teras	Silinder
Bahan Kelongsong	<i>Stainless steel 316 (SS316)</i>
Pendingin	Helium
Fraksi sel Bahan Bakar	65% ; 10% ; 25%
Ukuran teras aktif	200 cm x 300 cm

Fraksi volume bahan bakar adalah perbandingan volume bahan bakar terhadap volume keseluruhan pin bahan bakar yang meliputi bahan bakar, selongsong dan moderator [9]. Fraksi volume bahan bakar pada penelitian ini yaitu 65% *fuel*, 10% selongsong (*cladding*) dan 25% untuk helium sebagai pendingin (*coolant*) seperti yang ditunjukkan pada Gambar 2.

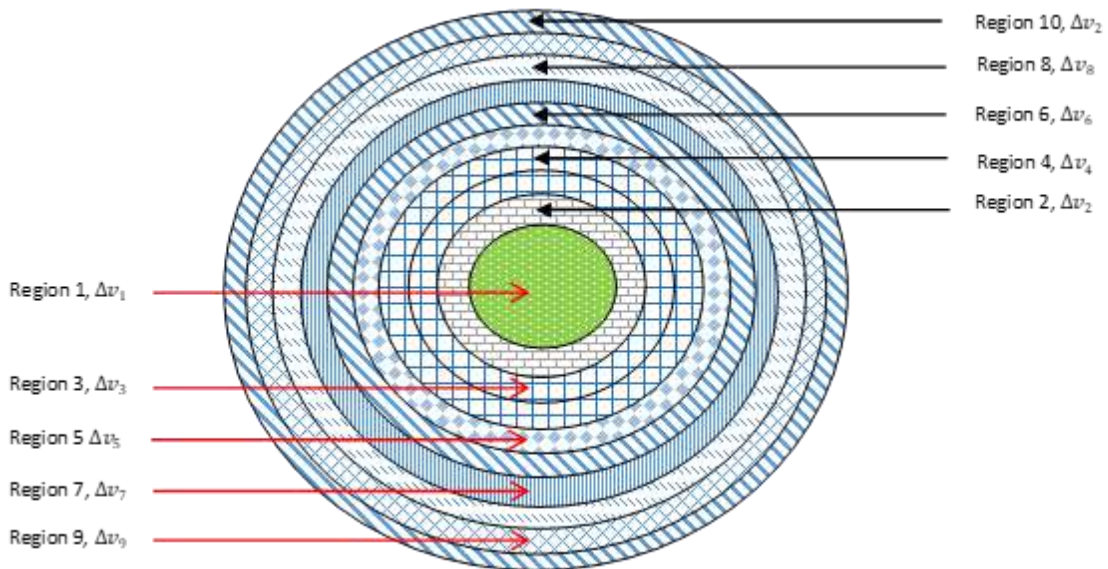


Gambar 2. Geometri Sel Bahan Bakar.

Strategi *burnup* yang digunakan adalah MCANDLE (*Modified Constant Axial shape of Neutron flux, nuclide densities and power shape During Life of Energy producing reactor*). Teras reaktor dibagi menjadi 10 bagian dengan volume sama secara radial seperti ditunjukkan pada gambar 4. Pada awal operasi, bagian 1 berisi bahan bakar fresh fuel, bagian 2 berisi bahan bakar dari bagian 1 setelah 10 tahun periode *burnup*, bagian 3 berisi bahan bakar dari bagian 2 setelah 10 tahun periode *burnup*, dst. Bahan bakar di-*shuffling* secara radial seperti ditunjukkan pada gambar 3.



Gambar 3. Skema *Modified CANDLE Radial* (Tampak Samping)



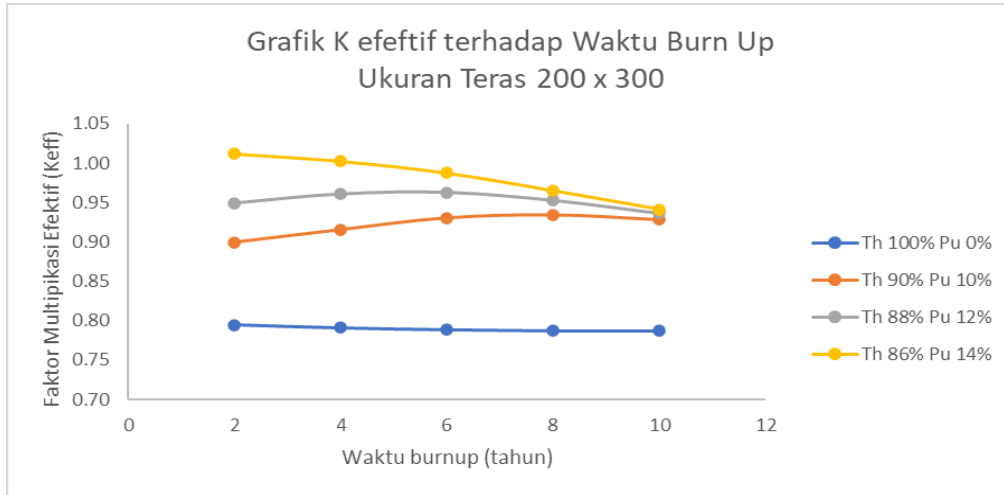
Gambar 4. Skema *Modified CANDLE Radial* (Tampak Atas)

Parameter desain reaktor pada penelitian ini meliputi faktor multiplikasi efektif (k_{eff}), Densitas Atom, dan Integral *Conversion Ratio* (CR).

3. Hasil dan Pembahasan

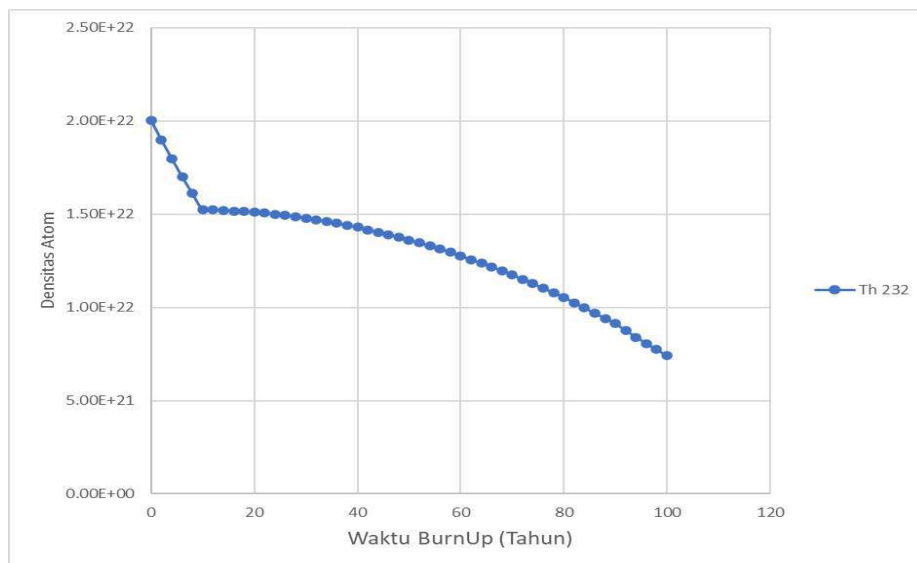
Desain teras reaktor dilakukan melalui simulasi komputasi menggunakan program SRAC yang dikembangkan oleh JAERI (*Japan Atomic Energi Research Institute*). Standard Reactor Analysis Code (SRAC) merupakan sebuah sistem kode yang terpadu untuk analisis perhitungan neutronik pada beberapa jenis reaktor cepat dan termal [5].

Komposisi bahan bakar yang digunakan adalah thorium alam dan penambahan beberapa persen plutonium-239 sebagai pemicu terjadinya reaksi fisi pada reaktor nuklir. Perhitungan ini menghasilkan beberapa parameter survei neutronik yaitu faktor multiplikasi efektif (k_{eff}) selama waktu operasi 10 tahun, Densitas Atom, dan Integral Conversion Ratio (CR).

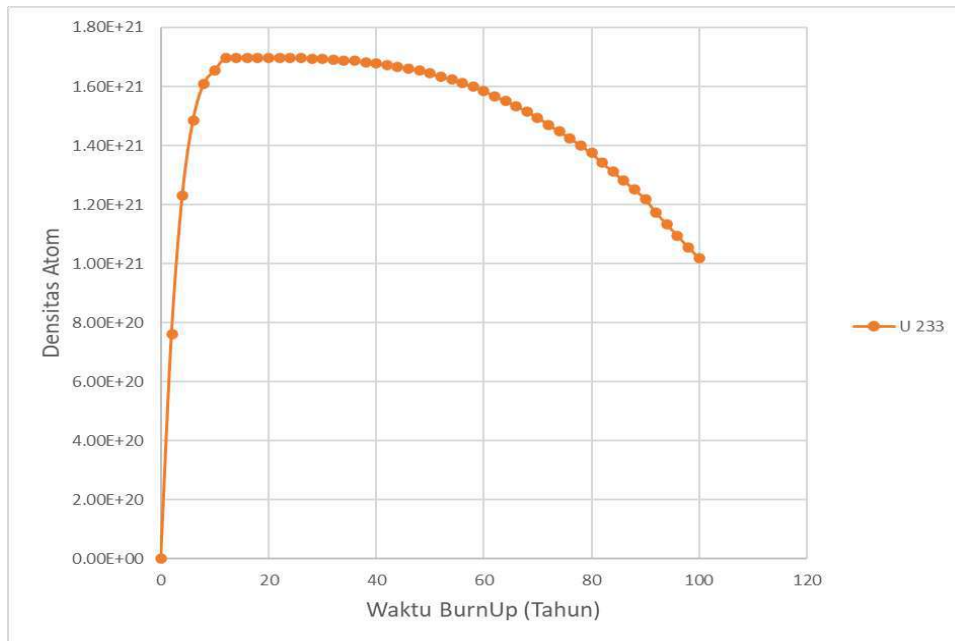


Gambar 3.1. Perubahan faktor multiplikasi efektif (k_{eff}) selama waktu operasi 10 tahun.

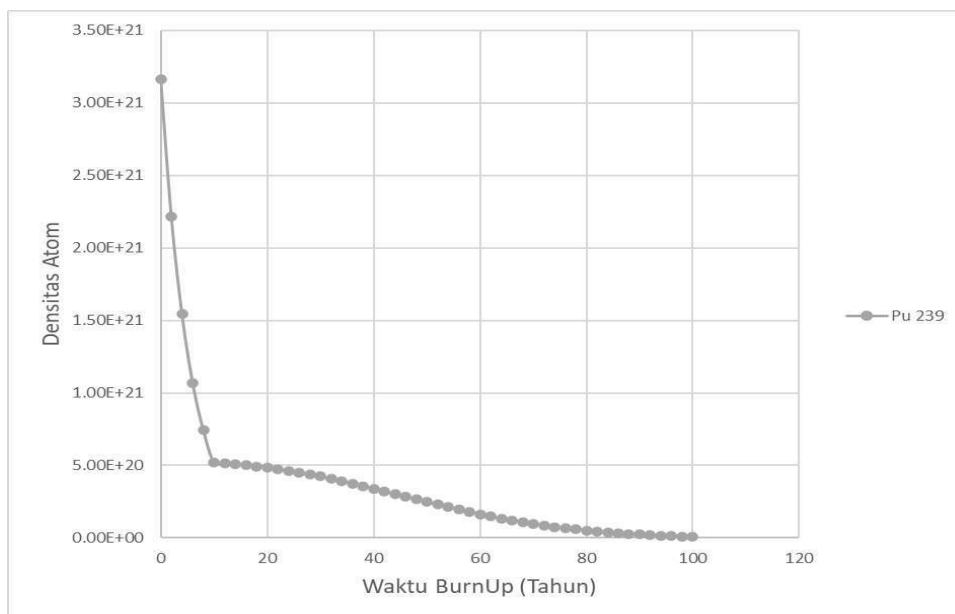
Gambar 3.1 menunjukkan nilai faktor multiplikasi efektif (k_{eff}) selama waktu operasi 10 tahun. Penggunaan bahan bakar thorium alam dicampur dengan variasi (Th 100% Pu 0%), (Th 90% Pu 10%), dan (Th 88% Pu 12%) nilai faktor multiplikasi k_{eff} masih kurang dari 1 ($k_{eff} < 1$), reaktor belum kritis. Agar reaktor dalam kondisi kritis maka nilai multiplikasi efektif harus lebih dari atau sama dengan 1. Penambahan plutonium-239 14% (Th²³² 86% Pu 14%) kondisi teras kritis di dapat pada tahun ke 2 dengan nilai K_{eff} senilai 1.012011 dan tahun ke 4 K_{eff} senilai 1.00275, namun pada tahun ke 6,8, dan 10 nilai K_{eff} berada dibawah 1 (teras pada kondisi sub kritis) sehingga reaktor dapat dikatakan dalam kondisi tidak kritis selama 10 tahun waktu *burnup*.



Gambar 3.2. Perubahan Densitas Atom Th²³²



Gambar 3.3 Perubahan Densitas Atom U²³³

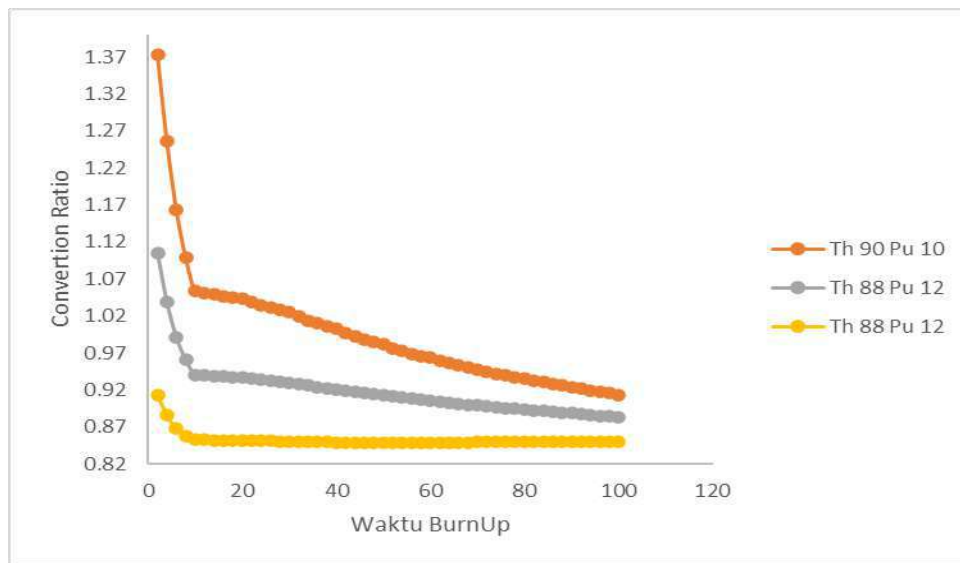


Gambar 3.4 Perubahan Densitas Atom Pu²³⁹

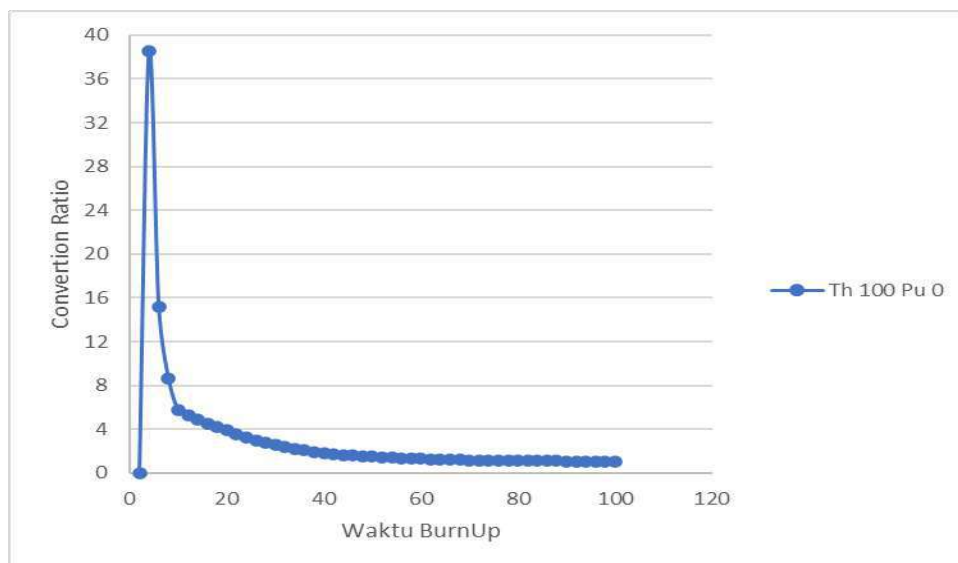
Densitas atom merupakan populasi atom dalam tiap volume (atom/cm³). Perubahan densitas atom terjadi karena perubahan pada bahan fisil (dapat membelah) dan bahan fertil (tidak dapat membelah) dari setiap sel bahan bakar selama 100 tahun proses pembakaran.

Dari gambar 3.2 dan gambar 3.4 menunjukkan bahwa selama proses pembakaran perubahan densitas atom Th²³² dan Pu²³⁹ mengalami penurunan signifikan selama periode 10 tahun pertama sedangkan pada tahun ke 20 sampai berakhir waktu *burnup* yaitu tahun ke 100 nilai densitas atom menurun landai. Penurunan ini terjadi dikarenakan kedua unsur tersebut mengalami reaksi fisi yang disertai dengan pelepasan energi dan reaksi penangkapan neutron.

Dari gambar 3.3 menunjukkan perubahan densitas atom U^{233} mengalami peningkatan selama kurun 10 tahun pertama waktu burnup, kemudian mengalami penurunan sampai akhir waktu *burnup*. Peningkatan densitas atom U^{233} ini menjadi sebab reaktor dapat kritis pada tahun ke 2 dan ke 4.



Gambar 3.5 Nilai Conversion Ratio dalam waktu 100 Tahun



Gambar 3.6 Nilai Conversion Ratio Th 100% Pu 0% dalam waktu 100 Tahun

Dari gambar 3.5 dan gambar 3.6 menunjukkan rasio perbandingan atom yang diproduksi dengan atom yang di konsumsi cukup tinggi untuk Th 100% Pu 0% sebesar 38.578651 sampai di akhir waktu *burnup* sebesar 1.052629. Nilai ini menunjukkan jumlah atom fisil yang di produksi lebih banyak daripada atom fisil yang dikonsumsi Pada 10 tahun pertama periode *burnup* dan nilai *conversion ratio* menurun secara signifikan. Hal ini disebabkan karena bagian 1 yang berdekatan dengan bagian 10 (bahan bakar fisil jumlah lebih banyak) mengalami *burnup* selama 10 tahun pertama. Ada tempat di

region 10 yang memiliki banyak bahan fisil yang telah terbakar di sana selama 100 tahun, yang mencegah rasio atom fisil yang diproduksi dan dikonsumsi menjadi sama dengan 1.

Adapun untuk variasi Th 90% Pu 10% sebesar 1.372412 dan diakhir waktu burnup sebesar 0.91381, Th 88% Pu 12% sebesar 1.105015 dan diakhir waktu burnup sebesar 0.882876. Th 86% Pu 14% sebesar 0.913856 dan diakhir waktu burnup sebesar 0.850433. Nilai ini menunjukkan pada akhir waktu burnup jumlah atom fisil yang di produksi lebih sedikit daripada atom fisil yang dikonsumsi. Hal ini menunjukkan nilai menuju subkritis, maka reaktor lama kelamaan akan kehabisan bahan bakar.

4. Kesimpulan

Telah dilakukan studi desain reaktor cepat berpendingin helium dengan skema burnup MCANDLE radial berbasis bahan bakar thorium mixed oxide, menggunakan fraksi volume 65% fuel, 10% cladding dan 25% coolant. Input bahan bakar thorium mixed oxide dengan presentase plutonium-239 sebanyak 14% dapat menghasilkan reaktor yang kritis pada tahun ke 2 dengan nilai $k_{eff} = 1.012011$ dan tahun ke-4 dengan nilai $k_{eff} = 1.00275$. Perubahan densitas atom Th^{232} dan Pu^{239} mengalami penurunan selama periode 10 tahun pertama sedangkan pada tahun terakhir waktu *burnup* yaitu tahun ke 100 nilai densitas atom Pu^{239} mengalami peningkatan sampai pada nilai $1,38 \times 10^{18}$ atom/cm³. Perubahan densitas atom U^{233} mengalami peningkatan selama kurun 10 tahun pertama sampai pada 40 tahun waktu burnup, kemudian mengalami penurunan sampai terakhir waktu *burnup* tahun ke 100. Reaktor tetap dapat mempertahankan kondisi kritis selama 4 tahun beroperasi tanpa pengisian ulang bahan bakar. Diperlukan modifikasi ukuran teras reaktor agar dapat beroperasi selama 10 tahun tanpa refueling atau pengisian bahan bakar.

Referensi

- [1] Kamei, T., & Hakami, S. (2011). Evaluation of implementation of thorium fuel cycle with LWR and MSR. *Progress in Nuclear Energy*, 53(7), 820–824. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2011.05.032>
- [2] Peel, R., van den Durpel, L., Ogden, M. D., & Whittle, K. R. (2016). Three-component U-Pu-Th fuel for plutonium irradiation in heavy water reactors. *EPJ Nuclear Sciences & Technologies*, 2, 29. <https://doi.org/10.1051/epjn/2016022>
- [3] Widiawati, N., Su'ud, Z., Irwanto, D., Permana, S., Takaki, N., & Sekimoto, H. (2021). Enhancing the performance of a long-life modified CANDLE fast reactor by using an enriched ^{208}Pb as coolant. *Nuclear Engineering and Technology*, 53(2), 423–429. <https://doi.org/10.1016/j.net.2020.07.008>
- [4] Anggoro, Y. D., Dewi, D., Yuliyanto, A. T., & Prapatan, M. (2013). Kajian Perkembangan PLTN Generasi IV. *Jurnal Pengembangan Energi Nuklir*, 15, 69–79.
- [5] Okumura K, Teruhiko Kugo, Kunio Kaneko, & Keichiro Tsuchihashi. (2007). *SRAC 2006: A Comprehensive Neutronics Calculation Code System. Division of Nuclear Data and Reactor Engineering Nuclear Science and Engineering Directorate* (K Okumura, K Teruhiko, & K KuniaT Keichiro, Ed.; 2002 ed.). 2002

- [6] Maemunah, I. R., Yuningsih, N., & Irwanto, D. (2019). Studi Komparasi Reaksi Fisi dan Fusi pada Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir Masa Depan. *Prosiding Seminar Nasional Fisika 5.0*, 0, 473–481.
- [7] Vionita, V., Ariani, M., & Royani, I. (2022). Perhitungan Desain Konsep Reaktor Cepat Berpendingin Karbondioksida Superkritis dan Berbahan Bakar Uranium Metalik Alam. In *Jurnal Teori dan Aplikasi Fisika* (Vol. 10, Issue 02).
- [8] Ariani, M., Su'ud, Z., Waris, A., Khairurrijal, Monado, F., & Sekimoto, H. (2012). The feasibility study of small long-life gas cooled fast reactor with mixed Natural Uranium/Thorium as fuel cycle input. *AIP Conference Proceedings*, 1448(2012), 59–64. <https://doi.org/10.1063/1.4725438>
- [9] J. Duderstadt and L. Hamilton, *Nuclear Reactor Analysis*. Canada: John Wiley & Sons, Inc., 1976



**KEMENTRIAN PENDIDIKAN, KEBUDAYAAN,
RISET, DAN TEKNOLOGI
UNIVERSITAS SRIWIJAYA
FAKULTAS MATEMATIKA DAN ILMU PENGETAHUAN ALAM
PROGRAM STUDI MAGISTER FISIKA**

Jalan Palembang-Prabumulih, Indralaya, Kabupaten Ogan Ilir (30662)
Telepon(0711)580268, 580056, Faksimile (0711) 580056
laman : www.mipa.unsri.ac.id Email : s2fisika@fmipa.unsri.ac.id

**BERITA ACARA
SEMINAR PROPOSAL PENELITIAN TESIS MAHASISWA**

Yang bertanda tangan dibawah ini Tim Penguji Seminar Proposal Penelitian Tesis Mahasiswa Program Studi Magister (S2) Fisika:

Nama : Damri
 NIM : 08072681923001
 Program Studi/BKU : Magister (S2) Fisika/ Fisika Material
 Judul Proposal Tesis : Desain dan Analisis Reaktor Cepat Berpendingin Helium Dengan Skema Burnup Mcandle Arah Radial Berbasis Bahan Bakar Thorium Mix Oxyde (Th, Pu)O₂

menyatakan telah melakukan Seminar Proposal Penelitian Tesis terhadap mahasiswa di atas pada tanggal **Tujuh Bulan Oktober Tahun Dua Ribu Dua Puluh Dua** dengan tim penguji dan hasil ujian sebagai berikut:

No	Nama Penguji	Jabatan Penguji	Paraf	Keterangan
1	Dr. Menik Ariani, M. Si	Pembimbing 1		
2	Dr. Fiber Monado, M. Si	Pembimbing 2		
3	Dr. Supardi, M. Si	Anggota Penguji		
4	Dr. Assa'idah, M. Si	Anggota Penguji		

Berdasarkan Seminar Proposal yang telah dilaksanakan, Tim Pembimbing dan Dosen Penguji menetapkan bahwa mahasiswa tersebut di atas dinyatakan **Berhak***/~~Tidak Berhak~~* melanjutkan ke tahapan selanjutnya.

Demikianlah berita acara ini dibuat dengan sebenarnya untuk dapat digunakan sebagaimana mestinya.

Koordinator Program Studi
Magister (S2) Fisika,

Dr. Fiber Monado, M. Si
NIP. 197002231995121002

- Catatan Koreksi/Perbaikan:
1. *perbaiki kualitas gambar.*
 2. *konsisten font, halaman.*
 3.
 4.
 5.

**DESAIN DAN ANALISIS REAKTOR CEPAT BERPENDINGIN HELIUM
DENGAN SKEMA *BURNUP* MCANDLE ARAH RADIAL BERBASIS BAHAN
BAKAR THORIUM MIX OXYDE (Th, Pu)O₂**

PROPOSAL TESIS

*Sebagai Salah Satu Syarat Untuk Memperoleh Gelar Magister Sains
Di Bidang Studi Fisika Fakultas MIPA Universitas Sriwijaya*



Oleh :

Damri

08072681923001

**PROGRAM STUDI MAGISTER FISIKA
FAKULTAS MATEMATIKA DAN ILMU PENGETAHUAN ALAM
UNIVERSITAS SRIWIJAYA**

2022

LEMBAR PENGESAHAN
DESAIN DAN ANALISIS REAKTOR CEPAT BERPENDINGIN HELIUM
DENGAN SKEMA *BURNUP* MCANDLE ARAH RADIAL BERBASIS BAHAN
BAKAR THORIUM MIX OXYDE (Th, Pu)O₂

PROPOSAL TESIS

Oleh :
Damri
08072681923001

Palembang, 1 Oktober 2022

Pembimbing I



Dr. Menik Ariani, M.Si

NIP. 197211252000122001

Pembimbing II



Dr. Fiber Monado, M. Si

NIP.197002231995121002

Mengetahui,
Koordinator Program Studi
Magister Fisika FMIPA Unsri



Dr. Fiber Monado, M. Si

NIP.197002231995121002

BAB I

PENDAHULUAN

1.1 Latar Belakang

Perkembangan reaktor nuklir mengalami perubahan fase dari generasi I sampai kegenerasi IV. Sistem reaktor nuklir generasi IV adalah sistem teknologi yang berkompetisi di semua pasar dengan teknologi paling efektif dan memiliki kelebihan mengembangkan sistem keselamatan pasif yang mampu meminimalkan kecelakaan. Salah satu jenis reaktor generasi IV adalah Gas-Cooled Fast Reactor (GFR). GFR menempati peringkat teratas dalam sistem keberlanjutan karena memiliki siklus bahan bakar tertutup dan kinerja yang sangat baik dalam manajemen aktinida (Nuclear Energy Agency [NEA], 2014). Selain itu, secara umum GFR juga dinilai memiliki peringkat yang baik dalam keselamatan, kehandalan, ekonomi, pencegahan pemanfaatan senjata nuklir dan proteksi fisik (Anggoro et al., 2013).

Dalam penggunaan bahan bakar, spektrum cepat GFR memungkinkan untuk menggunakan bahan bakar yang dapat langsung membelah (*fissile*) dan bahan bakar yang tidak dapat langsung membelah (*fertile*) yang tersedia (Anggoro et al., 2013). Penggunaan bahan bakar nuklir banyak didasarkan pada bahan bakar *fissile* yaitu Uranium-235 dan plutonium-239 sedangkan bahan bakar *fertile* seperti thorium (Th^{232}) menjadi bahan bakar alternatif yang sedang dikembangkan.

Ketersediaan sumber daya thorium di alam sekitar 3 kali lebih besar dari uranium dan dapat mengurangi jumlah limbah radioaktif menjadi salah satu pertimbangan pemanfaatan thorium sebagai bahan bakar (Menik Ariani et al., 2015). Selain itu penggunaan Th^{232} sebagai bahan bakar dikarenakan lebih aman, lebih murah, dan lebih ramah lingkungan. Th^{232} lebih aman karena tidak memiliki isotop yang bersifat fisil sehingga tidak cocok digunakan untuk senjata nuklir (Kamei & Hakami, 2011).

Menurut (Peel et al., 2016), thorium-232 yang merupakan bahan bakar *fertile* dapat menjadi bahan bakar *fissile* dengan memproduksi uranium-233 melalui proses penangkapan neutron. Jika thorium-232 menangkap neutron dengan energi rendah akan menghasilkan isotop U^{233} . Uranium-233 memiliki sifat *fertile* yang lebih baik dalam rentang energi termal dan epitermal daripada uranium-235 (Menik Ariani et al., 2012).

Penelitian mengenai desain inti (*core*) reaktor berbasis bahan bakar thorium sebagai bahan bakar telah sering dilakukan seperti Desain Inti (*Core*) Reaktor SCWR (*Super Critical Water-cooled Reactor*) Tiga Dimensi (X-Y-Z) Menggunakan Bahan Bakar Thorium Hasil Daur Ulang (Harjanti et al., 2017) pada penelitian tersebut Bahan bakar yang digunakan yaitu thorium dengan burn 20 GWd/t sebagai *inner fuel*, burn 30 GWd/t sebagai *outer fuel*, Selongsong menggunakan *zirconium* dan pendingin menggunakan air ringan (H_2O). Kondisi kritis reaktor didapatkan pada $x = 310$ cm, $y = 170$ cm, $z = 190$ cm dan pengayaan bahan bakar 2,49%. Daya teras reaktor pada penelitian ini sebesar 3.411 MWt dengan nilai rapat daya maksimal $366,8356$ Watt/cm³ yang terletak pada titik $x = 34$ (170 cm), $y = 1$ (5 cm), $z = 38$ (190 cm) dan faktor multiplikasi efektif (*keff*) sebesar 1,0. Kemudian Desain teras reaktor HTGR model *mesh triangular* dua dimensi bahan bakar thorium berpendingin gas CO_2 (Dilaga et al., 2019), Hasil yang diperoleh menunjukkan desain teras reaktor HTGR yang ideal dengan ukuran kolom (x) 202 cm dan baris (y) 101 cm. Persentase pengayaan bahan bakar bagian pertama sebesar 3% dan bahan bakar bagian kedua 2,731%. Desain teras reaktor ini menghasilkan daya termal sebesar 100 MWth, rapat daya maksimal sebesar $107,5371$ watt/cm³ dan nilai *keff* 1,000008. Juga dilakukan pada penelitian Studi desain reaktor air bertekanan (PWR) berukuran kecil berumur panjang berbahan bakar thorium (Subkhi et al., 2015), dengan menerapkan strategi pemanfaatan siklus thorium, bahan bakar yang *tight lattice* dan penambahan protactinium dapat menghasilkan teras berumur panjang dengan pengurangan *excess reactivity* selama waktu optimum operasi 6 tahun. Kemudian optimasi PWR kecil berdaya 350 MWt berumur panjang berbahan bakar thorium nitrida menghasilkan *excess reactivity* rendah 0.5% dk/k. Optimasi teras *long-life* PWR untuk menganalisa aspek *burn-up* dan distribusi daya juga perlu dilakukan agar dapat beroperasi 10 tahun atau lebih. Selain itu terdapat juga penelitian *Power Flattening* Desain Reaktor GFR Berbasis Bahan Bakar Uranium Plutonium Nitride (U, Pu)N (Novalianda, 2019). Berdasarkan penelitian tersebut Proses *power flattening* teras reaktor dilakukan dengan mengatur arah radial tiga region fraksi volume bahan bakar yaitu 55%, 60% dan 65%. Nilai Average *power density* teras reaktor yang dimodifikasi adalah 28,46 Watt/cc dan *power peaking factor* menurun dari 2,25 menjadi 1,98. Penelitian Peningkatan kinerja usia reactor GFR dengan Modified CANDLE arah Radial berpendingin Pb^{208} yang

diperkaya (Widiawati et al., 2021) juga telah dilakukan, membagi teras reaktor menjadi 6 region dengan volume yang sama arah radial.

Hal ini menunjukkan bahwa bahan bakar thorium seperti thorium karbida, thorium nitride, dan thorium oksida sangat efektif untuk pembakaran plutonium. Selain konsumsi plutonium yang tinggi, bahan bakar thorium mixed oxyde juga memiliki sifat termomekanis yang baik, seperti koefisien ekspansi termal yang rendah, pelepasan gas fisi yang rendah, konduktivitas termal yang tinggi, dan suhu leleh yang tinggi (Lau et al., 2014)

Berdasarkan hal tersebut penelitian ingin mendesain sebuah reaktor dengan tipe reactor cepat berpendingin gas Helium dengan menerapkan strategi *burn up Modified CANDLE* Arah Radial berbahan bakar Thorium Mixed Oxyde (Th, Pu)O₂.

1.2 Rumusan Masalah

Penelitian ini diarahkan pada optimasi desain reaktor tipe GFR berpendingin gas Helium dengan *Thorium mixed okside* (Th, Pu)O₂ sebagai input bahan bakar. Strategi penyusunan bahan bakar pada teras menggunakan konsep *Modified CANDLE* Arah Radial.

1.3 Batasan Masalah

Penelitian ini terbatas pada reaktor yang didesain berupa reaktor cepat tipe GFR (*Gas-cooled Fast Reactor*). Input bahan bakar berupa *Thorium mixed okside* (Th, Pu)O₂. Penelitian ini akan difokuskan pada analisis neutronik dari teras reaktor menggunakan program *Standard Reactor Analysis Code* (SRAC) dengan data pustaka JENDL-4.0.

1.4 Tujuan Penelitian

Penelitian ini bertujuan untuk optimasi desain reaktor tipe GFR berpendingin gas Helium dengan Thorium mixed okside (Th, Pu)O₂ sebagai input bahan bakar, berbasis strategi *burn-up* MCANDLE arah Radial . Berikut tahapan yang dilakukan dalam penelitian ini:

1. Melakukan perhitungan sel bahan bakar menggunakan persamaan transport neutron untuk menghasilkan nilai faktor multiplikasi infinite (*k_{inf}*), burn-up level, dan rasio konversi.

2. Melakukan perhitungan teras reaktor yang menghasilkan nilai faktor multiplikasi efektif (k_{eff}) agar reaktor dapat berada dalam kondisi kritis. Perhitungan dilakukan menggunakan persamaan difusi atomik.
3. Menentukan distribusi daya dalam teras reaktor dengan melakukan optimasi pada susunan bahan bakar di teras reaktor.

1.5 Manfaat Penelitian

Manfaat dari hasil penelitian ini adalah:

1. Dapat menjadi bahan rujukan dalam desain optimasi reaktor nuklir untuk perkembangan penelitian energi baru yang murah, ramah lingkungan yang sangat potensial dikembangkan di Indonesia.
2. Penelitian ini juga diharapkan bermanfaat bagi peneliti lain sebagai dasar untuk melakukan penelitian selanjutnya.
3. Analisis neutronik yang dihasilkan dapat menjadi bahan rujukan untuk analisis termal hidrolis dan keselamatan.

BAB II

TINJAUAN PUSTAKA

2.1 Reaktor Nuklir

Reaktor nuklir merupakan tempat berlangsungnya reaksi fisi yang dihasilkan dari interaksi neutron dengan inti berat yang bersifat fisil sehingga terjadi fragmen inti-inti atom disertai pembebasan energi dalam bentuk panas dan membebaskan beberapa neutron baru. Reaktor nuklir juga merupakan tempat pengaturan dan penjagaan reaksi nuklir berantai agar kesenimbangannya berlangsung pada laju yang tetap.

Tipe-tipe reaktor nuklir dapat dibedakan melalui parameter-parameter tertentu, yaitu: reaktor nuklir berdasarkan kegunaannya (Reaktor Riset dan Reaktor Daya), reaktor nuklir berdasarkan tipe reaksinya (Reaktor Fisi dan Reaktor Fusi), reaktor nuklir berdasarkan pendinginnya dan reaktor nuklir berdasarkan energi kinetik neutronnya. Reaktor nuklir berdasarkan kegunaannya, yaitu: (Krane, 2008)

1. Reaktor Riset

Reaktor riset atau non daya adalah reaktor nuklir yang memanfaatkan neutron untuk keperluan penelitian atau pembuatan isotop, baik untuk kepentingan komersial atau non komersial (PP RI No. 43, 2006). Jenis reaktor ini dirancang untuk memproduksi radioisotop dan melakukan berbagai penelitian dengan radiasi. Pada reaktor ini, reaksi nuklir (pembelahan) dipakai sebagai sumber neutron dan pada umumnya daya reaktor rendah sebesar 100 kWt - 30 MWt.

2. Reaktor Daya

Reaktor daya adalah reaktor nuklir berupa pembangkit tenaga nuklir yang memanfaatkan energi panas untuk membangkitkan daya, baik untuk kepentingan komersial maupun non komersial (PP RI No. 43, 2006). Reaktor ini dirancang untuk memproduksi energi listrik melalui PLTN.

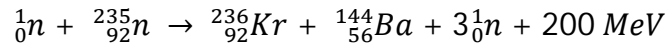
Berikut ini perbedaan reaktor nuklir berdasarkan tipe reaksinya, yaitu:

1. Reaktor Fisi

Pada reaktor ini berlangsung reaksi fisi berantai terkendali dan kontinu untuk menghasilkan energi nuklir, radioisotop dan nuklida baru. Terkendali yang dimaksud adalah jumlah reaksi fisi dapat dinaik-turunkan sesuai dengan kebutuhan energi. Sedangkan reaksi fisi kontinu harus terjadi dalam uranium alam yang mengandung bahan

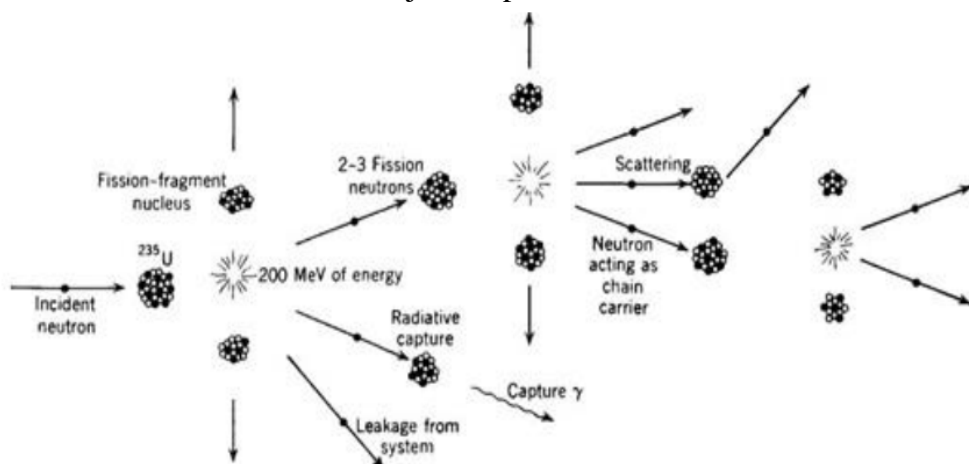
fisis uranium-235. Neutron dalam reaktor nuklir digunakan untuk menginduksi terjadinya reaksi fisi inti. Reaksi fisi ini nantinya akan menghasilkan inti ringan, neutron dan energi sebesar 200 MeV (Duderstadt, J., 1976)

Salah satu contoh reaksi fisi pada reaktor termal dengan bahan bakar uranium-235 adalah seperti ditunjukkan pada persamaan



Pada awalnya neutron yang mengenai bahan bakar uranium-235 akan menangkap neutron dan menghasilkan satu produk yaitu uranium-236 yang sifatnya tidak stabil sehingga nuklida harus bertransformasi menjadi nuklida lain dengan memancarkan partikel alfa, beta dan gama yang disebut dengan peluruhan radioaktif. Akibatnya uranium-236 akan membelah menjadi dua buah produk fisi, yaitu Krypton (${}_{92}^{236}\text{Kr}$), Barium (${}_{56}^{144}\text{Ba}$) dan menghasilkan 2-3 buah neutron baru (Kuntoro, 2017)

Pada saat pemecahan inti menjadi atom lain yang lebih ringan, energi pengikat atom semula dibebaskan. Energi yang dibebaskan itu terbentuk dari energi kinetik dari dua atau tiga neutron cepat yang mengalami hamburan, radiasi beberapa jenis sinar dan panas. Dua dari tiga neutron hasil reaksi fisi kemudian menumbuk inti uranium-235 lainnya dan menimbulkan reaksi fisi berikutnya (reaksi fisi generasi kedua). Neutron hasil fisi dari reaksi fisi kedua ini diharapkan akan menimbulkan reaksi fisi berikutnya (reaksi fisi generasi ketiga), dan selanjutnya akan terjadi reaksi fisi dari generasi ke generasi secara kontinu. Reaksi fisi inilah yang disebut sebagai reaksi fisi berantai. Proses reaksi fisi berantai dari unsur U-235 ditunjukkan pada Gambar 2.1 berikut.



Gambar 2.1. Skema reaksi fisi berantai pada U-235 (Duderstadt & Hamilton, 1976)).

2. Reaktor Cepat Berpendingin Gas (GFR)

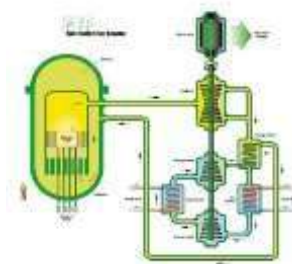
Reaktor Cepat Berpendingin Gas (GFR) merupakan salah satu pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN) Generasi IV yang saat ini sedang dikembangkan dengan karakteristik spektrum neutron cepat yang dapat digunakan untuk membuat reaktor daya dengan rasio kemampuan pembiakan/ konveksi tinggi.

Gas-cooled Fast Reactor (GFR) adalah pembangkit listrik yang menggunakan gas sebagai pendingin reaktor. Panas diambil oleh gas selama proses pendinginan reaktor yang kemudian digunakan secara tidak langsung untuk menghasilkan uap yang digunakan untuk menggerakkan turbin, atau pada kasus lain pendingin yang mengambil panas ini dapat digunakan secara langsung sebagai fluida kerja dari turbin gas sehingga tidak memerlukan sirkuit uap terpisah. Tentu saja kedua pendekatan ini memiliki kelebihan dan kekurangannya masing-masing.

Seperti ditunjukkan pada gambar 2.1 sistem GFR memiliki spektrum neutron, pendingin helium dan siklus bahan bakar tertutup. Potensi suhu helium yang tinggi akan memungkinkan GFR untuk memenuhi misi produksi hidrogen dan listrik, serta neutron spektrum cepat akan memfasilitasi pencapaian misi aktinida reaksi fisi.

Selain menggunakan pendingin helium, GFR juga dapat menggunakan pendingin jenis lain yaitu Nitrogen (N_2) dan karbondioksida (CO_2). Penggunaan gas karbondioksida pada GFR menunjukkan hasil yang lebih bagus dibandingkan dengan helium dan nitrogen (Riskha et al., 2016)

Pada umumnya teras reaktor GFR terdiri dari beberapa komponen, yaitu elemen bahan bakar reaktor (*fuel*), kelongsong (*cladding*), pendingin (*coolant*), batang kendali, perisai, penukar kalor, reflektor dan perangkat detektor (Subkhi et al., 2015). Geometri teras reaktor ini umumnya menggunakan skema aksial. Hal ini dikarenakan skema aksial merupakan skema yang cukup optimal jika ditinjau dari faktor kebocoran neutron dan aliran pendingin (Andris et al., 2016).



Gambar 2.2 Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir Jenis *Gas-cooled Fast Reaktor*

2.2 Bahan Bakar (Fuel)

Bahan bakar reaktor yang digunakan sebagai sumber energi nuklir adalah bahan bakar yang dapat berfisil (fisil), yang dapat diperoleh di alam. Tetapi karena beberapa bahan fisil dapat dibuat dari bahan dapat membiak (fertil), maka beberapa jenis bahan fertil yang dibutuhkan sebagai bahan baku pembuat bahan fisil juga digolongkan sebagai bahan bakar reaktor fisi (BATAN, 2018). Bahan fisil antara lain U^{233} , U^{235} , Pu^{239} dan Pu^{241} , serta bahan fertil Th^{232} , U^{238} , Pu^{240} dan Pu^{242} (Duderstadt & Hamilton, 1976).

Thorium adalah logam alami yang bersifat radioaktif, ditemukan pada tahun 1828 oleh Jons Jacob Berzelius seorang kimiawan Swedia (Saneda dan Lainetti, 2014). Thorium ditemukan dalam bentuk kecil diantara batu dan tanah dimana jumlahnya tiga kali lipat lebih banyak daripada uranium. Thorium termasuk golongan logam transisi, dengan struktur kristal *Face Centre Cubic* (FCC).

Thorium pada umumnya terdapat pada mineral tertentu, salah satunya thorium banyak terdapat dalam bentuk *monazite* (Thorium Fosfat). *Monazite* mengandung sekitar 12% Thorium Oksida (ThO_2) dan merupakan sumber terbesar thorium. Pada keadaan murni Thorium merupakan logam putih keperakan yang berkilau. *Monazite juga terdapat dalam pasir kuarsa dan batu kerikil pasir disekitar pantai.*



Gambar 2.3

Pemanfaatan Thorium sebagai bahan bakar alternatif memiliki beberapa keuntungan, yaitu ketersediaan Thorium 3-4 kali lebih banyak dari ketersediaan uranium, Th^{232} memiliki penampang lintang serapan neutron thermal yang lebih besar dibandingkan U^{238} . Secara neutronik, hal ini menjadi keuntungan bagi bahan bakar berbasis thorium karena akan

10,59% yang tahan terhadap korosi dan temperatur yang tinggi serta dapat menyerap beberapa neutron. *Stainless steel* 316 (SS316) adalah material yang paling umum digunakan sebagai *cladding* dan *assembly duct* karena sifat tahan terhadap suhu tinggi dan tahan terhadap pembengkakan pelet sel bahan bakar. Sedangkan untuk bahan *zircaloy* tidak mampu menahan temperatur tinggi pada reaktor cepat (Walter E.A & Albert B. Reynolds, 1981).

2.6 Pendingin (Coolant)

Pada reaktor nuklir, energi yang dihasilkan dari proses reaksi fisi berantai berupa panas atau kalor. Oleh karena itu reaktor membutuhkan bahan pendingin yang bersifat mampu menyerap panas dengan baik, daya serap terhadap neutron rendah, stabil dalam lingkungan radiasi dan suhu tinggi. Pendingin ini dimanfaatkan untuk menyalurkan panas yang dihasilkan pada saat reaksi fisi berantai terjadi. Pendingin pada teras reaktor GFR dapat berupa gas Helium (He), Nitrogen (N₂) dan Karbondioksida (CO₂), baik dalam kondisi kritis maupun superkritis. Berikut beberapa keunggulan pendingin gas, yaitu:

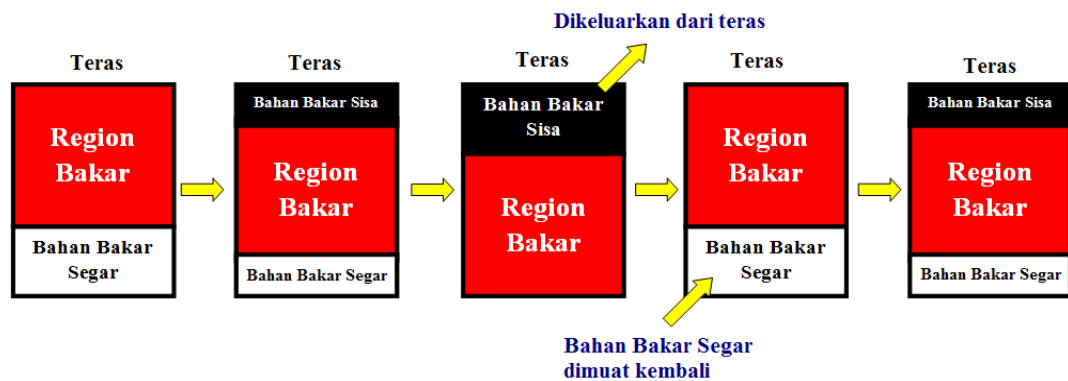
1. Kemampuan memindahkan panas yang terbatas (*limited heat-transfer*), jika dibandingkan dengan pendingin yang berasal dari cairan dan bahan metal.
2. Gas hanya beroperasi pada satu fasa saja. Hal ini sangat menguntungkan karena gas tidak akan pernah mengalami pendidihan dan penguapan seperti halnya pada pendingin air.
3. Pendingin gas memiliki daya moderasi yang rendah.

Helium sudah dibuktikan mempunyai beberapa keunggulan seperti: memiliki kemampuan menyerap neutron dan daya moderasi yang rendah, beroperasi pada satu fasa yaitu gas, tidak menjadi radioaktif dan lain-lain. Namun helium akan bekerja maksimal pada saat kemurniannya (*purity*) terjaga. Pada saat helium sudah tercampur dengan unsur pengotor yang masuk ke sistem pendingin, maka pada suhu yang sangat tinggi akan menjadi gas kontaminan yang bisa menurunkan efisiensi transfer panas dari sistem pendingin (Riska, 2016). Helium juga kurang bagus untuk sistem kecil yaitu GFR daya rendah kisaran kurang dari 300 MWt dengan inti yang relatif kecil. Oleh karena itu, desain ekonomis inti yang menguntungkan hanya dapat diperoleh untuk daya tinggi (1000 MWt atau lebih). Karena sifat transfer panas helium yang secara inheren lebih buruk, relatif terhadap natrium, perlu untuk menginduksi turbulensi dengan memperkeras permukaan

pada bagian bahan bakar dari dinding eksterior bahan bakar pin *cladding*. Kerugian terbesar dari sistem GFR menggunakan helium sebagai pendinginnya yaitu gas helium harus ditekan hingga rentang 7-10 MPa (1050 hingga 1500 psi) untuk menyediakan pendinginan yang cukup untuk teras reaktordengan kerapatan daya yang tinggi untuk pembangkit listrik yang ekonomis. Tekanan sistem yang tinggi diperlukan untuk mengimbangi kapasitas panas rendah helium (Walter E.A & Albert B. Reynolds, 1981).

2.5 Reaktor CANDLE

Reaktor *Constant Axial shape of Neutron flux, nuclide densities and power shape during Life of Energy production* (CANDLE) adalah sebuah konsep reaktor nuklir yang proses bahan bakarnya dapat dianalogikan dengan terbakarnya lilin. Terdapat tiga bagian utama pada strategi penyusunan bahan bakar *burn-up* CANDLE yaitu, daerah bahan bakar segar (*fresh fuel*), daerah pembakaran (*burning region*) dan daerah bahan bakar sisa (*spent fuel*). Pada strategi ini daerah pembakaran nuklir diletakkan di bawah atau di atas teras (Sekimoto, 2010). Berikut Gambar 2.4 menunjukkan konsep dasar *burn-up* CANDLE pada teras reaktor.



Gambar 2.4 Konsep *burn-up* CANDLE pada teras reaktor (Sumber: Sekimoto, 2010)

Bahan bakar yang disusun menggunakan strategi penyusunan bahan bakar *burnup* CANDLE (Gambar 2.4) akan dibakar mulai dari bagian atas kemudian perlahan-lahan akan merambat ke bagian bawah. Seiring berjalannya , maka bagian atas reactor akan terdiri dari bahan bakar sisa (*spent fuel*) dan bagian bawah adalah bahan bakar baru. Proses perambatan ini memerlukan yang lama (bertahun-tahun). Jika semua bahan bakar telah terbakar, maka reaktor sudah tidak bisa beroperasi lagi dan bahan bakar diganti atau diisi ulang dengan bahan bakar baru atau bagian *spent fuel* yang

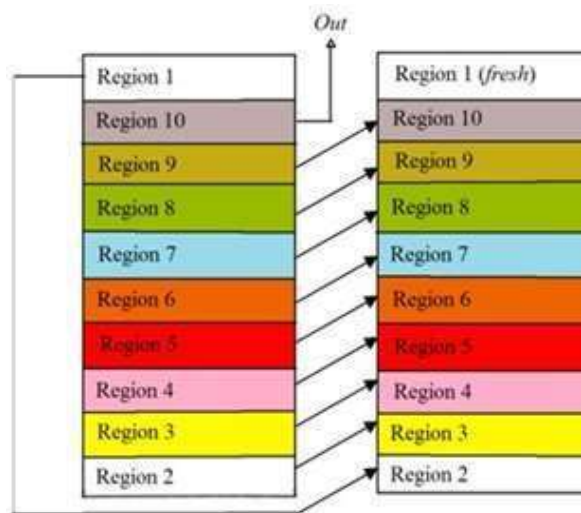
berisi produk sisa pembakaran akan dikeluarkan dari atas dan dibagian bawah diisi kembali dengan bahan bakar baru. Proses selanjutnya mengulangi proses sebelumnya. Skema *burnup* semacam ini memungkinkan operasi reaktor dapat diteruskan dengan hanya menyuplai bahan bakar segar (*fresh*) seperti uranium alam (Sekimoto, 2010)

Strategi *burn-up* CANDLE tidak memerlukan instrumen kontrol atau batang kendali untuk reaktivitas. Distribusi dari densitas nuklida bahan bakar, fluks neutron dan kerapatan daya bergerak sepanjang sumbu. Berikut terdapat beberapa keuntungan dari reaktor CANDLE (Sekimoto, 2010) :

1. Daerah pembakaran bergerak sepanjang sumbu reaktor dengan kecepatan sebanding dengan keluaran energi.
2. Distribusi rapat atom, fluks neutron, dan rapat daya dalam daerah pembakaran tersebut tidak berubah dalam proses penjalarn tersebut.
3. Reaktor ini tidak memerlukan proses pengayaan uranium yang memakan modal sangat besar, tetapi langsung dapat dipasok dengan uranium alam.
4. Reaktor ini juga mampu membakar limbah nuklir untuk menambah pasokan energinya. Selain keuntungan yang telah disebutkan diatas, kelemahan dari reaktor CANDLE ini yaitu untuk memulai desain awal dari reaktor dengan konsep ini yang cukup sulit.

2.6 Reaktor Modified CANDLE

Konsep MCANDLE merupakan perkembangan dari reaktor CANDLE yang dimodifikasi (Su'ud et al., 2018). Modifikasi dilakukan dengan cara membagi teras aktif dalam arah aksial (Z. Su'ud H. Sekimoto, 2013) dan arah radial (Z. Su'ud et al., 2013) menjadi sejumlah bagian (*region*) yang masing-masing berisi bahan bakar dengan komposisi tertentu. Proses pembakarannya sama dengan reaktor CANDLE yang dianalogikan seperti pembakaran pada lilin (Syahputra & Suud, 2017). Daerah pembakaran bergerak sepanjang sumbu reaktor dengan kecepatan sebanding dengan keluaran energi. Distribusi rapat atom, fluks neutron, dan rapat daya dalam daerah pembakaran tidak berubah dalam proses penjalarn tersebut (Ariani et al., 2013). Berikut Gambar 2.5 menunjukkan konsep dasar *burn-up* MCANDLE pada teras reaktor.



Gambar 2.5. Konsep *burn-up* MCANDLE pada teras reaktor (Sumber: Su'ud, 2018).

Strategi penyusunan bahan bakar CANDLE yang dimodifikasi ditunjukkan pada Gambar 2.5 ini dibagi menjadi beberapa bagian dengan volume yang sama. Pada kondisi awal, uranium alam diletakkan pada *region 1*, setelah 1 siklus pengisian bahan bakar (per 10 tahun) maka bahan bakar dari *region 1* ini dipindahkan ke *region 2*, bahan bakar di *region 2* dipindahkan ke *region 3* dan seterusnya hingga bahan bakar sisa reaksi fisi nuklir pada *region 10* dikeluarkan dari teras reaktor. Hal ini terus berlangsung hanya dengan memasukkan uranium alam pada *region 1* disetiap siklusnya (Ferhat Aziz, 2018)

2.7 Analisis Neutronik

Pada perhitungan neutronik teras reaktor, hal terpenting yang harus dilakukan adalah membuat suatu deskripsi fisis yang bersifat analisis dan kuantitatif mengenai keadaan neutron di dalam teras reactor. Keadaan yang dimaksud mencakup populasi neutron, distribusi neutron, energi neutron, kerapatan neutron, fluks neutron, dan sebagainya. Teori yang membahas hal ini dikenal sebagai teori transport neutron, pendekatan dari solusi terori tersebut dilakukan dengan beberapa penyederhanaan pendekatan difusi.

2.8 Persamaan Difusi

Persamaan difusi menggambarkan hubungan antara laju produksi, laju penyerapan dan laju bocoran neutron. Produksi neutron dalam suatu elemen volume berasal dari hasil reaksi fisi, peristiwa hamburan inelastik (*removal inelastic scattering*) dan sumber neutron diluar elemen. Sedangkan absorpsi neutron disebabkan karena reaksi absorpsi neutron oleh inti-inti atom dan adanya kebocoran neutron yang disebabkan oleh hamburan

yang keluar menuju elemen ruang lain atau keluar dari teras reaktor. Persamaan difusi terdiri dari dua macam yaitu, persamaan difusi satu grup dan persamaan difusi multigrup (Ashby & Smidman M, n.d.).

2.8.1 Persamaan Difusi Satu Grup

Persamaan difusi satu grup merupakan persamaan dinamika neutron yang tidak bergantung pada tingkatan energi neutron atau berada pada level energi yang sama. Misalkan dalam suatu reaktor memiliki neutron dengan $N(\mathbf{r}, t)$ sebagai banyaknya neutron persatuan volume pada posisi r dan $\phi(\mathbf{r}, t) = \nu N(\mathbf{r}, t)$ dan $\phi(\mathbf{r}, t)$ adalah parameter fluks neutron dengan ν adalah kecepatan neutron. Sebuah daerah pada teras reaktor dengan volume (V), daerah permukaan (S), maka jumlah total volume dan (t) adalah :

$$\int_V d^3r N(\mathbf{r}, t) = \int_V d^3r \frac{1}{\nu} \phi(\mathbf{r}, t) \quad (2.1)$$

apabila persamaan 2.2 dideferensialkan maka diperoleh laju rata-rata perubahan jumlah neutron pada volume V

$$\frac{d}{dt} \left[\int_V d^3r \frac{1}{\nu} \phi(\mathbf{r}, t) \right] = \int_V d^3r \frac{1}{\nu} \frac{\partial \phi}{\partial t} = \text{produksi} - \text{absorpsi} - \text{jumlah bocor} \quad (2.2)$$

selanjutnya $S(\mathbf{r}, t)$ didefinisikan sebagai rapat sumber neutron, maka produksi neutron pada volumenya,

$$V = \int_V d^3r S(\mathbf{r}, t) \quad (2.3)$$

laju rapat penyerapan neutron pada volume (V) adalah $\Sigma_A(\mathbf{r})\phi(\mathbf{r}, t)$, maka absorpsi volume sebagai berikut,

$$V = \int_V d^3r \Sigma_A(\mathbf{r})\phi(\mathbf{r}, t) \quad (2.4)$$

jika $\mathbf{J}(\mathbf{r}, t)$ adalah rapat arus neutron, maka laju neutron yang melewati satu permukaan $d\mathbf{S}$ pada posisi \mathbf{r}_s adalah $\mathbf{J}(\mathbf{r}_s, t)d\mathbf{S}$. Dengan demikian total neutron yang keluar dari sistem melalui permukaan volume adalah

$$\text{Neutron yang keluar dari } V = \int_s dS J(r, t) \quad (2.5)$$

dengan menggunakan Teorema Gauss didapatkan :

$$\int_s dS J(r, t) = \int d^3r \nabla J(r, t) \quad (2.6)$$

dengan mensubstitusikan persamaan (2.4), (2.5) dan (2.7) ke persamaan (2.2), maka didapatkan,

$$\int d^3r \left[\frac{1}{v} \frac{\partial \phi}{\partial t} - S + \sum_A \phi + \nabla \cdot J \right] = 0 \quad (2.7)$$

untuk setiap volume (V) harus berlaku:

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \phi}{\partial t} = -\nabla \cdot J - \sum_A \phi + S \quad (2.8)$$

dengan asumsi persamaan di atas bahwa neutron akan bergerak dari kerapatan tinggi menuju kerapatan rendah, maka secara matematis dapat dituliskan

$$J(r, t) \cong -D(r) \nabla \phi(r, t) \quad (2.9)$$

dengan D menyatakan koefisien difusi, sehingga

$$D = \frac{1}{3\Sigma_{tr}} = \frac{1}{3(\Sigma_{tr} - \mu_0 \Sigma_s)} \quad (2.10)$$

Maka,

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \phi}{\partial t} = \nabla D(r) \nabla \phi(r, t) - \sum_a(r) \phi(r, t) + S(r, t) \quad (2.10)$$

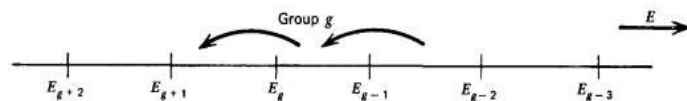
Persamaan (2.10) merupakan persamaan difusi neutron satu grup dengan ϕ menyatakan fluks neutron, v menyatakan jumlah rata-rata neutron fisi yang muncul pada reaksi fisi

yang diinduksi oleh neutron, Σ_a adalah nilai makroskopik absorpsi dan S adalah sumber neutron. Persamaan (2.10) didapatkan berdasarkan beberapa asumsi dan aproksimasi, sehingga validnya terbatas. Persamaan (2.10) tidak lagi valid untuk kondisi-kondisi berikut :

1. Dekat perbatasan material atau daerah ketika material-material berubah secara drastis pada interval jarak yang satu orde dengan neutron
2. Dekat pusat sumber neutron (*localized source*)
3. Material yang memiliki kemampuan besar untuk menyerap neutron.

2.7.1 Persamaan Difusi Multigrup

Persamaan difusi multigrup menggambarkan perilaku neutron rata-rata pada setiap tingkatan energi karena bergantung terhadap tingkatan energi neutronnya. Untuk mengakomodasi variabel energi ke dalam persamaan difusi neutron maka akan dipartisi spektrum kontinu energi neutron menjadi interval-interval energi yang diskrit atau grup energi seperti yang ditunjukkan pada Gambar 2.6 berikut.



Gambar 2.6. Konsep grup energi neutron (Sumber: Duderstadt, 1976).

Perhitungan proses penurunan persamaan difusi didasarkan pada konsep keseimbangan jumlah neutron yang masuk dan yang keluar dari teras reaktor. Persamaan kesetimbangan neutron dituliskan sebagai berikut (Duderstadt & Hamilton, 1976).

$$\left[\begin{array}{c} \text{laju perubahan} \\ \text{jumlah} \\ \text{neutron} \\ \text{di group}_g \end{array} \right] = - \left[\begin{array}{c} \text{kebocoran} \\ \text{neutron} \\ \text{dari sistem} \\ \text{(leakage)} \end{array} \right] - \left[\begin{array}{c} \text{absorpsi} \\ \text{neutron} \\ \text{di group}_g \end{array} \right] + \left[\begin{array}{c} \text{neutron muncul} \\ \text{dari sumber} \\ \text{neutron} \\ \text{di group}_g \end{array} \right] - \left[\begin{array}{c} \text{neutron} \\ \text{terhambur} \\ \text{keluar dari} \\ \text{di group}_g \end{array} \right] + \left[\begin{array}{c} \text{neutron} \\ \text{terhambur} \\ \text{masuk} \\ \text{ke group}_g \end{array} \right] \quad (2.11)$$

Indeks (g) menunjukkan nilai dari grup energi neutron, dari energi yang terbesar hingga energi yang terkecil. Dari persamaan (2.11) di atas, tanda positif (+) menyatakan bahwa neutron-neutron tersebut bertambah. Faktor-faktor yang menyebabkan bertambahnya jumlah neutron dalam suatu grup, yaitu:

1. Neutron muncul dalam grup g dari sumber neutron, sumber neutron ini terutama adalah reaksi fisi nuklir

2. Neutron dengan sembarang energi mengalami reaksi hamburan nuklir (*scattering*), sehingga energinya berubah dan termasuk dalam interval energi grup g.

Sedangkan tanda negatif (-) menyatakan neutron-neutron berkurang atau hilang. Berikut faktor-faktor yang menyebabkan berkurangnya jumlah neutron dalam suatu grup:

1. Kebocoran neutron yang keluar dari teras reaktor
2. Absorpsi, yaitu penyerapan neutron oleh material di dalam teras reaktor
3. Neutron di dalam grup g mengalami reaksi hamburan nuklir (*scattering*), sehingga energinya berubah dan keluar dari interval energi grup g.

Berdasarkan aproksimasi difusi, maka ekspresi matematis dari persamaan (2.11) didapatkan sebagai berikut :

$$\frac{1}{v_g} \frac{\partial \phi_g}{\partial t} = \nabla D_g \nabla \phi_g - \Sigma_{ag} \phi_g + S_g - \Sigma_{sg} \phi_g + \sum_{g'=1}^G \Sigma_{ag'g} \phi_{g'} \quad (2.12)$$

Dengan $g = 1, 2, \dots, G$ dan probabilitas *cross section* neutron hamburan (*scattered out*) dari group g diberikan oleh :

$$\Sigma_{sg} = \sum_{g'=1}^G \Sigma_{agg'} \quad (2.13)$$

Pada Persamaan (2.13) didefinisikan besaran cross section baru, yaitu *group-transfer cross section* ($\Sigma_{ag'g}$ dan $\Sigma_{agg'}$). Group-cross section ini menggambarkan probabilitas bahwa neutron akan mengalami reaksi hamburan dan kemudian energinya berubah, sehingga berpindah grup energi, yaitu masuk atau keluar dari grup energi g.

Jika dipisahkan bahwa komponen dari suku sumber (*source term*) ke fisi, maka persamaan (2.12) dapat ditulis menjadi :

$$S_g = X_g \sum_{g'=1}^G v_{g'} \Sigma_{fg'} \phi_{g'} + S_g^{ext} \quad (2.14)$$

Dengan X_g adalah probabilitas neutron fisi yang muncul pada energi di group g.

Bila persamaan (2.12) disusun ulang, maka akan dihasilkan persamaan difusi multigroup sebagai berikut (Duderstadt & Hamilton, 1976)

$$\frac{1}{v_g} \frac{\partial \phi_g(\vec{r}, t)}{\partial t} - \nabla D_g(\vec{r}) \nabla \phi_g(\vec{r}, t) - \Sigma_{tg}(\vec{r}) \phi_g(\vec{r}, t)$$

$$= \sum_{g'=1}^G \Sigma_{sgg'(\bar{r})} \phi_{g'}(\bar{r}, t) + \frac{X_g}{K_{eff}} \sum_{g'}^G v_{g'} \Sigma_{fg'(\bar{r})} \phi_{g'}(\bar{r}, t) \quad (2.15)$$

Dengan cross section total

$$\Sigma_{tg}(\bar{r}) = \Sigma_{ag}(\bar{r}) + \Sigma_{sg}(\bar{r}) \quad (2.16)$$

2.1 Persamaan *Burn-up*

Perhitungan burn-up dilakukan guna mengetahui karakteristik perubahan isotop dalam reaktor yaitu pada manajemen penggunaan bahan bakar yang meliputi perhitungan penyusutan penyusutan dan produksi isotop serta banyaknya energi yang dihasilkan per satuan waktu bahan bakar yang dinyatakan dalam Mega Watt-hari (MWd) per ton bahan bakar (Monado et al., 2013)

Perhitungan burnup berkaitan dengan perubahan jangka panjang (hari-bulan dan tahun) komposisi bahan-bahan dalam reaktor akibat berbagai reaksi nuklir yang terjadi saat pengoperasian reaktor nuklir. Dimana bahan pecahan fisi jumlahnya sangat banyak (lebih dari 1200 nuklida) dan karakteristiknya sangat beragam (Menik Ariani et al., 2013)

Persamaan kecepatan reaksi menggambarkan densitas jumlah inti dalam teras yang dapat diperoleh dengan menggunakan keseimbangan yang sederhana. Misalkan $N_A(r,t)$ adalah densitas untuk nuklida jenis A, maka persamaan kecepatan reaksi secara umum terhadap jumlah produksi peluruhan dapat ditunjukkan pada gamabr berikut

Dengan bentuk persamaannya,

$$\frac{dN_A}{dt} - \lambda_A N_A - [\sum_g \sigma_{Ag}^A \phi_g] N_A + \lambda_B N_B + [\sum_g \sigma_{\lambda g}^C \phi_g] N_C \quad (2.17)$$

Dimana suku $\lambda_A N_A$ menyatakan bagian yang hilang karena peluruhan radioaktif, sedangkan $[\sum_g \sigma_{Ag}^A \phi_g] N_A$ adalah bagian yang hilang karena tangkapan neutron, $\lambda_B N_B$ merupakan nuklida tambahan A akibat peluruhan B menjadi A dan $[\sum_g \sigma_{\lambda g}^C \phi_g] N_C$ adalah perubahan C menjadi A melalui tangkapan neutron.

Sehingga persamaan *burn-up* untuk setiap material adalah,

$$\frac{dN_i}{dt} = -(\lambda_i + \sigma_{\alpha,i} \phi) N_i + \sum_m S_{m,i} N_m \quad (2.18)$$

dimana N_i adalah densitas atom inti ke-i, λ_i adalah konstanta peluruhan ke-i, $\sigma_{\alpha,i}$ adalah penampang lintang absorpsi mikroskopis, ϕ adalah fluks neutron, $S_{m,i}$ adalah kecepatan produksi inti ke-i dari inti ke-m.

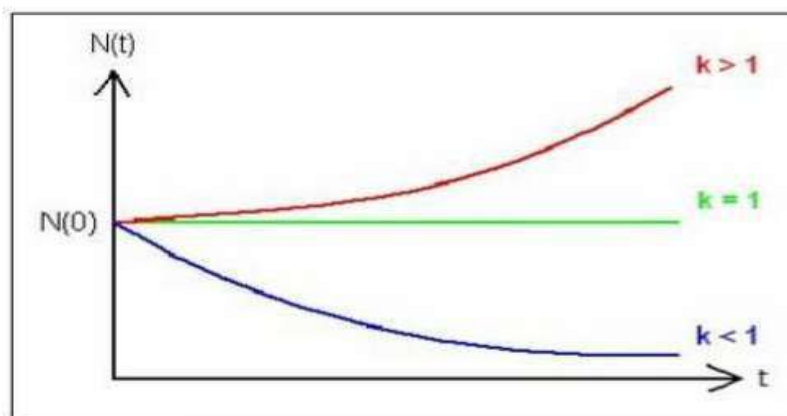
2.10 Parameter Neutronik

2.10.1 Faktor Multiplikasi Efektif (k_{eff})

Sejumlah neutron yang dihasilkan dari reaksi-reaksi fisi berantai yang terjadi akan menumbuk dan bereaksi dengan bahan bakar fisil untuk memicu reaksi fisi berikutnya. Banyaknya neutron yang beraksi akan menentukan jumlah munculnya neutron-neutron generasi baru. Untuk mengukur jumlah neutron yang berada dalam dua generasi neutron yang berurutan, dapat didefinisikan rasio neutron yang dikenal dengan faktor multiplikasi efektif (k_{eff}) dengan bentuk persamaanya sebagai berikut,

$$k_{eff} = \frac{\text{jumlah neutron pada satu generasi}}{\text{jumlah neutron pada generasi sebelumnya}} \quad (2.19)$$

Jika $k_{eff} < 1$, maka teras reaktor dalam keadaan subkritis, karena jumlah populasi neutron pada suatu waktu lebih kecil dibandingkan jumlah populasi neutron di waktu sebelumnya (jumlah populasi neutron terus berkurang) sehingga lama kelamaan reaktor bisa mati karena jumlah neutron tiap generasi semakin menurun. Jika $k_{eff} = 1$, maka teras reaktor dalam keadaan kritis, karena jumlah populasi neutron pada suatu waktu sama dengan jumlah populasi neutron di waktu sebelumnya (jumlah populasi neutron konstan). Jika $k_{eff} > 1$, maka teras reaktor dalam keadaan superkritis, karena jumlah populasi neutron pada suatu waktu lebih besar dibandingkan jumlah populasi neutron di waktu sebelumnya (jumlah populasi neutron terus bertambah tak terkendali), sehingga reaksi fisi berantai semakin lama dan akan menyebabkan efek seperti bom nuklir.



Gambar 2.7. Faktor multiplikasi efektif pada teras reaktor (Sumber: Su'ud dkk, 2010)

2.10.2 Reaktivitas Teras Reaktor (ρ)

Reaktivitas nuklir (nuclear reactivity) merupakan suatu parameter yang menunjukkan keadaan kesetabilan atau ketidakstabilan suatu reaktor dan juga merepresentasikan keadaan daya yang dihasilkan suatu reaktor nuklir kedepannya. Secara matematis, reaktivitas dinyatakan dalam persamaan sebagai berikut,

$$\rho = \frac{k_{eff}-1}{k_{eff}} \quad (2.20)$$

dengan ρ menyatakan nilai reaktivitas dan K_{eff} merupakan faktor multiplikasi efektif. Pada keadaan subkritis ($k_{eff} < 1$), maka reaktivitasnya akan kurang dari nol ($\rho < 0$) atau bernilai negatif (-). Ketika faktor multiplikasi ($k_{eff} = 1$) atau ketika berada dalam keadaan kritis, maka nilai reaktivitas (ρ) akan bernilai 0 ($\rho = 0$), hal ini menunjukkan reaksi fisi berantai yang independent terhadap jumlah neutron pada suatu generasi sama dengan jumlah neutron pada generasi sebelumnya. Besarnya nilai reaktivitas reaktor nuklir yang aman untuk digunakan selama operasi adalah nol. Sedangkan jika faktor multiplikasi ($k_{eff} > 1$), maka reaktivitas (ρ) akan bernilai (+) ($\rho > 0$) hingga reaksi yang terjadi akan terus bertambah seiring dengan waktu.

2.10.3 Pemerataan Daya (*Power Flatening*)

Distribusi daya, diperlukan untuk menentukan standarisasi keamanan pada teras reaktor. Kondisi ideal dari distribusi daya adalah merata baik secara aksial maupun radial. Jika distribusi daya dalam teras tidak merata maka akan menyebabkan adanya pengumpulan daya pada satu daerah dan mencapai suhu yang selalu tinggi sehingga akan mengurangi performa teras.

2.11 Standar Reactor Analysis code (SRSC)

Standard Reactor Analysis Code (SRAC) merupakan sebuah sistem kode yang terpadu untuk analisis perhitungan neutronik pada beberapa jenis reaktor cepat dan termal. SRAC mulai dikembangkan pada tahun 1978 oleh Japan Atomic Energy Agency (JAEA) yang sebelumnya bernama Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI).

Menurut (Okumura K et al., 2007). SRAC terdiri dari lima kode modulus yang sudah terintegrasi, yaitu:

1. PIJ, yaitu kode untuk probabilitas tumbukan yang telah dikembangkan oleh JAERI meliputi 16 kisi geometri.

2. ANISN, yaitu kode transport satu dimensi (SN) yang terdiri dari tiga jenis geometri slab (X), silinder (Y) dan bola (R-S).
3. TWOTRAN, yaitu kode transport dua dimensi (SN) yang terdiri dari tiga jenis geometri slab (X-Y), silinder (R-Z) dan lingkaran (R- θ).
4. TUD, yaitu kode untuk persamaan difusi satu dimensi yang dikembangkan oleh JAERI, terdiri dari geometri slab (X), silinder (Y) dan bola (RS).
5. CITATION, yaitu kode untuk persamaan difusi multi-dimensi yang terdiri dari 12 jenis geometri termasuk segitiga dan segi enam (hexagonal).

Untuk menyesuaikan dengan penelitian ini, maka perhitungan neutronik dengan SRAC menggunakan PIJ untuk menghasilkan data penampang lintang mikroskopik efektif, spektrum neutron dan parameter lainnya. Struktur data library yang ada pada SRAC untuk perhitungan neutronik, meliputi:

1. Menggunakan nuklir data JENDL-3.2
2. Data penampang lintang yang mencakup rentang energi dari 1E-5eV sampai 10 MeV untuk lebih dari 300 nuklida.
3. Struktur grup energinya terdiri atas 107 grup energi, terdiri dari 74 grup energi untuk neutron cepat, 48 grup energi neutron termal dan 15 grup energi yang saling overlap.
4. Rentang energi untuk neutron cepat adalah $0,41399 \text{ eV} < E < 10 \text{ MeV}$, sedangkan rentang energi untuk neutron termal $1\text{E-}5 \text{ eV} < E < 3,9279 \text{ eV}$.
5. Grup konstan daerah energi neutron cepat disusun dalam kesatuan penampang lintang tipe Bondarenko, yaitu faktor perisai diri (*self shielding*) untuk penampang lintang hamburan, *removal capture*, fisi dan *transport*.
6. Memiliki banyak pilihan geometri sel dalam perhitungan dengan PIJ.

BAB III METODELOGI PENELITIAN

3.1 Waktu dan Tempat Penelitian

Penelitian ini dilakukan di Jurusan Fisika Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan lam Universitas Sriwijaya. Rincian penelitian ditunjukkan pada Tabel 3.1 berikut :

No.	Kegiatan	Bulan Ke-							
		1	2	3	4	5	6	7	8
1.	Tahap Penelitian								
	a. Penyusunan dan Pengajuan judul								
	b. Penyusunan Proposal								
	c. Seminar Proposal								
2.	Tahap Pelaksanaan Penelitian								
	a. Perhitungan sel bahan bakar								
	b. Perhitungan teras reaktor								
	c. Optimasi teras reaktor								
	d. Analisis data								
3	Publikasi								
4	Penyusunan laporan akhir								

3.2 Peralatan Penelitian

Alat yang digunakan dalam penelitian ini adalah *laptop* dengan *Operating System* (OS) *linux ubuntu* 14.04 dan paket program SRAC (*Standard Reactor Analysis Code*) dengan data nuklida JENDL-4.0 serta *Microsoft Office Excel* sebagai alat perhitungan hasil penelitian.

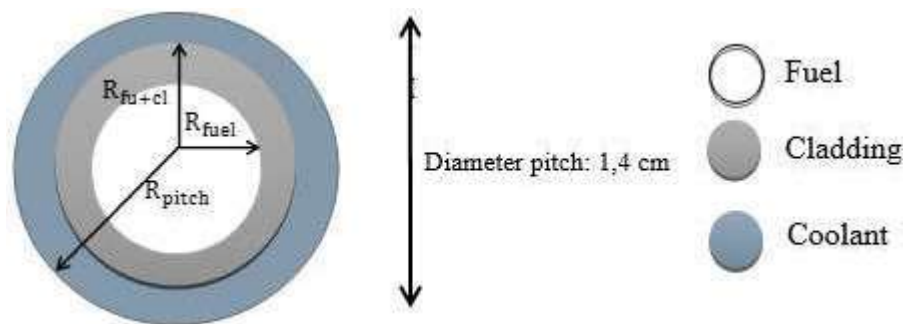
3.3 Spesifikasi Desain GFR

Dalam mendesain reaktor diperlukan spesifikasi ukuran sel bahan bakar dan teras reaktor, parameter desain GFR ditunjukkan pada tabel 3.2 berikut,

Parameter	Spesifikasi
Daya termal (MWt)	900 MWt
Bahan Bakar	Thorium mixed Oxyde
<i>Burn up</i> bahan bakar	100 tahun
Siklus <i>refueling</i>	10 tahun
Geometri Teras	Silinder
Material <i>cladding</i>	<i>Stainless steel</i> 316 (SS316)
<i>Coolant</i>	Helium
Fraksi volume (Fuel ; cladding ; coolant)	60% ; 10% ; 30%
Diameter pitch	1.4
Diameter teras aktif	240
Tinggi teras aktif	350
Lebar reflektor	50

3.4 Geometri Sel Bahan Bakar

Perhitungan sel bahan bakar merupakan perhitungan dasar pada analisis neutronik reaktor nuklir. Geometri sel bahan bakar dalam penelitian ini berbentuk silinder (*cylindrical cell*) yang terdiri dari sel bahan bakar (*fuel*) yang dilapisi dengan kelongsong (*cladding*) dan pendingin (*coolant*). Penampang lintangnya ditunjukkan pada Gambar 3.1 berikut,



Gambar 3.1. Geometri Sel Bahan Bakar

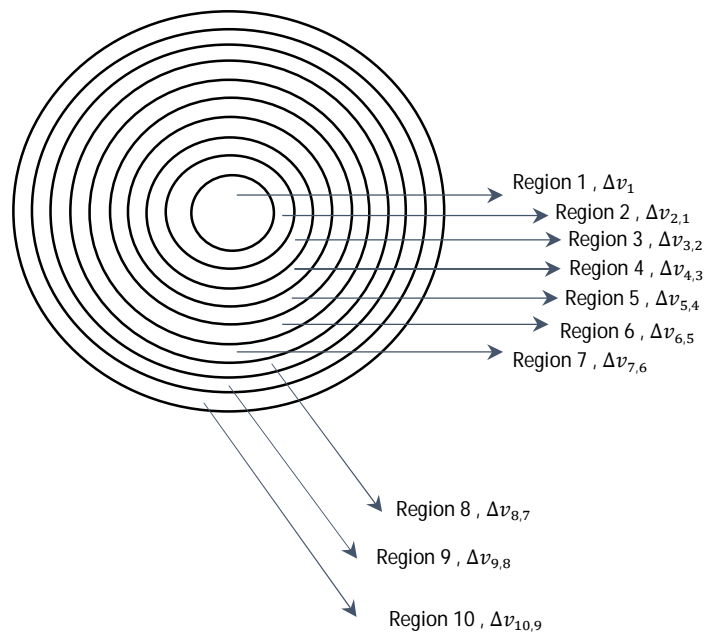
Sel bahan bakar yang digunakan berbentuk pin yang terdiri dari fuel, cladding dan coolant. Susunan sel bahan bakar pada penelitian ini 60% fuel, 10% cladding dan 30% coolant

3.5 Geometri Teras Reaktor

Teras reaktor adalah tempat terjadinya proses pembakaran bahan bakar reaktor cepat berpendingin Helium (S-CO₂) berbentuk silinder. Teras reaktor terdiri dari ratusan *assembly* yang tersusun dari selbahan bakar yang merupakan bagian terkecil dari teras reaktor. Di dalam teras reaktor terdapat material struktur penyusunnya berupa material batang kendali dan material instrumentasi pemantau beserta penopangnya. Selain itu, ada juga material perisai reaktor yang berperan penting dalam menahan radiasi yang berasal dari teras reaktor dan menjamin keselamatan operasi reaktor (Ferhat Aziz, 2018).

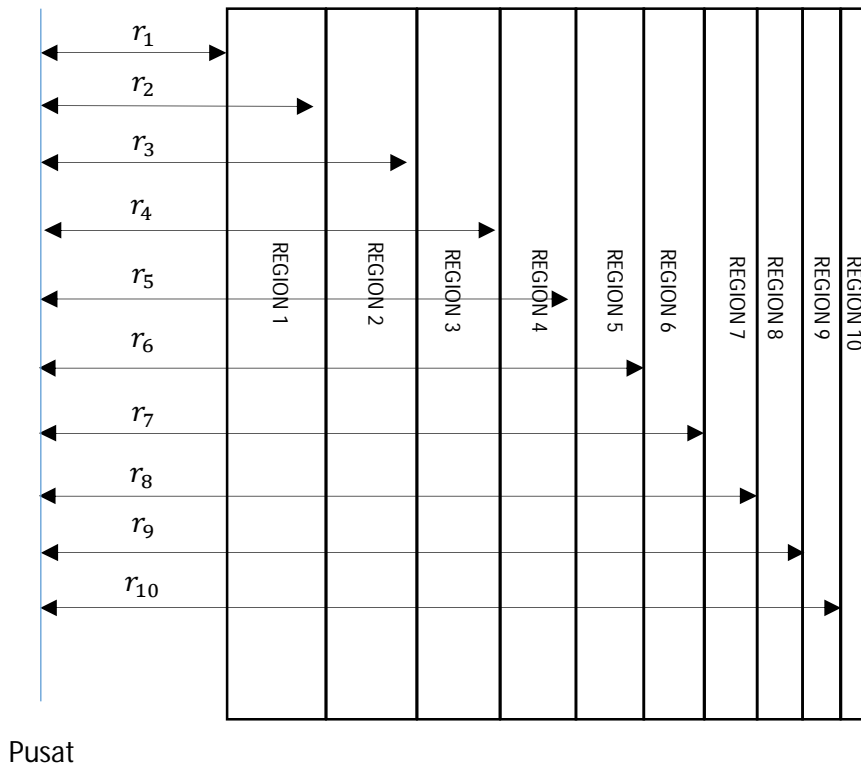
Susunan bahan bakar di rancang secara radial

Gambar tampak 2D dari atas



Gambar 3.2 Susunan bahan bakar 2D tampak atas

Gambar tampak 2D dari samping



Gambar 3.3 Susunan bahan bakar 2D tampak samping

1. Mencari hubungan r_1, r_2

$\Delta v_{2,1}$ adalah Volume Region 2 dengan nilai $\Delta v_{2,1} = v_1$, maka

$$\Delta v_{2,1} = v_2 - v_1$$

$$v_1 = v_2 - v_1$$

$$2v_1 = v_2$$

$$2\pi r_1^2 h = \pi r_2^2 h$$

$$r_2 = r_1 \sqrt{2}$$

2. Mencari hubungan r_2, r_3

$\Delta v_{3,2}$ adalah Volume Region 3 dengan nilai $\Delta v_{3,2} = v_1$, maka

$$\Delta v_{3,2} = v_3 - v_2$$

$$v_1 = v_3 - v_2$$

$$v_1 = v_3 - 2v_1$$

$$3v_1 = v_3$$

$$3\pi r_1^2 h = \pi r_3^2 h$$

$$r_3 = r_1 \sqrt{3}$$

3. Mencari hubungan r_3, r_4

$\Delta v_{4,3}$ adalah Volume Region 4 dengan nilai $\Delta v_{4,3} = v_1$, maka

$$\begin{aligned}\Delta v_{4,3} &= v_4 - v_3 \\ v_1 &= v_4 - v_3 \\ v_1 &= v_4 - 3v_1 \\ 4v_1 &= v_4 \\ 4\pi r_1^2 h &= \pi r_4^2 h \\ r_4 &= r_1 \sqrt{4}\end{aligned}$$

Dengan cara yang sama, akan di dapat hubungan

$$r_n = r_1 \sqrt{n}$$

Maka, untuk hubunga jari jari yang lain dapat dituliskan

$$r_5 = r_1 \sqrt{5}; r_6 = r_1 \sqrt{6}; r_7 = r_1 \sqrt{7}; r_8 = r_1 \sqrt{8}; r_9 = r_1 \sqrt{9}; r_{10} = r_1 \sqrt{10}$$

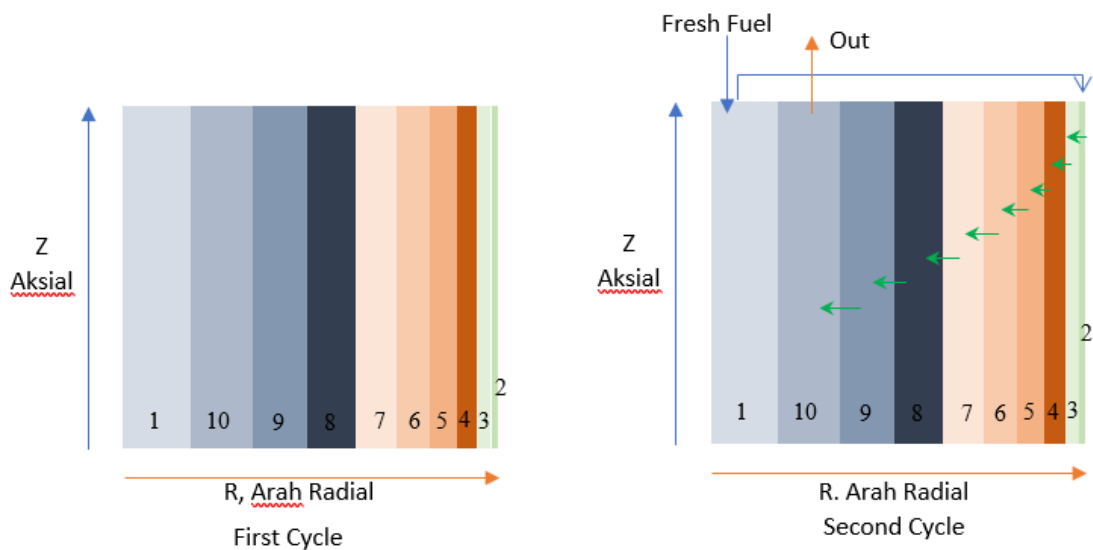
$\Delta v_{5,4}$ adalah Volume Region 5; $\Delta v_{6,5}$ adalah Volume Region 6

$\Delta v_{7,6}$ adalah Volume Region 7; $\Delta v_{8,7}$ adalah Volume Region 8

$\Delta v_{9,8}$ adalah Volume Region 9 $\Delta v_{10,9}$ adalah Volume Region 10

3.6 Penerapan Modified MCANDLE

Pada penelitian ini, teras aktif dibagi dalam arah radial menjadi 10 bagian dengan volume yang sama. Strategi *burnup* yang digunakan adalah MCANDLE (*Modified Constant Axial shape of Neutron flux, nuclide densities and power shape During Life of Energy producing reactor*). Wilayah 1 diisi oleh Thorium mix oxide dan setelah 10 tahun terbakar, kemudian dialihkan ke wilayah 2. Mekanisme ini diterapkan ke semua wilayah. Skemanya ditunjukkan pada Gambar 3.4



Gambar 3.4. Skema MCANDLE Radial

3.7 Prosedur Penelitian

Desain teras reaktor ditentukan berdasarkan spesifikasi parameter yang digunakan, perhitungan densitas atom tiap nuklida yang digunakan, fraksi volume bahan bakar dan konfigurasi teras reaktor. Parameter dan perhitungan digunakan pada salah satu modul SRAC, yaitu CITATION. Berikut beberapa tahapan yang akan dilakukan pada penelitian

3.7.1 Perhitungan Sel Bahan Bakar dengan PIJ

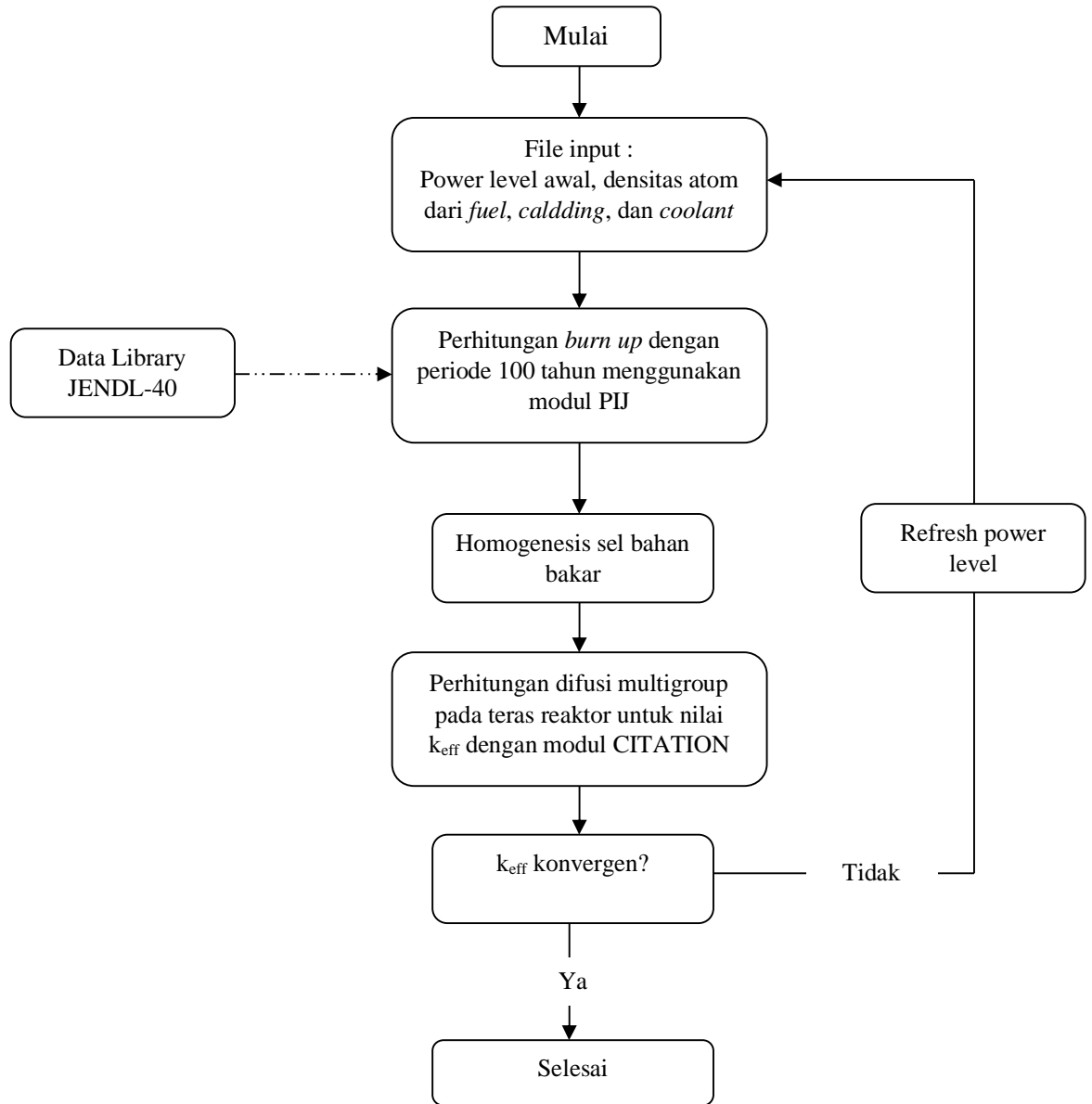
Setiap bagian sel bahan bakar (*fuel*, *cladding* dan *coolant*) dihitung densitas atomnya untuk digunakan sebagai *input* perhitungan teras reaktor. Perhitungan sel bahan bakar pada SRAC dilakukan menggunakan modul PIJ yang mengadopsi metode probabilitas tumbukan atau *Collision Probability Method* (CMP) yang bertujuan untuk mengetahui *performance* sel-sel bahan bakar selama *burn-up*-nya. *Output* dari perhitungan PIJ akan disimpan dalam sebuah *folder* yang kemudian akan digunakan sebagai *input* untuk perhitungan CITATION. Berikut parameter survei yang dihasilkan dari perhitungan sel bahan bakar:

1. k_{inf} sepanjang sejarah *burnup* selama 100 tahun
2. *Level burnup* sepanjang sejarah *burnup* selama 100 tahun
3. Densitas atom terkait rantai *burnup* ${}^{232}_{92}\text{Th}$, ${}^{239}_{92}\text{Pu}$ dan ${}^{233}_{92}\text{U}$
4. Konversi rasio sepanjang sejarah *burnup* selama 100 tahun.

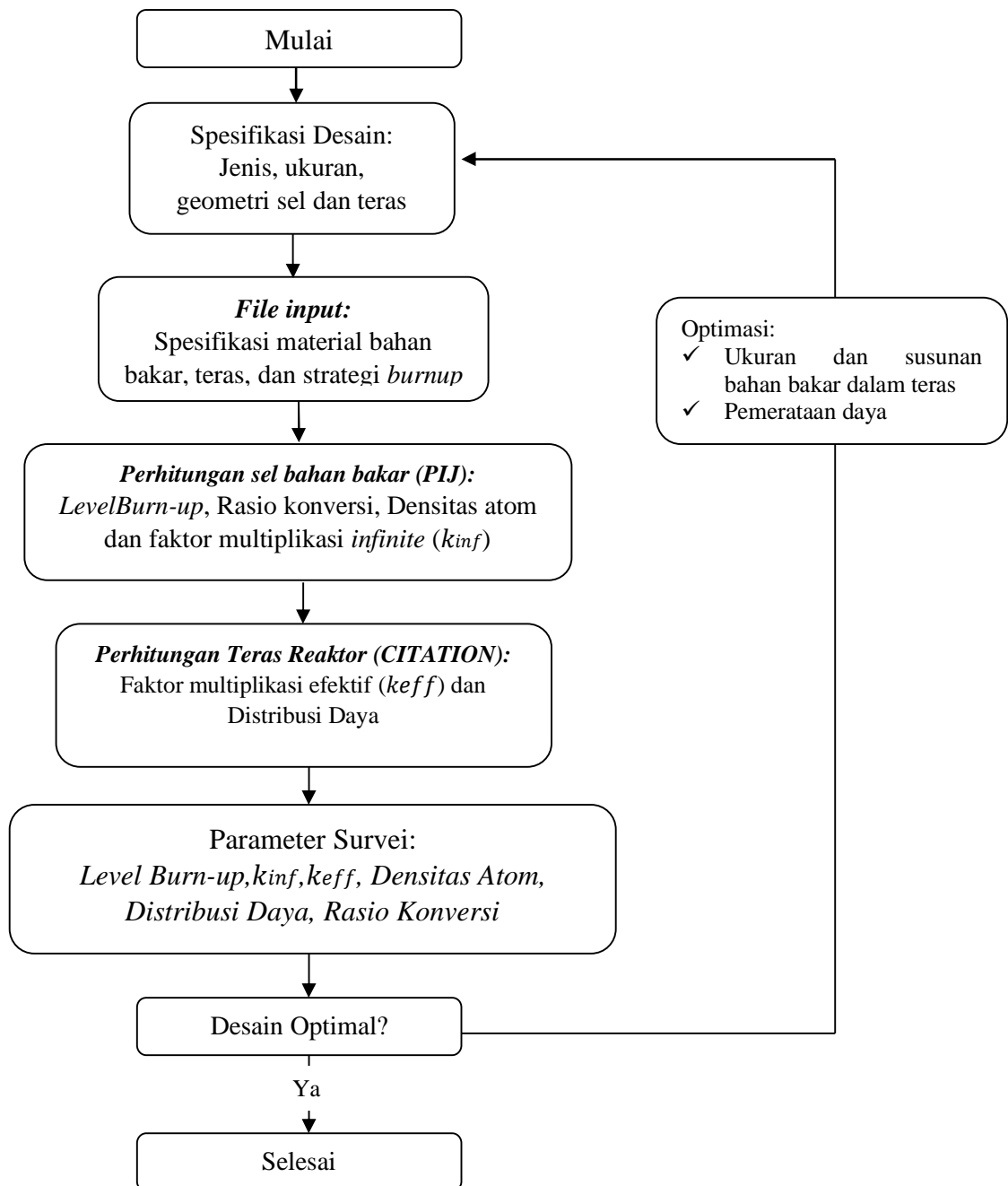
3.7.2 Menentukan Ukuran dan Konfigurasi pada Teras Reaktor

Perhitungan teras reaktor dilakukan dengan kode *Multi-Dinemsional Diffusion Calculation* (CITATION) yang ada di SRAC. Perhitungannya bertujuan untuk menyelesaikan persamaan multigrup dengan menentukan tinggi dan lebar teras reaktor serta menentukan penyusunan beberapa sel bahan bakar yang digunakan pada teras reaktor. Parameter survei yang dihasilkan dari perhitungan teras reaktor adalah faktor multiplikasi efektif (k_{eff}) yang menunjukkan tingkat kekritisan reaktor dan distribusi daya di dalam teras reaktor.

3.8 Diagram Alir Perhitungan SRAC



3.9 Diagram Alir Penelitian



3.10 Parameter Survei Perhitungan Sel Bahan Bakar dan Teras reactor

Parameter survei yang akan dihasilkan pada penelitian ini adalah:

1. Faktor multiplikasi infinitif (k_{inf}) merupakan konstanta yang menunjukkan ukuran kenaikan atau penurunan fluks neutron yang dihitung tanpa adanya faktor kebocoran ke luar teras.
2. Faktor multiplikasi efektif (k_{eff}) merupakan konstanta dari hasil perhitungan teras yang menunjukkan kekritisan reaktor apakah subkritik, kritis atau superkritik.
3. *Burnup Level*, menunjukkan tingkatan total energi yang dilepaskan per unit massa bahan bakar sebagai hasil pembakaran bahan bakar.
4. Rasio konversi, menunjukkan jumlah bahan bakar *fisile* yang diproduksi berbanding bahan bakar *fissile* yang dikonsumsi.
5. Densitas atom, menyatakan populasi atom dalam setiap satuan volume. Densitas atom dinyatakan dalam atom/cm³.
6. Distribusi daya, diperlukan untuk menentukan standarisasi keamanan pada teras reaktor. Kondisi ideal dari distribusi daya adalah merata baik secara aksial maupun radial. Jika distribusi daya dalam teras tidak merata maka akan menyebabkan adanya pengumpulan daya pada satu daerah dan mencapai suhu yang selalu tinggi sehingga akan mengurangi performa teras.
7. Reaktivitas merupakan faktor yang menyatakan tingkat kereaktifan reaktor (menunjukkan jumlah neutron pada suatu generasi sama dengan jumlah neutron pada generasi sebelumnya).

DAFTAR PUSTAKA

- Andris, D., Fitriyani, D., & Handayani Irka, F. (2016). Optimasi Ukuran Teras Reaktor Cepat Berpendingin Gas dengan Uranium Alam sebagai Bahan Bakar. *Jurnal Fisika Unand*, 5(1).
- Anggoro, Y. D., Dewi, D., Yuliyanto, A. T., & Prapatan, M. (2013). Kajian Perkembangan PLTN Generasi IV. *Jurnal Pengembangan Energi Nuklir*, 15, 69–79.
- Ariani, M., Supardi., Manado, F., & Su'ud, Z. (2015). Potensi Torium Sebagai Bahan Bakar pada Reaktor Cepat Berpendingin Gas untuk PLTN. *Prosiding Semirata 2015 Bidang MIPA BKS-PTN Barat*, 39–45.
- Ariani, M., Su'ud, Z., Manado, F., Waris, A., Khairurrijal, Arif, I., Ferhat, A., & Sekimoto, H. (2013). Optimization of small long life gas cooled fast reactors with natural Uranium as fuel cycle input. *Applied Mechanics and Materials*, 261–262, 307–311. <https://doi.org/10.4028/www.scientific.net/AMM.260-261.307>
- Ariani, M., Su'ud, Z., Waris, A., Khairurrijal, Manado, F., & Sekimoto, H. (2012). The feasibility study of small long-life gas cooled fast reactor with mixed Natural Uranium/Thorium as fuel cycle input. *AIP Conference Proceedings*, 1448(2012), 59–64. <https://doi.org/10.1063/1.4725438>
- Ashby, M. F., & Smidman M. (n.d.). *Material for Nuclear Power System*. UK: Granta Material Inspiration Cambridge University. 2010.
- Dilaga, N. M., Yulianti, Y., & Riyanto, A. (2019). Desain Teras Reaktor High Temperatur Gas-Cooled Reactor (HTGR) Model Mesh Triangular Dua Dimensi Berbahan Bakar Thorium Berpendingin Gas CO₂. *Teori Dan Aplikasi Fisika*, 07(01), 107–116.
- Duderstadt, J., & Hamilton, L. (1976). *Nuclear Reactor Analysis*. John Wiley and Sons.
- Ferhat Aziz. (2018). Penelitian dan Pengembangan Material Struktur Reaktor Maju. *Jurnal Pengembangan Energi Nuklir*, 20(1), 41. <https://doi.org/10.17146/jpen.2018.20.1.4143>

- Harjanti, S., Yulianti, Y., & Karo, P. K. (2017). *Desain Inti (Core) Reaktor SCWR (Super Critical Water-cooled Reactor) Tiga Dimensi (X-Y-Z) Menggunakan Bahan Bakar Thorium Hasil Daur Ulang*. 05(02), 221–230.
- International Atomic Energy Agency. (2005). *Thorium fuel cycle : potential benefits and challenges*. International Atomic Energy Agency.
- Okumura K, Teruhiko Kugo, Kunio Kaneko, & Keichiro Tsuchihashi. (2007). *SRAC 2006: A Comprehensive Neutronics Calculation Code System*. Division of Nuclear Data and Reactor Engineering Nuclear Science and Engineering Directorate (K Okumura, K Teruhiko, & K KuniaT Keichiro, Eds.; 2002nd ed.). 2002.
- Kamei, T., & Hakami, S. (2011). Evaluation of implementation of thorium fuel cycle with LWR and MSR. *Progress in Nuclear Energy*, 53(7), 820–824. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2011.05.032>
- Krane, K. (2008). *Fisika Modern*. Jakarta : UI Press.
- Kuntoro, I. (2017). *Keselamatan Reaktor Nuklir: Reaktor Serba Guna G.A. Siwabessy (RSG-GAS)*. Jakarta: BATAN Press.
- Lau, C. W., Nylén, H., Insulander Björk, K., & Sandberg, U. (2014). Feasibility study of 1/3 thorium-plutonium mixed oxide core. *Science and Technology of Nuclear Installations, 2014*. <https://doi.org/10.1155/2014/709415>
- Monado, F., Su'ud, Z., Waris, A., Basar, K., Ariani, M., & Sekimoto, H. (2013). Application of modified candle burnup to very small long life gas-cooled fast reactor. *Advanced Materials Research*, 772, 501–506. <https://doi.org/10.4028/www.scientific.net/AMR.772.501>
- Novalianda, S. (2019). Power Flattening Desain Reaktor Gfr Berbasis Bahan Bakar Uranium Plutonium Nitride (U, Pu)N. *JET (Journal of Electrical Technology)*, 4(Vol 4, No 3 (2019): Edisi Oktober), 134–140.
- Peel, R., van den Durpel, L., Ogden, M. D., & Whittle, K. R. (2016). Three-component U-Pu-Th fuel for plutonium irradiation in heavy water reactors. *EPJ Nuclear Sciences & Technologies*, 2, 29. <https://doi.org/10.1051/epjn/2016022>

- PP RI No. 43. (2006). *Peraturan Pemerintah Republik Indonesia Nomor 43 Tahun 2006 Tentang Kebijakan Energi Nasional*.
- Riska, Fitriyani, D., & Handayani Irka. (2016). Analisis Neutronik pada Gas Cooled Fast Reactor (GCFR) dengan Variasi Bahan Pendingin (He, CO₂, N₂). *Jurnal Fisika Unand*, 5(1).
- Sekimoto, H. (2010). *Light a CANDLE an Innovative Burnup Strategy of Nuclear Reactors* (Second Edi). CRINES.
- Subkhi, M. N., Suud, Z., Waris, A., & Permana, S. (2015). *Studi Desain Reaktor Air Bertekanan (Pwr). IX(1)*.
- Su'ud, Z., Ilham, M., Widiawati, N., & Sekimoto, H. (2018). Modified CANDLE Burnup Calculation System, Its Evolution, and Future Development. *Journal of Physics: Conference Series*, 1090(1). <https://doi.org/10.1088/1742-6596/1090/1/012006>
- Syahputra, T. S., & Suud, Z. (2017). Startup Reaktor Cepat Berpendingin Gas Berbahan Bakar UN-PuN dengan Daya 800 MWth. *Positron*, 7(1), 12–15. <https://doi.org/10.26418/positron7.1.3>
- Walter E.A, & Albert B. Reynolds. (1981). *Fast Breeder Reactors*. PERGAMON PRESS.
- Widiawati, N., Su'ud, Z., Irwanto, D., Permana, S., Takaki, N., & Sekimoto, H. (2021). Enhancing the performance of a long-life modified CANDLE fast reactor by using an enriched 208Pb as coolant. *Nuclear Engineering and Technology*, 53(2), 423–429. <https://doi.org/10.1016/j.net.2020.07.008>
- Z. Su'ud, F.H. Irka, T. Imam, H. Sekimoto, & P. Sidik. (2013). *Advanced Materials Research (2013)*.
- Z. Su'ud H. Sekimoto. (2013). *Annals of Nuclear Energy* 54 (2013) 58–66.

STUDI KOMPARASI PADA DESAIN *MODIFIED CANDLE GAS COOLED FAST REACTOR* (GFR) DENGAN INPUT SIKLUS BAHAN BAKAR THORIUM NITRIDE DENGAN URANIUM NITRIDE

PROPOSAL TUGAS AKHIR

Bidang Studi Fisika



Sebagai Salah Satu Syarat Untuk Memenuhi Gelar Sarjana Strata Satu (S-1)

OLEH:

ANNISA RAHMADINA

08021281823022

JURUSAN FISIKA

FAKULTAS MATEMATIKA DAN ILMU PENGETAHUAN

UNIVERSITAS SRIWIJAYA

2022

LEMBAR PENGESAHAN

STUDI KOMPARASI PADA DESAIN *MODIFIED CANDLE GAS- COOLED FAST REACTOR* (GFR) DENGAN INPUT SIKLUS BAHAN BAKAR THORIUM NITRIDE DENGAN URANIUM NITRIDE

PROPOSAL TUGAS AKHIR

Dibuat Sebagai Salah Satu Syarat Tugas Akhir

Oleh:

ANNISA RAHMADINA

08021281823022

Indralaya, November 2022

Menyetujui,

Pembimbing I



Dr. Menik Ariani, S.Si., M.Si.
NIP. 197002231995122001

Pembimbing II



Dr. Fiber Monado, S.Si., M.Si.
NIP. 197002231995121002

Menyetujui,
Ketua Jurusan Fisika
FMIPA Universitas Sriwijaya

Dr. Frinsyah Virgo, S.Si., M.T.
NIP. 197009101994121001

KATA PENGANTAR

Puji dan syukur penulis tercurahkan kepada Allah SWT, karena rahmat dan hidayah-Nya penulis dapat menyelesaikan proposal tugas akhir ini. Tugas akhir yang akan dilaksanakan di Laboratorium Elektronika Instrumentasi Komputasi dan Nuklir Jurusan Fisika Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam Universitas Sriwijaya ini bertujuan untuk memenuhi persyaratan mendapatkan gelar sarjana sains di bidang studi fisika. Penulis menyadari bahwa dalam penulisan proposal tugas akhir ini masih banyak kesalahan dan ketidaksempurnaan baik itu disengaja maupun tidak disengaja. Hal tersebut dikarenakan penulis masih memiliki keterbatasan dalam pengetahuan yang dimiliki. Oleh karena itu, penulis mengharapkan kritik dan saran yang bersifat membangun guna untuk membantu menyelesaikan penelitian tugas akhir ini.

Penulis mempunyai harapan yang besar agar kiranya proposal tugas akhir ini dapat diterima oleh bapak dan ibu. Penulis mengucapkan banyaknya terimakasih atas izin, kesempatan, pembinaan, serta bantuan yang diberikan oleh bapak dan ibu selaku dosen pembimbing kepada penulis.

Indralaya, November 2022

Penulis

ANNISA RAHMADINA

NIM. 08021281823022

DAFTAR ISI

LEMBAR PENGESAHAN	i
KATA PENGANTAR	ii
DAFTAR ISI	iii
DAFTAR GAMBAR	v
DAFTAR TABEL	vi
BAB I PENDAHULUAN	1
1.1. Latar Belakang.....	1
1.2. Rumusan Masalah.....	2
1.3. Tujuan Penelitian	2
1.4. Manfaat Penelitian	2
1.5. Batasan Masalah	2
BAB II TINJAUAN PUSTAKA	3
2.1. Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN).....	3
2.2. Reaktor Nuklir	4
2.3. Bahan Bakar Nuklir	6
2.4. <i>Gas-cooled Fast Reactor</i> (GFR).....	7
2.5. <i>Modified CANDLE</i>	8
2.6. Analisis Neutronik	9
2.6.1 Faktor Multipikasi	9
2.6.2 Densitas Atom	10
2.6.3 Persamaan <i>Burnup</i>	11
2.6.4 Reaksi Fisi	12
2.7. <i>System Reactor Atomic Code</i> (SRAC).....	13
BAB III METODOLOGI PENELITIAN	14
3.1. Waktu dan Tempat	14
3.2. Alat dan Bahan Penelitian.....	14
3.3. Tahapan Penelitian.....	14
3.4. Diagram Alir Penelitian	15

3.5. Spesifikasi dan Geometri Desain Teras Reaktor.....	17
3.6. Strategi <i>Burnup</i>	19
3.7. Survey Parameter	19
3.8. Pengolahan Data	20
DAFTAR PUSTAKA	23

DAFTAR GAMBAR

Gambar 2.1 Skema Pembangkit Tenaga Nuklir (PLTN)	4
Gambar 2.2 Diagram Skematik dari Gas-cooled Fast Reactor	8
Gambar 2.3 Faktor Multipikasi Neutron	10
Gambar 2.4 Skema Peluruhan Tipe Produksi.....	11
Gambar 2.5 Reaksi Fisi Berantai	13
Gambar 3.1 Diagram Alir Penelitian.....	15
Gambar 3.2 Diagram Alir Perhitungan Teras Reaktor	16
Gambar 3.3 Geometri Sel Bahan Bakar	17
Gambar 3.4 Geometri Teras Reaktor.....	17
Gambar 3.5 Skema <i>Modified CANDLE Burunp</i>	18
Gambar 3.6 Nilai Konversi Rasio Terhadap Waktu Siklus Tahun	20
Gambar 3.7 Perubahan Level <i>Burn-up</i>	20
Gambar 3.8 Nilai Faktor Multipikasi (K_{eff}) dalam Waktu 100 Tahun.....	21
Gambar 3.9 Nilai Densitas Atom	21

DAFTAR TABEL

Tabel 3.1 Parameter dan Spesifikasi Desain Gas-cooled Fast Reactor (GFR).....	17
Tabel 3.1 Tingkat kekritisan Reaktor berdasarkan Komposisi Bahan Bakar dalam Teras ..	22

BAB I

PENDAHULUAN

1.1 Latar Belakang

Kebutuhan manusia akan sumber daya listrik sangatlah dibutuhkan, kebanyakan kebutuhan sumber daya ini disuplai dari energi yang berasal dari fosil. Sumber dari pembangkit listrik tersebut berasal dari bahan bakar fosil seperti batubara, minyak bumi. Bahan bakar fosil sendiri memiliki kekurangan atau memiliki dampak negatif bagi lingkungan maupun manusia dikarenakan hasil akhir dari bahan bakar fosil berupa CO₂ (karbon dioksida), NO₂ (nitrogen dioksida), dan lain-lain, akan menimbulkan pemanasan global (*global warming*) dan hujan asam. Dengan meningkatnya kebutuhan manusia akan energi listrik di Indonesia ini, ketersediaan bahan bakar fosil semakin sedikit sehingga memungkinkan untuk mencari bahan bakar alternatif yang dapat dipakai dalam jangka panjang.

Sumber energi alternatif selain bahan bakar fosil yaitu pembangkit listrik tenaga nuklir (PLTN) berupa reaktor nuklir. Ditinjau dari tenaga neutron yang melangsungkan pembelahan, reaktor di bedakan menjadi 2 yaitu reaktor cepat dan reaktor termal. Salah satu reaktor cepat yang akan dibahas adalah Gas Cooled Fast Reaktor atau reaktor cepat berpendingin gas yang merupakan reaktor generasi ke-IV serta dalam tahap pengembangan yang akan dikomersialkan setelah tahun 2030. Dapat diketahui bahwa *Gas-cooled Fast Reactor* adalah pendingin helium spektrum cepat yang memiliki perputaran bahan bakar tertutup. Temperatur *outlet* yang tinggi dari pendingin helium memungkinkan untuk menghasilkan listrik dan hidrogen dengan efisiensi tinggi (Ariani dkk., 2013). Penelitian mengenai reaktor GCFR telah sering dilakukan, penerapan strategi *Modified CANDLE* pada reaktor tipe GFR memiliki teknologi pengayaan uranium dan pemrosesan ulang bahan bakar nuklir dan reaktor ini juga mampu membakar limbah nuklir untuk menambah pasokan energinya (Ariani, 2015). Penelitian ini dilakukan pada reaktor cepat tipe GFR dengan menerapkan strategi *Modified CANDLE* menggunakan uranium nitride dan thorium nitride sebagai input bahan bakar serta menggunakan SRAC untuk menganalisis perhitungan neutronik.

1.2 Rumusan Masalah

Penelitian ini berupa desain teras yang memiliki ukuran daya dan geometri sama namun menggunakan bahan bakar yang berbeda yaitu uranium nitride dan thorium nitride. Melalui perbandingan performa kedua desain teras diperoleh berdasarkan parameter tingkat kekritisan dan kelebihan reaktivitas dengan menggunakan SRAC untuk menganalisis perhitungan neutronik tiap bahan bakar.

1.3 Tujuan Penelitian

Tujuan dari penelitian analisis neutronik pada sel bahan bakar uranium nitride dan thorium nitride yaitu;

1. Mengetahui perbedaan performa dari masing-masing sel bahan bakar yaitu, faktor multiplikasi efektif, konversi rasio, burn up level, serta densitas atom.
2. Mengetahui perbedaan tingkat kekritisan teras reaktor dengan bahan bakar thorium nitride dan uranium nitride.

1.4 Batasan Masalah

Penelitian ini memiliki batasan masalah yang terdiri dari, bahan bakar yang dipakai dan akan dikomparasikan adalah uranium nitride dan thorium nitride. Material kelongsong, pendingin, dan reflektor masing-masing adalah Stainless Steel SS316, Helium (He), dan Berilium Oksida (BeO). Teras yang akan di desain memiliki tinggi 300 cm yang terdiri dari 10 region bahan bakar dalam arah aksial. Simulasi dilakukan dengan melalui proses *burnup* atau deplesi selama 100 tahun dimana interval *refueling* dilakukan setiap 10 tahun sekali.

1.5 Manfaat Penelitian

Manfaat yang didapat dalam penelitian ini adalah bertambahnya wawasan penulis serta pembaca tentang potensi bahan bakar nuklir thorium nitride dan uranium nitride pada reaktor berpendingin gas dengan menggunakan metode *Modified* CANDLE dengan menggunakan SRAC. Selain itu penelitian ini juga dapat menjadi referensi penelitian selanjutnya khususnya dalam studi komparasi *Modified* CANDLE reaktor berpendingin cepat dengan input siklus bahan bakar thorium nitride dan uranium nitride menggunakan SRAC.

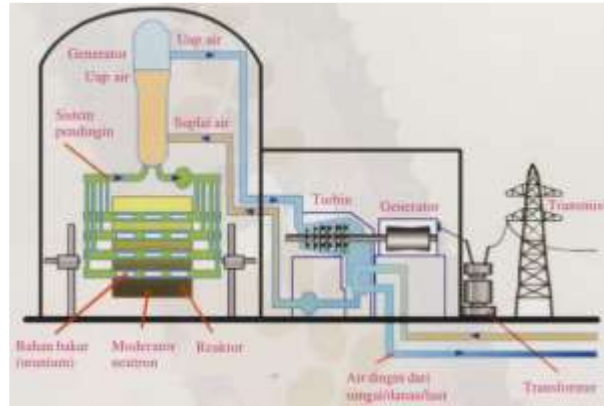
BAB II

TINJAUAN PUSTAKA

2.1 Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN)

PLTN merupakan pembangkit yang menggunakan energi nuklir sebagai bahan bakarnya, tanpa menghasilkan polusi udara yang tidak dapat dikendalikan seperti pembangkit listrik tenaga uap yang menggunakan bahan bakar fosil. Pemakaian energi nuklir sebagai pengganti sumber bahan bakar lain membantu untuk mencegah penyebaran polusi udara, efek rumah kaca, serta hujan asam. Fungsi lain dalam penggunaan uranium alam tetap menjadi pilihan yang menarik untuk reaktor saat ini dan yang akan datang, dengan berbagai alasan. Energi nuklir sendiri merupakan energi yang sangat sederhana, hanya terdiri dari tujuh komponen dasar, dan dapat dengan mudah diproduksi di banyak negara termasuk Indonesia. Pembangkit listrik tenaga nuklir juga mendapat pertimbangan untuk menjadi salah satu sumber energi listrik alternatif di Indonesia. Energi ini memiliki kelebihan dari kepadatan energinya serta biaya operasinya yang relatif murah dibandingkan dengan sistem-sistem energi lainnya terutama energi fosil (Ariani dkk., 2013).

Reaksi fisi nuklir yang digunakan dalam pembangkit listrik tenaga nuklir adalah reaksi uranium yang diprakarsai oleh partikel neutron yang menghasilkan energi panas yang sangat tinggi. Panas ini memanaskan air pendingin menjadi uap dan menggerakkan generator turbin untuk menghasilkan listrik. Reaksi nuklir yang diinduksi oleh partikel neutron dapat berlangsung secara berantai (terus menerus) dan terus menerus menghasilkan energi panas (Moehtadi et al., 2007). Proses pembangkitan listrik ini tidak mengeluarkan asap atau debu yang mengandung logam berat yang diemisikan ke lingkungan dan tidak melepaskan partikel berbahaya seperti CO₂, SO₂ dan NO₂ ke lingkungan, sehingga PLTN merupakan pembangkit listrik yang ramah lingkungan. Limbah radioaktif dari pengoperasian PLTN berbentuk padat berupa elemen bahan bakar bekas. Elemen bahan bakar ini dapat disimpan sementara di pembangkit listrik tenaga nuklir sebelum disimpan secara permanen (www.batan.go.id). Skema pembangkit listrik tenaga nuklir ditunjukkan pada Gambar 2.1.



Gambar 2.1 Skema Pembangkit Tenaga Nuklir (PLTN)

2.2 Reaktor Nuklir

Reaktor nuklir adalah sistem untuk mengendalikan dan memelihara reaksi berantai nuklir. Reaktor nuklir dapat digunakan untuk menghasilkan energi listrik, menghasilkan isotop radioaktif, dan untuk tujuan penelitian. Secara umum, reaktor nuklir memiliki lima komponen dasar: bahan bakar, moderator, batang kendali, pendingin, dan perisai pelindung (Peryoga dkk., 2007).

Secara umum komponen-komponen utama pada reaktor nuklir, yaitu :

a. Bahan Bakar (*fuel*)

Material yang mampu bereaksi fisi berantai dapat berupa material fisil seperti U233, U235, Pu239 dan Pu241 serta material fissionable seperti Th232, U238, atau Pu240.

b. Moderator

Jenis material yang digunakan pada reaktor termal yang berfungsi untuk memperlambat laju reaksi.

c. Pendingin (*Coolant*)

Pendingin di dalam komponen reaktor nuklir berupa fluida yang digunakan untuk mendinginkan teras reaktor yang panas akibat fisi berantai. Material yang digunakan pada umumnya seperti air, sodium, helium, dan CO₂.

d. Batang Kendali

Tersusun atas material yang mampu menyerap neutron. Jika reaksi yang terjadi diluar kendali seperti peningkatan faktor multiplikasi maka batang kendali akan diturunkan ke teras reaktor yang kemudian akan mengontrol laju neutron sehingga faktor multiplikasi dapat dikontrol.

e. Perisai Pengungkung (*Containment*)

Perisai pengungkung terdiri dari wadah *stainless steel* setebal sekitar 20 cm. Bejana ini berfungsi sebagai proteksi radiasi dan juga sebagai bejana penampung bahan radioaktif jika terjadi kebocoran bahan bakar nuklir..

f. *Cladding*

Cladding merupakan penyatuan dua jenis logam yang berbeda. Pada sel bahan bakar, *cladding* berupa selubung logam yang terbuat dari *zirconium alloy* atau *stainless steel* yang berfungsi sebagai pelindung bahan bakar dan pemisah bahan bakar dengan pendingin (Waltar dan Reynolds, 1981).

Berdasarkan energi neutron yang digunakan, jenis reaktor dibagi menjadi dua yaitu reaktor cepat dan reaktor termal. Reaktor cepat adalah reaktor dengan neutron cepat berenergi 1 MeV hingga 20 MeV, contoh dari reaktor cepat ialah GFR, LFR, dan SFR. Sedangkan reaktor termal merupakan reaktor dengan neutron termal berenergi 0,025 eV, contoh dari reaktor termal sendiri ialah HTR, LWR, HWR, GCR, dan AGR (Stacey, 2007).

Reaktor nuklir juga dibedakan melalui jenis material pendingin yang digunakan, yaitu (Adiwardojo dkk., 2010) :

- a. Reaktor air ringan / *Light Water Reactor* (LWR) : reaktor ini menggunakan air ringan (H_2O) sebagai pendingin sekaligus moderatornya. Reaktor ini dibedakan menjadi dua jenis diantaranya adalah PWR (*Pressurized Water Reactor*) dan BWR (*Boiling Water Reactor*).
- b. Reaktor air berat/ *Heavy Water Reactor* (HWR) : reaktor ini menggunakan air berat (D_2O) sebagai pendingin sekaligus moderatornya, diantaranya adalah reaktor CANDU (*Canadian Deutrium Uranium*).
- c. Reaktor berpendingin gas/ *Gas-cooled Reactor* (GCR) : reaktor ini menggunakan bahan bakar berupa uranium alam, grafit sebagai moderatornya dan karbon dioksida

sebagai pendingin. diantaranya adalah GFR (*Gas-cooled Fast Reactor*), AGR (*Advance Gas-cooled Reactor*), dan HTR (*High Temperature Gas-cooled Reactor*).

- d. Reaktor berpendingin logam cair/ *Light Metal Cooled Reactor* (LMCR) diantaranya adalah SCFR (*Sodium Cooled Fast Reactor*) dan LCFR (*Lead Cooled Fast Reactor*).
- e. Reaktor garam cair/ *Molten Salt Reactor* (MSR)

2.3 Bahan Bakar Nuklir

Bahan bakar nuklir adalah bahan yang memulai reaksi fisi nuklir berantai yang digunakan sebagai sumber energi nuklir. Ada dua jenis bahan bakar nuklir: bahan fisil dan bahan fertil. Materi fisil adalah unsur atau atom yang dapat mengalami fisi langsung setelah penangkapan neutron. Materi fertil, di sisi lain adalah elemen atau atom yang tidak dapat mengalami fisi segera setelah penangkapan neutron, tetapi membentuk materi fisil. Bahan bakar nuklir yang umum digunakan adalah uranium, thorium, dan plutonium, yang memiliki kemampuan untuk bereaksi dengan neutron dan mengalami fisi nuklir (Dewita, 2012). Berikut dibawah ini adalah jenis- jenis bahan bakar nuklir :

- a. Thorium

Thorium adalah bahan fertil yang menyerap neutron dan menjadi bahan fisil ^{233}U , yang menyebabkan reaksi berantai di dalam reaktor dan dapat digunakan sebagai bahan bakar di pembangkit listrik tenaga nuklir. Thorium lebih mudah tersedia dan lebih murah daripada uranium, sehingga lebih sedikit upaya yang diperlukan untuk memproduksi bahan bakar dan bahan bakar bekas pasca-proses. Ini berarti biaya pemrosesan yang lebih rendah. (Wilson dkk., 2008).

b. Uranium

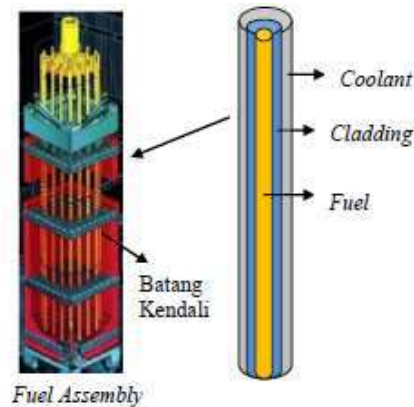
Uranium adalah unsur utama di antara bahan radioaktif alami yang ada di bebatuan terutama batuan beku dan metamorfosa dari batuan sedimen yang bersifat asam, seperti granit, fosfat, dan black shales kaya organik, yang terdapat di kerak bumi dan air laut. Ada tiga isotop uranium di alam, yaitu U-234, U-235, U-238, yang mana sekitar 99,3% dari total uranium alami adalah uranium-238. U_3O_8 dan UO_2 adalah senyawa oksida uranium yang paling umum (Saputra, 2015). Selain UO_2 terdapat uranium dengan campuran lain seperti uranium nitride (UN). UN merupakan salah satu dari banyaknya jenis bahan keramik yang diteliti dapat menjadi salah satu bahan bakar yang memiliki potensial untuk reaktor nuklir, dikarenakan lebih aman, lebih padat, lebih kuat dan memiliki toleransi suhu yang lebih tinggi (King, D.M., 2014).

2.4 Gas-cooled Fast Reactor (GFR)

GFR merupakan salah satu reaktor spektrum neutron cepat yang saat ini sedang dikembangkan dan beroperasi dengan sistem pembakaran tertutup (Irka, 2015). Fitur sistem GFR terdiri dari spektrum neutron cepat, pendingin helium, dan siklus bahan bakar tertutup. Potensial temperatur high outlet helium akan memungkinkan GFR untuk memenuhi produksi hidrogen dan listrik, dan spektrum neutron cepat akan menjadi fasilitator dalam produksi fisi aktinida. Konfigurasi inti dapat didasarkan pada rakitan blok prismatic (seperti pada HTGR dan GT-HMR) atau elemen bahan bakar pin atau pelet. Bahan bakar keramik komposit, TRISO berlapis, dan dispersi berlapis keramik sedang dipertimbangkan untuk digunakan pada GFR. Dengan daur ulang penuh aktinida dalam spektrum cepat, GFR akan meminimalkan pembuangan limbah berumur panjang ke repositori HLW dan dapat memaksimalkan pemanfaatan kandungan energi uranium (termasuk U terdepleksi) dengan transmudasi U_{238} menjadi transurium yang difisikan (Stacey, 2007).

GFR juga dapat menghasilkan listrik menggunakan turbin helium siklus langsung atau menggunakan panas dalam proses pembangkitan hidrogen termokimia. Menggabungkan spektrum cepat dengan daur ulang aktinida lengkap, GFR meminimalkan produksi limbah radioaktif berumur panjang. Spektrum cepat GFR juga memungkinkannya untuk menggunakan bahan fisil

dan fertil yang tersedia, membuatnya jauh lebih efisien daripada reaktor gas spektrum panas siklus bahan bakar tunggal. Pabrik GFR digunakan untuk menghasilkan listrik dan produk energi lainnya, termasuk hidrogen dan air minum. (Anggoro dkk., 2013). Gambar diagram skematik dari *Gas-cooled Fast Reactor* ditunjukkan pada Gambar 2.2 (Okawa dkk., 2012).



Gambar 2.2 Diagram Skematik dari *Gas-cooled Fast Reactor*

2.5 M-CANDLE

CANDLE kepanjangan dari *Constant Axial shape of Neutron flux, nuclide densities and shape During Life of Energy production* adalah konsep reaktor nuklir dimana pada proses pembakaran bahan bakar (*burnup*) dapat diibaratkan seperti lilin. Strategi CANDLE telah dimodifikasi sehingga menjadi M-CANDLE, dimana pasokan bahan bakarnya hanya menggunakan uranium alam tanpa adanya pengayaan dan dapat membakar kembali produk fisi dimana Pu239 sebagai pasokan energinya. Oleh karena itu penggunaan strategi CANDLE pada proses *burnup* untuk reaktor nuklir tidak menjadi masalah tersendiri, terlebih untuk negara berkembang dimana limbah nuklir menjadi kekhawatiran akan dampaknya ke lingkungan dan penyalahgunaan limbah nuklir khususnya plutonium (Okawa dkk., 2012).

Strategi M-CANDLE ini dibagi menjadi beberapa bagian dengan volume yang sama. Awalnya, uranium alam ditempatkan di wilayah 1, dan setelah satu siklus pengisian bahan bakar (setiap 10 tahun), bahan bakar wilayah 1 dipindahkan ke wilayah 2, dan bahan bakar wilayah 2 dipindahkan ke wilayah 3. Sampai bahan bakar yang tersisa dari reaksi fisi di Wilayah 10

dikeluarkan dari inti. Ini berlanjut hanya dengan menambahkan uranium alam ke wilayah 1 setiap siklus.. Keuntungan dari strategi CANDLE sebagai berikut (Su'ud dan Sekimoto, 2013).

1. Mekanisme kendali reaktivitas selama proses pembakaran bahan bakar tidak dibutuhkan karena reaktivitas tambahan (*excess reactivity*) selama menjadi nol.
2. Karakteristik operasi teras (seperti puncak daya, koefisien reaktivitas) tidak berubah selama proses pembakaran. Hal ini akan membuat operasi reaktor menjadi lebih sederhana.
3. Tinggi teras reaktor proporsional dengan usia teras reaktor. Sehingga desain reaktor berusia panjang akan lebih mudah.

2.6 Analisis Neutronik

2.6.1 Faktor Multiplikasi

Parameter pertama yang menjadi tolak ukur tercapainya tujuan sebuah desain reaktor adalah nilai faktor multiplikasi, dimana faktor multiplikasi digunakan untuk memantau populasi neutron didalam teras reaktor. Pada analisis neutronik, faktor multiplikasi dapat memberikan gambaran mengenai seberapa banyak bahan bakar yang akan digunakan. Secara matematis faktor multiplikasi dituliskan sebagai berikut (Duderstadt dan Hamilton, 1976) :

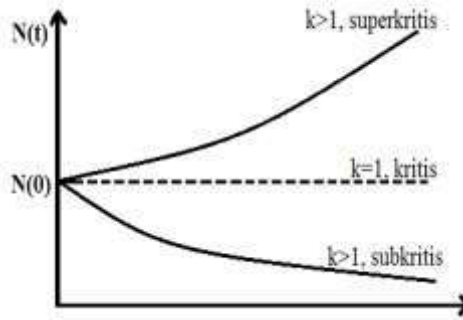
$$k = \frac{\text{jumlah neutron dalam teras reaktor pada satu generasi}}{\text{jumlah neutron dalam teras reaktor pada generasi sebelumnya}} \quad (2.1)$$

Berdasarkan nilai parameter faktor multiplikasi (k), maka terdapat 3 klasifikasi keadaan teras reaktor, yaitu :

- a. $k > 1$, jumlah populasi neutron pada suatu generasi lebih dari jumlah populasi generasi sebelumnya (jumlah populasi neutron terus bertambah tak terkendali) artinya teras reaktor dalam keadaan superkritis.
- b. $k = 1$, populasi neutron pada suatu generasi sama dengan generasi sebelumnya (jumlah populasi neutron konstan) artinya teras reaktor dalam keadaan kritis.

- c. $k < 1$, jumlah populasi neutron pada suatu generasi kurang dari jumlah populasi generasi sebelumnya (jumlah populasi neutron terus berkurang) artinya teras reaktor dalam keadaan subkritis.

Ketiga keadaan ini dapat dilihat pada Gambar 2.3



Gambar 2.3 Faktor Multipikasi Neutron

Secara umum, perubahan jumlah neutron akibat reaksi fisi dapat didefinisikan dengan faktor multipikasi efektif yang disebut k efektif atau k_{eff} . k_{eff} mewakili tingkat stabilitas reaksi fisi nuklir di inti, mencapai keadaan stabil pada nilai $k_{eff} = 1$ (Zweifel, 1973).

2.6.2 Densitas Atom

Densitas atom (N) adalah konsentrasi jumlah atom per satuan volume. Proses pembakaran bahan bakar sangat mempengaruhi densitas atom penyusun bahan bakar (Krisna and Su'ud, 2016). Densitas atom (N) merupakan konsentrasi dari jumlah atom atau molekul per satuan volume (V) dimana lebih mudah jika densitas (ρ) diberikan (Duderstadt dan Hamilton, 1976).:

$$N = \frac{n}{V} = \frac{\rho N_{AV}}{M} \quad (2.2)$$

dimana n adalah jumlah atom atau molekul, N_{AV} adalah bilangan Avogadro ($N_{AV} = 6.022 \times 10^{23}$ atom atau molekul per gram-mole), dan M adalah berat atom atau molekul.

Densitas atom akan mengalami perubahan seiring tproses *burnup* yang terjadi. Perubahan signifikan yang biasa diamati yaitu pada isotop U235,U238, dan Pu239. Pada jenis reaktor yang menggunakan UO2 sebagai bahan bakar perubahan densitas dari ketiga isotop tersebut sangat jelas terlihat. Pada umumnya U235 dan U238 akan terus berkurang selama proses *burnup*. U235 bersifat fisil akan berubah menjadi unsur lainnya, sedangkan U238 yang bersifat fertil dari awal periode *burnup* juga akan terus berkurang hingga akhir dan akan berubah menjadi unsur lainnya sesuai dengan rantai *burnup*-nya. Selain itu unsur lainnya yang dihasilkan oleh peluruhan U238 ialah isotop Pu239. Pu239 merupakan bahan fisil yang dihasilkan dari rantai *burnup* U238 atau biasa disebut produk transuranium. Pada reaktor yang menggunakan bahan bakar uranium alam isotop Pu239 pada awal reaksi belum tercipta, namun seiring berjalannya *burnup* total densitas atom Pu239 akan terus meningkat seiring dengan penurunan densitas atom U238 (Novalianda dkk., 2020).

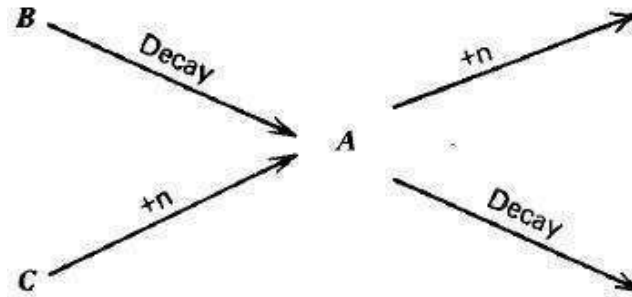
2.6.3 Persamaan *Burnup*

Persamaan *burnup* merupakan persamaan untuk menghitung penyusutan bahan bakar (*burnup*) dan produksi isotop sebagai fungsi dari waktu berdasarkan fluks neutron. Persamaan *burnup* secara umum untuk tiap material sebagai berikut:

$$\frac{dN_i}{dt} = -(\lambda_i + \sigma_{a,i}\phi)N_i + \sum_m S_{m,i}N_m \quad (2.3)$$

dengan N_i adalah densitas atom inti ke- i (atom/cm³), λ_i merupakan konstanta peluruhan $\sigma_{a,i}$ adalah *microscopic cross-section* (/cm), ϕ adalah fluks neutron (n/cm².s), $S_{m,i}$ adalah sumber neutron yang berasal dari nuklida m ke nuklida i (n/cm³.s), sedangkan N_m merupakan densitas atom pada material m (atom/cm³).

Persamaan kecepatan reaksi inti atom yang menggambarkan densitas jumlah inti dalam teras diperoleh dengan menggunakan prinsip keseimbangan. Misalkan $N_A(\vec{r}, t)$ adalah densitas untuk nuklida jenis A, maka persamaan kecepatan secara umum dapat digambarkan pada Gambar 2.4 (Duderstadt dan Hamilton, 1976).



Gambar 2.4 Skema Peluruhan Tipe Produksi

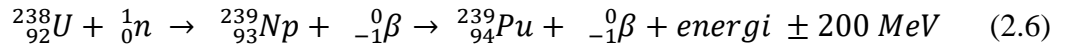
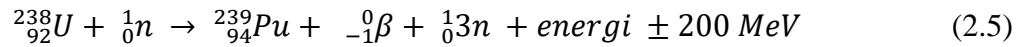
Secara matematis dituliskan seperti berikut:

$$\frac{dN_A}{dt} = -\lambda_A N_A - [\Sigma_g \sigma_{Ag}^A \phi_g] N_A + \lambda_B N_B + [\Sigma_g \sigma_{Ag}^C \phi_g] N_C \quad (2.4)$$

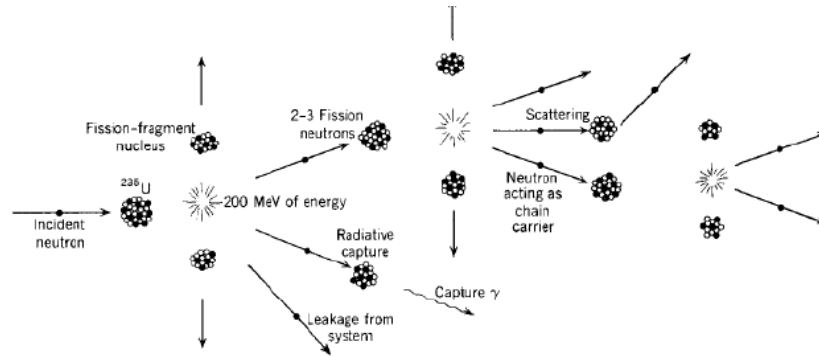
dimana, $-\lambda_A N_A$ nuklida yang hilang karena peluruhan radioaktif dari A, $[\Sigma_g \sigma_{Ag}^A \phi_g] N_A$ nuklida yang hilang karena tangkapan neutron oleh A, $\lambda_B N_B$ nuklida yang masuk karena peluruhan radioaktif dari B ke A dan $[\Sigma_g \sigma_{Ag}^C \phi_g] N_C$ nuklida yang masuk karena tangkapan neutron dari C ke A (Duderstadt dan Hamilton, 1976).

2.6.4 Reaksi Fisi

Reaksi fisi merupakan pergerakan neutron yang menumbuk inti atom yang mana mengakibatkan inti atom menjadi tidak stabil dan kehilangan bentuknya. Kemudian membelah menjadi unsur-unsur yang lebih kecil sambil melepaskan energi dalam bentuk panas dan melepaskan dua sampai tiga neutron yang baru. Energi yang dihasilkan sekitar 200 MeV. Reaksi fisi ini akan menghasilkan neutron-neutron yang akan mengalami proses perlambatan dalam media moderator. Sebagian dari inti yang dihasilkan pada reaksi pembelahan bersifat tidak stabil dan mengalami peluruhan radioaktif menuju inti yang stabil. Secara matematis dapat dilihat pada persamaan 2.5 dan 2.6 berikut:



Reaksi fisi akan terjadi berulang-ulang hingga sudah tidak ada lagi yang dapat bereaksi. Hal ini karena neutron yang dihasilkan akan bereaksi dengan inti atom yang belum bereaksi. Karena reaksi terjadi secara terus-menerus maka energi yang dihasilkan akan semakin besar. Proses tersebut dinamakan reaksi berantai. Proses reaksi fisi berantai dari $U235$ ditunjukkan oleh gambar 2.5.



Gambar 2.5. Reaksi fisi berantai

2.6 SRAC (*Standard Reactor Analysis Code*)

SRAC adalah sebuah simulasi reaktor nuklir berjenis reaktor termal untuk menganalisis penghitungan neutronik. Pada tahun 1978, SRAC mulai dikenali dan dikembangkan sebagai standar untuk kode analisis reaktor termal di badan energi atom Jepang (Japan Atomic Energy Agency/JAEA). Kode dasar pada sistem SRAC yaitu sebagai berikut (Okumura, 2007):

1. PIJ, yaitu kode yang digunakan untuk probabilitas tumbukan yang telah dikembangkan oleh JAERI meliputi 16 kisi geometri. Salah satu bentuk kisi geometri pada PIJ seperti ditunjukkan pada gambar 10 berikut.
2. CITATION, yaitu kode yang digunakan untuk persamaan difusi multi-dimensi yang terdiri dari 12 jenis geometri termasuk segitiga dan segi enam (heksagonal).

BAB III

METEDOLOGI PENELITIAN

3.1 Waktu dan Tempat

Penelitian ini dilaksanakan dari bulan November 2022 s/d Januari 2023 di Laboratorium Fisika Komputasi, Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam, Universitas Sriwijaya.

3.2 Alat dan Bahan Penelitian

Alat dan bahan yang digunakan pada penelitian ini sebagai berikut :

1. Perangkat Keras (Hardware) : Personal *Computer* (PC) berbasis sistem operasi Linux Ubuntu 20.04 LTS yang digunakan sebagai media untuk menjalankan perangkat lunak.
2. Perangkat Lunak (Software) : Paket program SRAC (*Standart Reactor Analysis Code*) dengan pustaka JENDL 4.0 yang digunakan untuk melakukan simulasi performa sel bahan bakar.

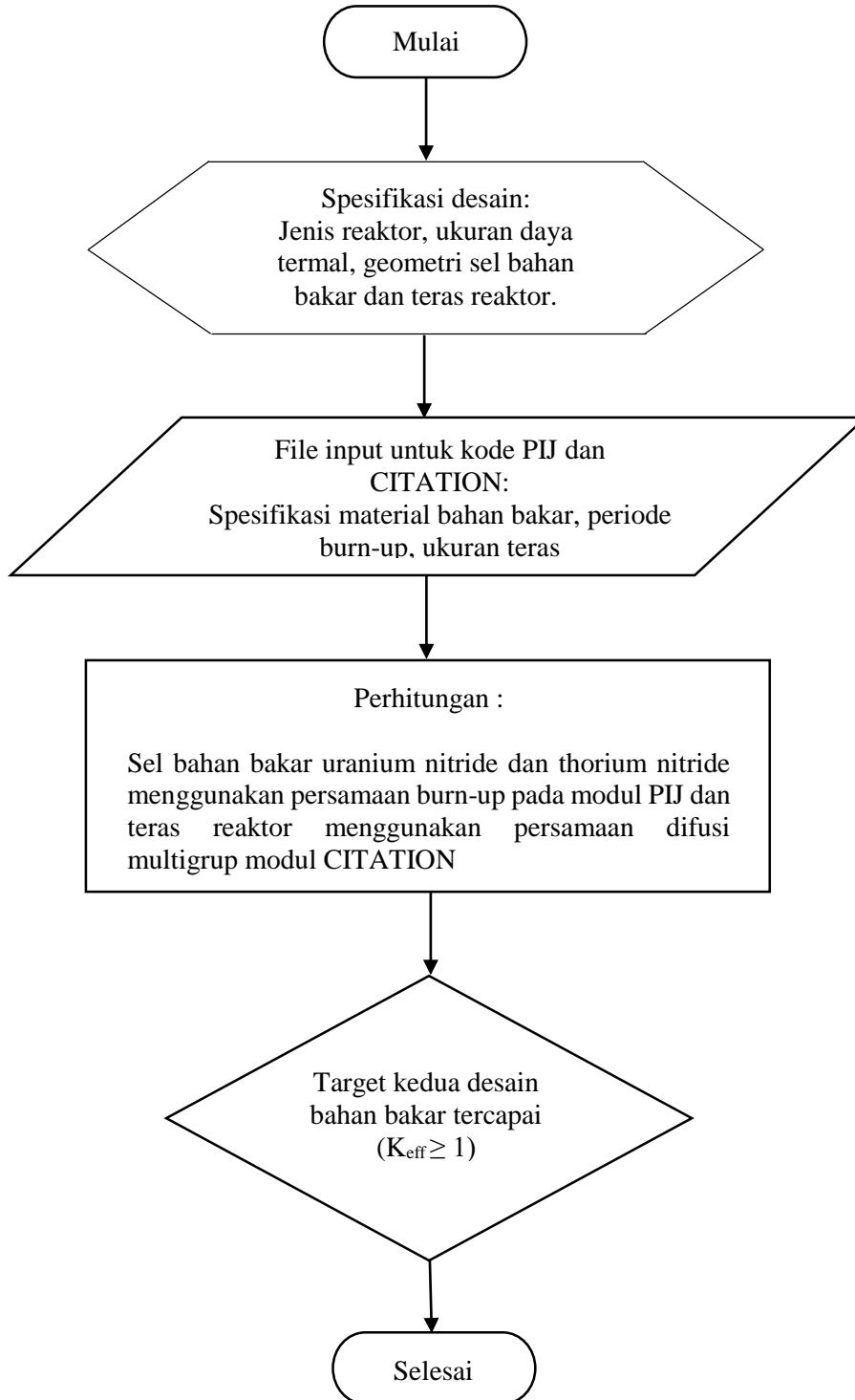
3.3 Tahapan Penelitian

Tahapan penelitian ini dilakukan dengan beberapa bagian yaitu sebagai berikut:

1. Studi literatur yang bersangkutan dengan penelitian.
2. Menentukan spesifikasi desain *burnup* sel bahan bakar dan parameter survei.
3. Simulasi program.
4. Pengolahan dan analisis data.
5. Pembuatan laporan.

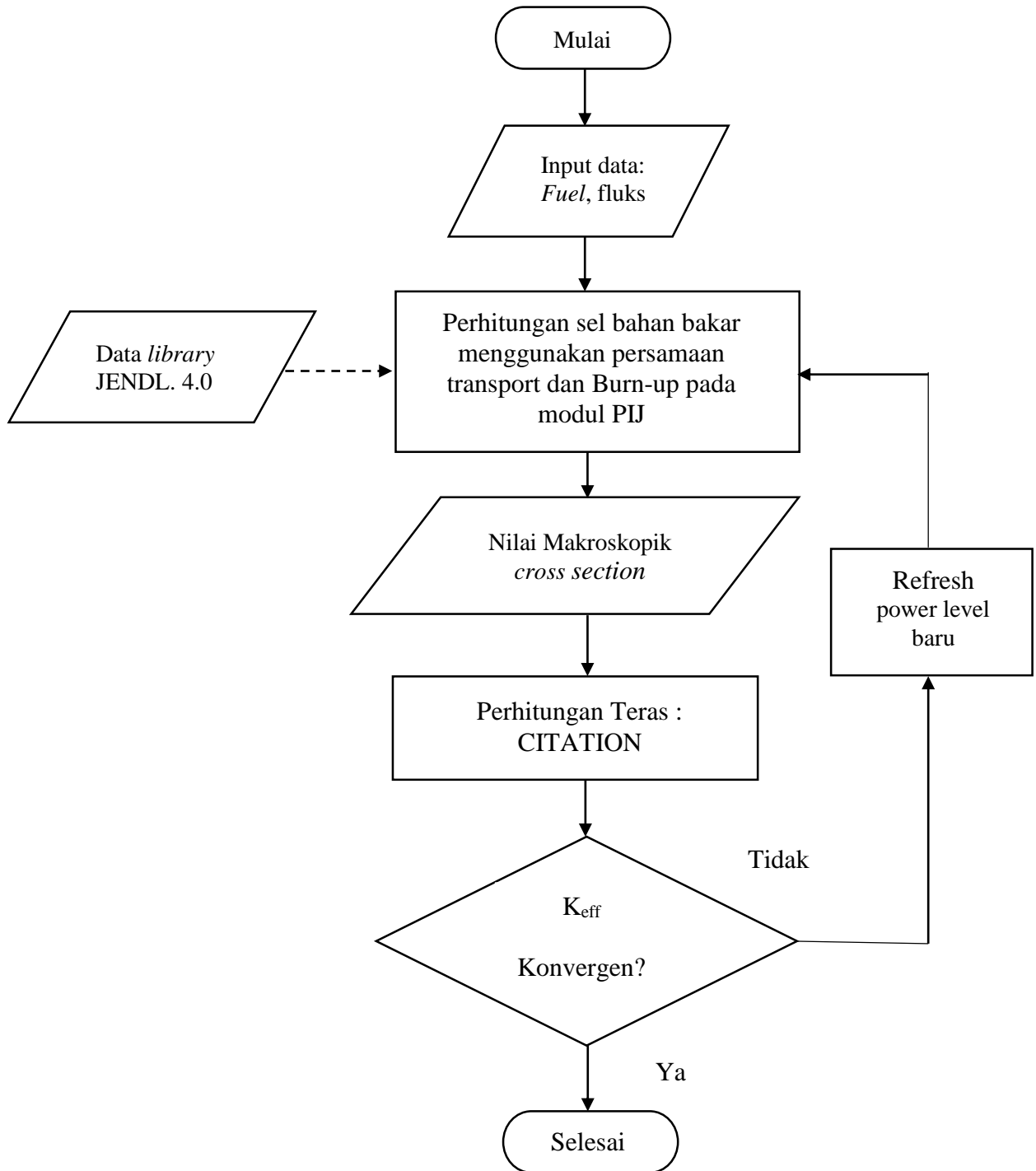
3.4 Diagram Alir Penelitian

Berikut diagram alir penelitian yang ditunjukkan oleh Gambar 3.1:



Gambar 3.1 Diagram Alir Penelitian

Diagram alir perhitungan *Standart Reactor Analysis Code* (SRAC) dsajikan pada Gambar 3.2 berikut ini:



Gambar 3.2 Diagram Alir Perhitungan Teras Reaktor

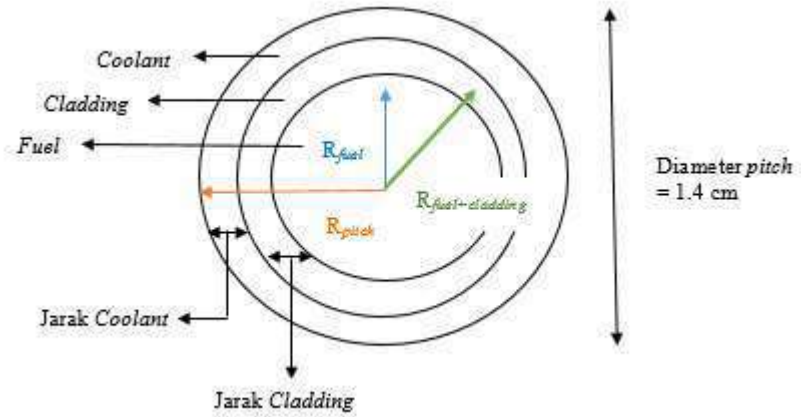
3.5 Spesifikasi dan Geometri Desain Teras Reaktor

Desain teras yang dibangun menggunakan spesifikasi yang sama baik dari sisi geometri maupun daya yang digunakan namun perbedaan hanya terletak pada jenis bahan bakar yang digunakan yaitu uranium nitride (UN) dan thorium nitride (ThN).

Tabel 3.1 Parameter dan Spesifikasi Desain *Gas-cooled Fast Reactor* (GFR)

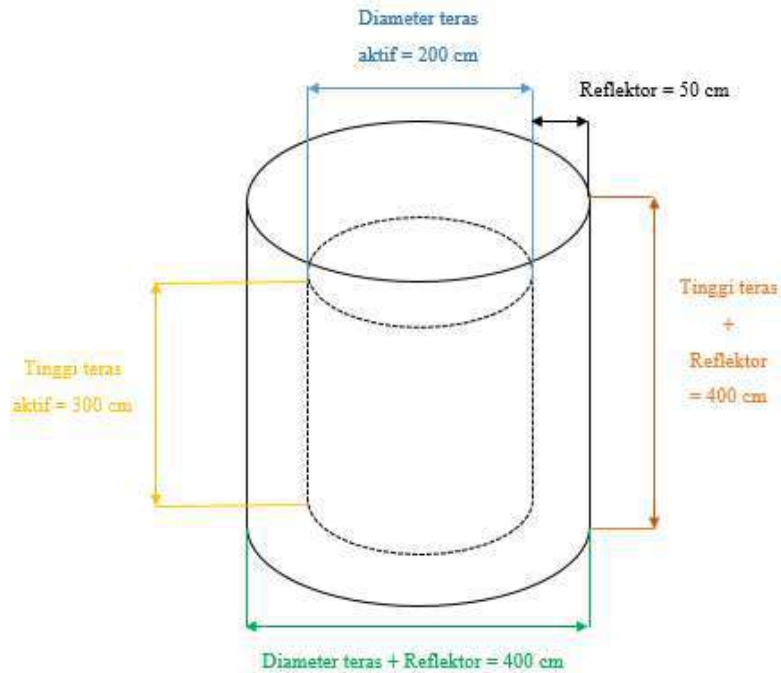
Parameter	Spesifikasi Reaktor Tipe GFR
Daya termal	500 MWt
Bahan bakar (<i>fuel</i>)	UN dan ThN
Material <i>cladding</i>	<i>Stainless Steel</i> 316 (SS316)
Pendingin (<i>coolant</i>)	Helium (He)
Fraksi volume <i>fuel</i> : <i>cladding</i> : <i>coolant</i>	65% : 10% : 25%
Geometri teras	Silinder-2D
Tinggi teras aktif	300 cm
Diameter teras aktif	200 cm
Tebal reflektor arah aksial	50 cm
Tebal reflektor arah radial	50 cm
Diameter pin <i>pitch</i>	1.4 cm
Perioda <i>refueling</i>	10 tahun
Perioda <i>burnup</i>	100 tahun

Konfigurasi penampang lintang sel bahan bakar berupa *fuel*, *cladding*, dan *coolant* dapat dilihat pada Gambar 3.3.



Gambar 3.3 Geometri Sel Bahan Bakar

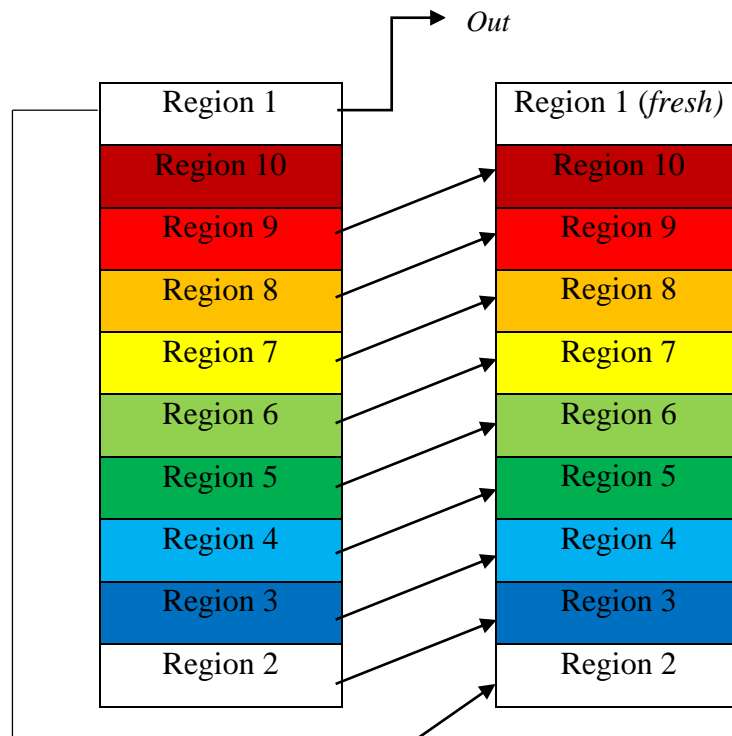
Geometri dan ukuran teras reaktor dapat dilihat pada Gambar 3.4.



Gambar 3.4 Geometri dan Ukuran Teras Reaktor

3.6 Strategi *Burnup*

Pada penelitian reaktor cepat tipe GFR ini menerapkan strategi *burnup Modified CANDLE* dengan maksud agar mendapatkan hasil yang lebih efisien dari segi penggunaan bahan bakar dan tingkat keselamatan yang tinggi. Skema *burnup Modified CANDLE* dapat dilihat pada Gambar 3.5.



Gambar 3.5 Skema *Modified CANDLE Burnup*

3.7 Survey Parameter

Beberapa parameter yang digunakan dalam analisis neutronik untuk satu sel bahan dan teras reaktor meliputi:

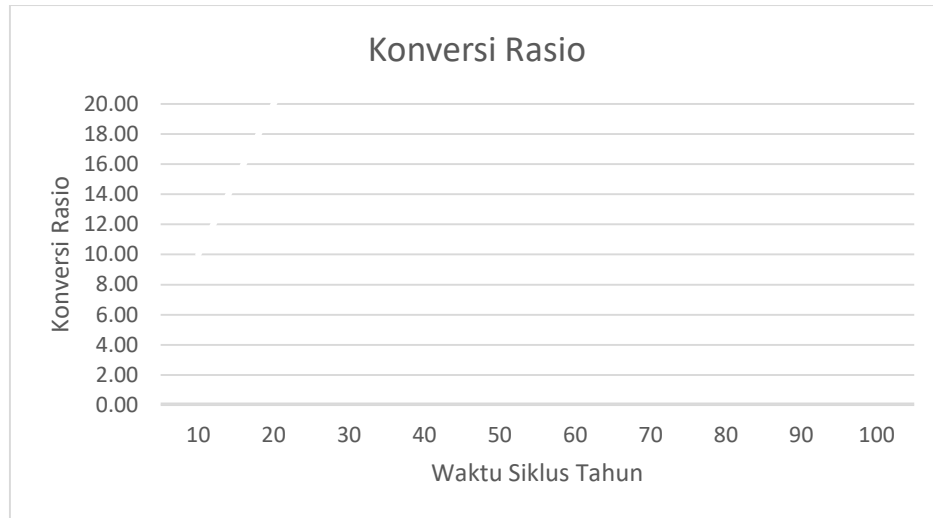
1. Level *burnup* : total energi yang dilepaskan per unit massa bahan bakar sebagai hasil perombakan bahan bakar. Satuan yang digunakan yaitu *megawatt days per ton (MWd/ton)*.
2. Faktor multiplikasi efektif, *k-effective* (k_{eff}) : besaran yang menunjukkan rasio jumlah neutron yang dapat dihasilkan dalam satu siklus fisi terhadap jumlah neutron awal yang diperlukan untuk memicu reaksi fisi tersebut.
3. Densitas atom ($atom/cm^3$) : banyaknya populasi atom akibat reaksi fisi pada sel bahan bakar

dengan satuan.

4. *Conversion ratio* (CR): perbandingan antara jumlah produksi atom fisil bahan bakar yang dikonsumsi dalam reaktor.

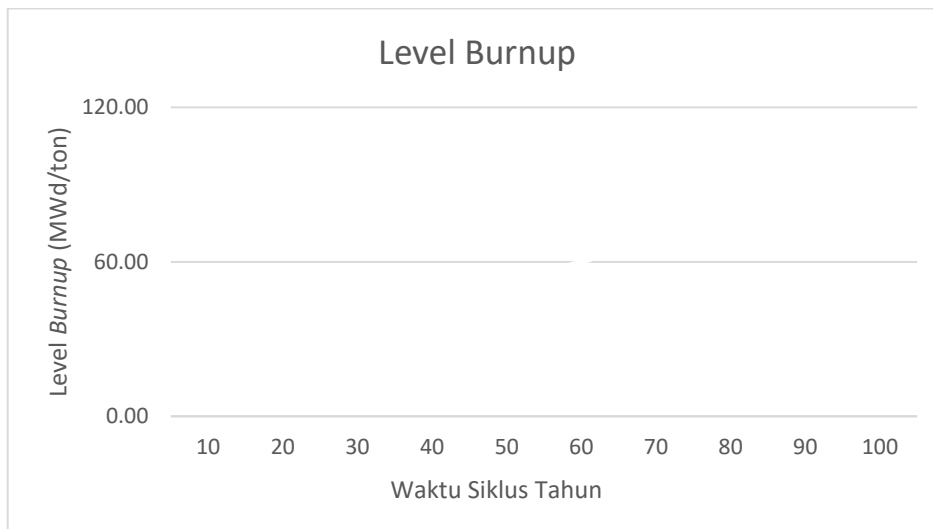
3.8 Pengolahan Data

a. Konversi rasio (CR)



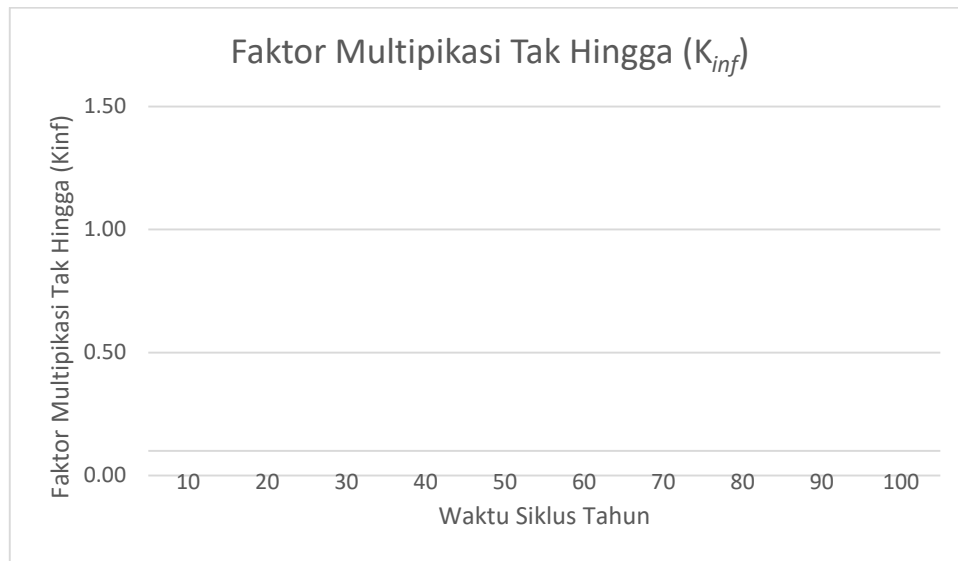
Gambar 3.6 Nilai Konversi Rasio terhadap Siklus Tahun

b. Level *burnup*



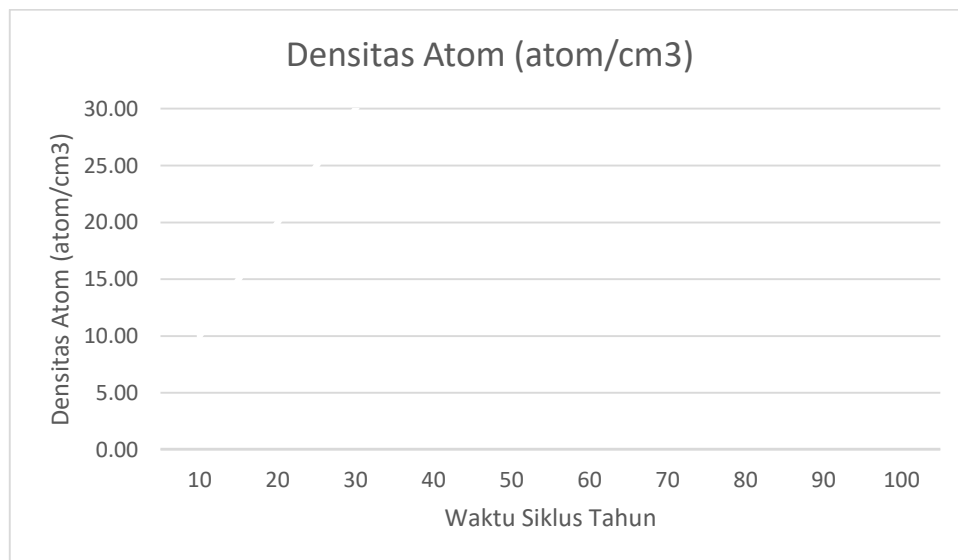
Gambar 3.7 Perubahan Level *Burn-up*

c. Faktor Multipikasi Tak Hingga (K_{inf})



Gambar 3.8 Nilai Faktor Multipikasi Tak Hingga (K_{inf}) dalam Waktu 100 Tahun

d. Densitas Atom



Gambar 3.9 Nilai Densitas Atom

Tabel 3.2 Tingkat kekritisian Reaktor berdasarkan Komposisi Bahan Bakar dalam Teras

Desain-1 Berbasis Uranium Nitride			Desain-2 Berbasis Thorium Nitride		
Tahun ke	Keff	Excess reactivity	Tahun ke	Keff	Excess reactivity
1			1		
2			2		
3			3		
4			4		
5			5		
10			10		

Catatan :

Desain-1: teras dengan ukuran tinggi teras aktif sebesar 300 cm dan daya sebesar 500 MWt serta menggunakan bahan bakar input (uranium nitride)

Desain-2: teras dengan ukuran tinggi teras aktif sebesar 300 cm dan daya sebesar 500 MWt serta menggunakan bahan bakar input (thorium nitride)

DAFTAR PUSTAKA

- Adiwardojo, Lasman, N., Ruslan, Parmanto, E. M., Effendi, E., 2010. *Mengenal Reaktor Nuklir dan Manfaatnya*. Jakarta : Badan Tenaga Nuklir Nasional.
- Anggoro, Y. D., Nurlaila, D. D. dan Yuliyanto, A. T., 2013. *Kajian Perkembangan PLTN Generasi IV*. Jurnal Pengembangan Energi Nuklir 2(15): 72-73.
- Ariani, M., Su'ud, Z. dan Manado, F., 2013. *Desain reaktor cepat berpendingin gas 600 MWth dengan Uranium Alam sebagai Input Siklus Bahan Bakar*. Jurnal Ilmu Dasar 1(14): 11-12.
- Ariani, M., Supardi, Manado, F. dan Su'ud, Z., 2015. *Potensi Thorium sebagai Bahan Bakar pada Reaktor Cepat Berpendingin Gas untuk PLTN*. Prosiding Semirata Bidang MIPA BKS-PTN Barat. Hal: 40.
- Duderstadt, J. J. dan Hamilton, L. J., 1976. *Nuclear Reactor Analysis*. New York: John Wiley & Sons.
- Irka, F. H. dan Su'ud, Z., 2015. *Analisis Burnup pada Reaktor Cepat Berpendingin Gas Menggunakan Bahan Bakar Uranium Alam*. Jurnal Ilmu Fisika (JIF) 2(7): 79.
- King, D.M dan Liddle, S.T., 2014. *Progress in molecular uranium-nitride chemistry*. ELSEVIER. 2(15) : 4-5.
- Moehtadi, F., Sanyoto, A. dan Setiawati, A., 2007. *Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir Manfaat dan Potensi Bahayanya*. Jakarta: Kementerian Negara Riset dan Teknologi.
- Novalianda, S., Ramadhan, A. dan Su'ud, Z. 2020. *Perhitungan Burnup Desain Reaktor GFR Berbasis Bahan Bakar Uranium Nitride*, Jurnal Penelitian Sains, 22(2): 50–54.
- Okawa, T., Nakayama, S. dan Sekimoto, H., 2012. *Design Study on Power Flattening to Sodium Cooled Large-Scale CANDLE Burning Core with Using Thorium Fuel*. Energy Conversion and Management (53): 182-184.
- Okumura K., Kugo, T., Kaneko, K., dan Tsuchihashi, K., 2002. *SRAC version 2002*. Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) Report.
- Peryoga, Y., Parmanto, E. M. dan Pranoto, A., 2007. *Mengenal Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir*. Jakarta: Kementerian Riset dan Teknologi.

- Saputra, R., 2015. “*Identification of Radiometric and Mineragraphy Analysis of Uranium and Sulfide Mineral at BM-179 Kalan-West Kalimantan Uranium Ore*”. *American Scientific Research Journal for Engineering, Technology, and Sciences (ASRJETS)*, 14 (2) : 311-321.
- Stacey, W. M. 2007. *Nuclear Reactor Physic: Second Edi*. Weinheim: WILEY-VCH Verlag GmbH & Co. KGaA.
- Su’ud, Z. dan Sekimoto, H., 2013. *The Prospect of Gas Cooled Fast Reactors for Long Life Reactors with Natural Uranium as Fuel Cycle Input*. *Jurnal Annals of Nuclear Energy* (54): 58-64.
- Waltar, A. E. dan Reynolds, A. B., 1981. *Fast Breeder Reactors*. New York: Pergamon Press.
- Zweifel, P. F. 1973. *Reactor Physics*. USA: McGraw-Hill.
- Pengenalan Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir. Diakses dari <https://www.batan.go.id> tanggal 5 Juni 2022.

**ANALISIS PRODUK FISI PADA *PRESSURIZED WATER REACTOR* (PWR)
BERBASIS BAHAN BAKAR URANIUM *MIXED OXIDE***

PROPOSAL TUGAS AKHIR



Oleh :

ANGGUN APRILIA

08021181823016

JURUSAN FISIKA

FAKULTAS MATEMATIKA DAN ILMU PENGETAHUAN ALAM

UNIVERSITAS SRIWIJAYA

2022

LEMBAR PENGESAHAN

**ANALISIS PRODUK FISI PADA *PRESSURIZED WATER REACTOR* (PWR)
BERBASIS BAHAN BAKAR URANIUM *MIXED OXIDE***

PROPOSAL TUGAS AKHIR

Oleh:

ANGGUN APRILIA

08021181823016

Indralaya, Februari 2022

Menyetujui,

Dosen Pembimbing II

Dosen Pembimbing I

Khairul Saleh, S.Si., M.Si.

NIP. 197305181998021001

Dr. Menik Ariani, S.Si., M.Si.

NIP : 197211252000122001

Mengetahui,
Ketua Jurusan Fisika

Dr. Friansyah Virgo, S.Si., M.T.

NIP : 197009101994121001

KATA PENGANTAR

Puji dan syukur atas kehadiran Tuhan Yang Maha Esa, karena berkat rahmat dan karunia-Nya Proposal Tugas Akhir dengan topik “Analisis Produk Fisi Pada *Pressurized Water Reactor* (PWR) Berbasis Bahan Bakar Uranium *Mixed Oxide*” ini dapat diselesaikan dengan baik dan lancar. Tugas Akhir ini akan dilaksanakan di Laboratorium Elektronika Instrumentasi Komputasi dan Nuklir Jurusan Fisika Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam Universitas Sriwijaya. Adapun pengajuan Proposal Tugas Akhir ini dimaksudkan untuk memenuhi salah satu syarat memperoleh gelar Sarjana di Jurusan Fisika Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam Universitas Sriwijaya.

Penulis memahami bahwa dalam penyusunan Proposal Tugas Akhir ini, masih terdapat kekurangan dan jauh dari kata luar biasa akibat keterbatasan pengetahuan dan informasi yang penulis miliki. Oleh karena itu, penulis sangat mengharapkan bantuan berupa saran dan kritik yang bermanfaat dan membantu penulis dalam menyelesaikan proposal ini. Penulis berharap agar kiranya Proposal ini dapat diterima oleh Ibu/Bapak selaku pembimbing. Penulis juga tidak lupa mengucapkan terimakasih yang sebesar-besarnya atas izin, kesempatan, arahan dan bantuan yang telah diberikan kepada penulis.

Indralaya, Februari 2022
Penulis,

Anggun Aprilia
08021181823016

DAFTAR ISI

LEMBAR PENGESAHAN	i
KATA PENGANTAR	ii
DAFTAR ISI	iii
DAFTAR GAMBAR	v
DAFTAR TABEL	vi
BAB I PENDAHULUAN	
1.1 Latar Belakang	1
1.2 Rumusan Masalah	2
1.3 Batasan Masalah.....	2
1.4 Tujuan Penelitian	2
1.5 Manfaat Penelitian	3
BAB II TINJAUAN PUSTAKA	
2.1 Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN)	4
2.2 Reaktor Nuklir	5
2.3 <i>Pressurized Water Reactor</i> (PWR)	6
2.4 Sel Bahan Bakar	7
2.5 Analisis Neutronik.....	7
2.5.1 Penampang Lintang Nuklir (<i>Nuclear Cross-Section</i>)	8
2.5.2 Persamaan Difusi	9
2.5.3 Persamaan <i>Burn-up</i>	10
2.6 Faktor Multiplikasi	11
2.7 Pemerataan Daya	12
2.8 <i>Standart Reactor Analysis Code</i> (SRAC)	12
BAB III METODOLOGI PENELITIAN	
3.1 Waktu dan Tempat Penelitian.....	14
3.2 Alat dan Bahan.....	14
3.3 Metode Penelitian.....	14
3.4 Langkah Kerja.....	15
3.5 Parameter dan Spesifikasi Desain Reaktor	17
3.6 Geometri Bahan Bakar	17

3.7 Geometri Teras Reaktor	18
3.8 Parameter Survei	18
DAFTAR PUSTAKA	19

DAFTAR GAMBAR

Gambar 2.1 Skema Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir	4
Gambar 2.2 Skema <i>Pressurized Water Reactor</i> (PWR)	6
Gambar 2.3 Prinsip Keseimbangan Nuklida A	11
Gambar 3.1 Langkah Kerja Penelitian Secara Umum	15
Gambar 3.2 Langkah Kerja Perhitungan Neutronik Sel Bahan Bakar Dan Teras Reaktor Menggunakan Program SRAC	16
Gambar 3.3 Geometri Sel Bahan Bakar	17
Gambar 3.4 Geometri dan Ukuran Teras Reaktor	18

DAFTAR TABEL

Parameter dan Spesifikasi Desain Reactor PWR	17
--	----

BAB I

PENDAHULUAN

1.1 Latar Belakang

Energi merupakan salah satu kebutuhan mendasar umat manusia yang menjadi pendorong utama pembangunan moneter dan pembangunan sosial, tanpa adanya ketersediaan energi yang memadai, orang tidak dapat hidup seperti yang diharapkan. Oleh karena itu, ketersediaan energi yang memadai dianggap sebagai terwujudnya kehidupan yang berkualitas, terlindungi, dan sejahtera. Tenaga listrik yang diperoleh dari energi yang timbul karena terbelahnya inti nuklir (fisi) telah terbukti sebagai salah satu sumber energi yang paling terjangkau dan aman. Dalam 50 tahun terakhir, pembangkit listrik tenaga nuklir (PLTN) telah menjadi salah satu pengangkut beban dasar tenaga bagi sekitar 30 negara di dunia ini.

Per Februari 2018, ada 449 unit pembangkit listrik tenaga nuklir (PLTN) yang bekerja di dunia ini, sementara 56 unit lainnya sedang dalam pengembangan. Seperti yang ditunjukkan oleh badan tenaga atom internasional (IAEA) tugas tenaga nuklir akan menjadi semakin signifikan untuk mencapai tujuan keberlanjutan (*sustainability*) mengingat semakin berkembangnya populasi dan ekonomi dunia. Negara yang paling banyak memanfaatkan energi dari tenaga nuklir ialah AS dengan 103 unit PLTN yang tersebar di 65 wilayah dan menyumbang sekitar 20% dari kebutuhan listriknya (Aziz dkk., 2021).

Pembangkit listrik tenaga nuklir (PLTN) merupakan sumber energi alternatif yang menggunakan energi dari reaktor nuklir sebagai sumber energi listrik. Uranium adalah bahan bakar untuk reaktor nuklir. Uranium alam berlimpah di lapisan kerak bumi yang terbuat dari kombinasi U^{238} dan U^{235} . Selain uranium, satu lagi bahan yang sering dimanfaatkan sebagai bahan bakar adalah thorium (Dilaga dkk., 2019). Prinsip kerja dari PLTN yaitu menggunakan uap yang bertekanan tinggi untuk memutar turbin dan generator agar dapat menghasilkan energi listrik. Sumber panas yang digunakan untuk menghasilkan panas di PLTN adalah uranium.

Sekitar 80% PLTN yang masih bekerja di dunia ini merupakan stasiun PLTN tipe reaktor air ringan (LWR) yang pertama kali digunakan oleh Amerika. Sekarang ini, PLTN tipe reaktor air ringan dapat dipisahkan secara luas menjadi 2 jenis, yaitu reaktor

air mendidih (*boiling water reactor*) dan reaktor air tekan (*pressurized water reactor*). Perbedaan antara BWR dan PWR terletak pada perkembangan bejana reaktor dan keadaan air yang digunakan dalam reaktor. Reaktor air tekan (PWR) lebih banyak digunakan daripada reaktor air mendidih (BWR) karena konfigurasi reaktor lebih mudah dan sederhana untuk dikontrol dan disesuaikan dengan kerangkanya. Di dalam reaktor tipe PWR terdapat peralatan yang mampu menghasilkan panas yaitu teras reaktor. Teras reaktor terdiri dari rangkaian berupa bahan bakar, moderator, dan batang kendali (Nurmawan dkk., 2014). Dalam ulasan ini, penulis akan membahas tentang PLTN tipe reaktor air tekan dengan kekuatan daya 500 MWth yang bekerja selama 5 tahun tanpa pengisian bahan bakar. Konfigurasi reaktor ini menggunakan uranium mixed oxide sebagai bahan bakarnya.

1.2 Rumusan Masalah

Penelitian ini menggunakan reaktor tipe *pressurized water reactor* (PWR) dengan bentuk desain reaktor yang berbahan bakar uranium *mixed oxide* dengan daya 500 MWth. Standar keselamatan yang harus dipenuhi di setiap tipe reaktor PWR, salah satunya adalah dengan cara mempertimbangkan jenis bahan bakar yang digunakan dan susunannya di dalam teras sehingga dapat bekerja dalam jangka waktu yang lama.

1.3 Batasan Masalah

Penelitian ini hanya akan mengkaji mengenai sel bahan bakar untuk reaktor tipe *pressurized water reactor* (PWR) ditinjau dari perhitungan neutronik dari hasil perhitungan persamaan difusi, multigrup, *burn-up* dan susunan bahan bakar dalam desain reaktor dengan menggunakan *standart reactor analysis code* (SRAC).

1.4 Tujuan Penelitian

Adapun tujuan dari penelitian ini adalah :

1. Dapat menghitung sel bahan bakar berbasis uranium *mixed oxide* untuk memperoleh data level *burn-up*.
2. Dapat menghitung faktor multiplikasi efektif (K_{eff}) untuk mengetahui tingkat populasi neutron di teras reaktor.

3. Dapat menghitung besarnya distribusi daya dan *power peaking faktor* di teras reaktor.

1.5 Manfaat Penelitian

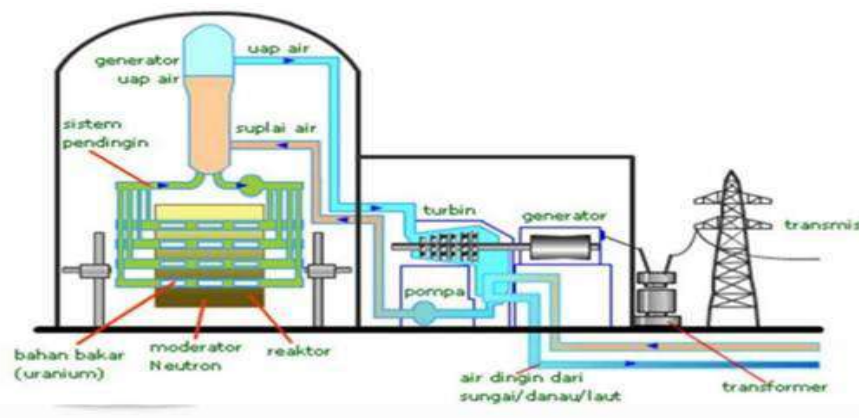
Hasil dari penelitian pada reaktor tipe *pressurized water reactor* (PWR) dengan jenis desain reaktor yang menggunakan bahan bakar uranium *mixed oxide* diandalkan untuk membuat kontribusi yang positif terhadap industri tenaga nuklir, khususnya dalam kemajuan PWR sehingga reaktor dapat bekerja dalam jangka panjang sehingga memiliki nilai ekonomi dan faktor keamanan yang lebih tinggi.

BAB II TINJAUAN PUSTAKA

2.1 Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN)

Dengan kemajuan ilmu pengetahuan dan teknologi, untuk mengatasi masalah energi listrik dibuatlah pembangkit listrik tenaga nuklir (PLTN). Pembangkit listrik tenaga nuklir atau PLTN adalah sebuah pembangkit daya *thermal* (panas) yang melibatkan setidaknya satu reaktor atom sebagai sumber panas. Prinsip kerja dari PLTN setara dengan pembangkit listrik tenaga uap (PLTU), yang memanfaatkan uap bertekanan tinggi untuk memutar turbin. Putaran turbin ini diubah menjadi energi listrik. Adapun perbedaannya terletak pada sumber panas yang digunakan untuk membuat panas. Sebuah PLTN melibatkan uranium sebagai sumber panasnya. Reaksi pembelahan (fisi) dari inti uranium akan menghasilkan energi panas yang sangat besar.

Daya dari sebuah PLTN berkisar dari 40 MWe hingga 2000 MWe, dan untuk PLTN yang bekerja pada tahun 2005 memiliki sebaran daya 600 MWe hingga 1200 MWe. Mulai tahun 2015 ada 437 unit PLTN yang bekerja di dunia ini, yang seluruhnya menghasilkan daya sekitar 1/6 energi listrik dunia. Sampai saat ini, sekitar 66 pembangkit listrik tenaga nuklir sedang dibangun di berbagai negara, termasuk China dengan 28 unit, Rusia dengan 11 unit, India dengan 7 unit, Uni Emirat Arab dengan 4 unit, Korea Selatan dengan 4 unit, Pakistan dan Taiwan dengan masing-masing 2 unit (Muhammad dkk., 2019).



Gambar 2.1 Skema Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (Sumber : Wordpress, 2018).

2.2 Reaktor Nuklir

Reaktor nuklir adalah suatu kerangka dimana terjadi reaksi fisi berantai, yang dapat dikendalikan dan dapat dijaga dengan laju yang tetap, sehingga dapat menghasilkan energi. Bagian penting dari reaktor nuklir yaitu komponen bahan bakar, pengamanan, mediator dan elemen kendali (*control rod*). Syarat terjadinya reaksi fisi berantai apabila suatu inti unsur yang dapat membelah atau fisil (U^{235} dan U^{238}) bereaksi dengan neutron termal dan hasil reaksinya tersebut akan menghasilkan komponen yang berbeda dan menghasilkan energi panas dan 2 - 3 neutron baru (Subkhi dkk., 2015).

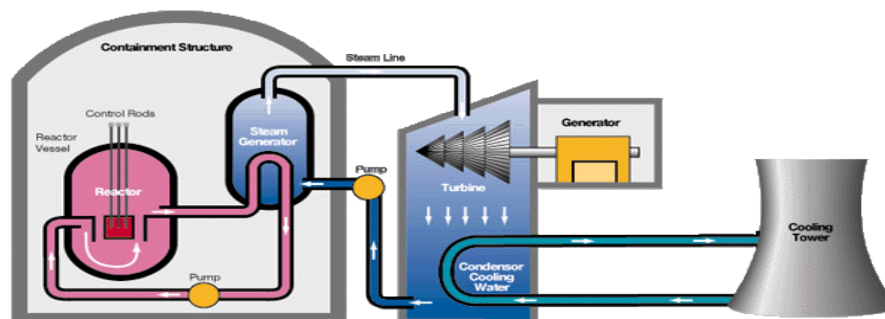
Reaktor nuklir memiliki prinsip kerja yang hampir sama dengan pembangkit listrik biasa lainnya. Perbedaan mendasar terletak pada sumber energi dan jenis bahan bakar yang digunakan. Sumber energi untuk pembangkit listrik konvensional berasal dari pembakaran bahan bakar fosil, sedangkan sumber energi reaktor nuklir berasal dari reaksi fisi yang menggunakan bahan bakar atom (Novalianda, 2019). Reaktor nuklir adalah tempat terjadinya reaksi berantai nuklir yang terkontrol (*sustainable chain reaction*) terjadi. Dalam reaktor ini, inti nuklir yang berat misalnya uranium dapat terbelah menjadi dua bagian yang disebut produk fisi. Dalam peristiwa pembelahan ini, yang disebut fisi akan menghasilkan energi sebagai panas yang dapat dimanfaatkan untuk menghasilkan energi. Selain panas, reaktor ini juga menghasilkan partikel neutron yang dapat digunakan untuk membuat isotop dan untuk membuat penelitian material. Dilihat dari alasan penggunaannya, reaktor atom dibedakan menjadi dua, yaitu reaktor penelitian dan reaktor daya. Reaktor penelitian akan menjadi reaktor yang bekerja untuk tujuan penelitian dan pelatihan operator. Sedangkan reaktor daya ialah reaktor yang bekerja untuk menciptakan daya atau tenaga, sebagian besar tenaga listrik.

Semua reaktor nuklir merupakan perangkat yang dimaksudkan untuk mendukung reaksi fisi berantai yang menciptakan aliran neutron yang konstan yang dihasilkan oleh fisi inti atom berat. Namun, keduanya dibedakan berdasarkan tujuannya atau oleh fitur desainnya. Sejauh ini, reaktor dapat berupa reaktor penelitian (untuk penelitian) atau reaktor daya (untuk pembangkit listrik). Reaktor penelitian biasanya bekerja di perguruan tinggi dan pusat penelitian di banyak negara, termasuk di beberapa Negara yang belum mengoperasikan PLTN seperti Indonesia. Reaktor-reaktor ini menghasilkan neutron untuk berbagai tujuan, termasuk membuat radiofarmasi untuk

diagnosa dan perawatan klinis, untuk bahan pengujian dan melakukan penelitian dasar. Reaktor daya biasanya ditemukan di daerah pembangkit listrik tenaga nuklir (PLTN). Dikhususkan untuk menciptakan panas terutama pada produksi listrik. PLTN telah beroperasi lebih dari 30 negara. Pemanfaatan lainnya adalah dengan memberikan air minum atau air bersih. Sebagai unit daya yang lebih sederhana, reaktor nuklir juga digunakan sebagai sumber daya untuk kapal laut (Aziz dkk., 2021).

2.3 Pressurized Water Reactor (PWR)

Pressurized water reactor (PWR) atau reaktor air tekan adalah reaktor nuklir *thermal* yang memanfaatkan air ringan (*light water*) sebagai moderator atau pendingin. Moderator sebagai bahan penahan untuk memperlambat laju neutron di dalam teras reaktor, sedangkan pendingin sebagai penyerap panas karena reaksi fisi yang terjadi di dalam teras reaktor. Pada awalnya PWR dirancang oleh fasilitas *Westinghouse Bettis Atomic Power Laboratory* untuk pemanfaatan kapal laut militer AS. Kemudian, *Westinghouse Nuclear Power Division* mulai melakukan perancangan PWR konvensional. Reaktor PWR konvensional pertama di USA ialah Shippingport, yang bekerja hingga tahun 1982. Reaktor tipe PWR ini merupakan reaktor daya yang paling banyak terlibat di dunia ini, yaitu sekitar 63%. Informasi terbaru dari IAEA (tahun 2012) menunjukkan bahwa dari 435 total reaktor di dunia ini, 272 di antaranya adalah reaktor PWR. Pada dasarnya, pembangkit listrik tenaga panas merupakan pembangkit listrik tenaga uap (PLTU) yang memanfaatkan panas dari hasil fisi untuk menghasilkan uap yang diharapkan agar dapat memutar turbin pembangkit tenaga listrik (subkhi dkk., 2015).

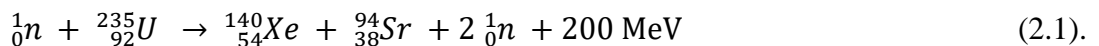


Gambar 2.2 Skema *Pressurized Water Reactor* (Sumber : Nucleartourist, 2005)

2.4 Sel Bahan Bakar

Bahan bakar nuklir terbagi menjadi dua, yaitu bahan bakar fisil dan bahan bakar fertil. Bahan bakar fisil merupakan atom atau unsur yang mudah membelah secara efektif sehingga tidak diragukan lagi dapat menangkap neutron, misalnya uranium-235 dan plutonium-239. Sedangkan bahan fertil adalah atom atau unsur yang tidak dapat membelah namun dapat menjadi bahan fisil dengan reaksi penangkapan neutron, misalnya uranium-238, plutonium-240 dan lain-lain. Populasi neutron selama aktivitas reaktor akan mempengaruhi komposisi bahan bakar yang berubah-ubah.

Pemanfaatan uranium sebagai bahan bakar pembangkit listrik tenaga nuklir digunakan untuk memproduksi listrik dan dapat menghasilkan limbah nuklir diakhir operasinya. Dari berbagai jenis limbah atom yang dihasilkan, terdapat limbah yang mungkin dapat dimanfaatkan sebagai bahan bakar pada berbagai reaktor, khususnya Plutonium (Pu) (Novalianda, 2019). Bahan bakar reaktor nuklir dibedakan atas dua jenis bahan yaitu bahan fisil contohnya Uranium-235 dan Plutonium-239 serta bahan fertil misalnya Uranium-238 dan Thorium-232. Untuk sumber energi pada pembangkit listrik konvensional berasal dari pembakaran fosil. yang menghasilkan polusi dan pencemaran udara. Sedangkan pada reaktor atom sumber energinya berasal dari reaksi fisi.



Reaksi fisi uranium seperti pada persamaan (1) diatas menghasilkan neutron. Neutron yang diproduksi dapat menumbuk inti uranium untuk membentuk fisi selanjutnya. Mekanisme tersebut akan terus terjadi dalam waktu yang sangat cepat dan ideal untuk membentuk reaksi fisi berantai. Reaksi fisi yang dibuat oleh reaktor nuklir tersebut tidak akan menghasilkan gas CO_2 dan efek rumah kaca (Novalianda dkk., 2020).

2.5 Analisis Neutronik

Dalam perhitungan neutronik pada teras reaktor, hal utama yang harus dilakukan ialah dengan cara membuat gambaran suatu fisis yang bersifat analitis dan kuantitatif tentang kondisi neutron di teras reaktor. Kondisi neutron yang dirujuk mencakup populasi neutron, distribusi neutron, energi neutron, kerapatan neutron, fluks neutron dan lain-lain. Hipotesis yang membahas masalah ini dikenal sebagai hipotesis transpor neutron. Persamaan *transport* sendiri merupakan persamaan yang sulit untuk diatasi masalahnya, maka dari itu diperlukan beberapa perbaikan, seperti aproksimasi difusi.

Untuk menurunkan persamaan difusi multigrup dapat menggunakan konsep kesetimbangan neutron (*neutron balance*) (Subkhi dkk., 2015).

Pengaturan bahan bakar yang berubah-ubah dapat diselesaikan dengan memanfaatkan *burn-up*. *Burn-up* dicirikan sebagai energi total yang dikirim per unit massa bahan bakar sebagai hasil dari pembakaran bahan bakar. Selama interaksi *burn-up*, densitas setiap atom akan berubah sesuai waktu *burn-up*. Sedangkan pada tingkat teras reaktor, kondisi neutron dapat diatasi dengan memanfaatkan persamaan difusi multigrup (Novalianda, 2019).

2.5.1 Penampang Lintang Nuklir (Nuclear Cross-Section)

Reaktor nuklir adalah tempat terjadinya reaksi pembelahan inti (nuklir) atau dikenal dengan reaksi fisi berantai yang terkendali dan tak henti-hentinya untuk menciptakan energi, radioisotop dan nuklida baru. Yang tersirat dari kontrol untuk situasi ini adalah jumlah reaksi fisi dapat diperluas dan dikurangkan berdasarkan dengan kebutuhan. Neutron dalam reaktor nuklir digunakan untuk memicu terjadinya reaksi fisi. Reaksi fisi akan menciptakan inti ringan, neutron dan energi sebesar 200 MeV. Reaksi fisi berantai terjadi ketika inti dari suatu unsur yang dapat berfisi (U^{235} dan U^{238}) bereaksi dengan neutron termal yang dengan cepat akan membuat unsur yang berbeda dan menghasilkan energi panas serta neutron baru. Kemungkinan terjadinya suatu reaksi antara neutron dan inti atom tidak sepenuhnya ditentukan oleh suatu besaran yang disebut tampang lintang nuklir (*nuclear cross section*). Penampang lintang terbagi menjadi dua bagian, lebih spesifiknya ialah :

1. Penampang lintang mikroskopik (*Microscopic Cross-Section*) dapat dicirikan sebagai kemungkinan terjadinya suatu reaksi nuklir dalam satu inti atom. Penampang lintang mikroskopik ini dapat dijabarkan secara matematis sebagai berikut ini :

$$\sigma = \frac{R}{IN_A} \quad (2.2).$$

Dimana σ merupakan penampang lintang mikroskopik dalam satuan barn (1 barn = 10^{-24} cm^2), R sendiri adalah laju reaksi ($/\text{cm}^2 \cdot \text{s}$), N_A merupakan densitas atom per luasan daerah (atom/cm^2), dan I adalah intensitas neutron datang ($/\text{cm}^2 \cdot \text{s}$). Adapun kerapatan atom dalam suatu unsur tanda adanya pengayaan dapat disimpulkan dengan persamaan di bawah ini :

$$N_{mix} = \frac{\rho_{mix} N_{AV}}{M_{mix}} \quad (2.3).$$

Dimana N_{mix} sendiri merupakan densitas atom ((atom/cm³), N_{AV} merupakan bilangan avogadro (6,022 x 10²³ atom/mol), ρ_{mix} merupakan massa jenis unsur (g/cm³) dan M_{mix} merupakan massa molekul (g/mol).

2. Penampang lintang makroskopik (Macroscopic Cross-Section) yakni perkalian antara densitas atom N (atom/cm³) dengan penampang lintang total mikroskopik. Secara matematis dapat dijabarkan sebagai berikut ini :

$$\Sigma = N \sigma \quad (2.4).$$

Dimana Σ merupakan penampang lintang makroskopik (/cm), N merupakan densitas atom (atom/cm³), dan σ merupakan penampang lintang mikroskopik dalam satuan barn (1 barn = 10⁻²⁴ cm²) (Duderstadt dan Hamilton, 1976).

2.5.2 Persamaan Difusi

Persamaan difusi adalah jenis pendekatan yang paling mudah untuk teori transport. Solusi dari persamaan difusi ini memberikan keadaan distribusi fluks neutron atas ruang dan setelah itu cenderung diperoleh jenis distribusi daya yang bergantung pada ruang. Pada persamaan ini, energi neutron diterima untuk memiliki kelompok energi sehingga persamaan ini dikenal dengan persamaan difusi multigrup. Adapun persamaan keseimbangan jumlah neutron adalah :

$$\begin{bmatrix} \text{laju} \\ \text{perubahan} \\ \text{jumlah} \\ \text{neutron} \\ \text{di grup} \\ g \end{bmatrix} = - \begin{bmatrix} \text{kebocoran} \\ \text{neutron} \\ \text{dari} \\ \text{sistem} \\ \text{(leakage)} \end{bmatrix} - \begin{bmatrix} \text{absorpsi} \\ \text{neutron} \\ \text{di grup} \\ g \end{bmatrix} + \begin{bmatrix} \text{neutron} \\ \text{muncul} \\ \text{dari} \\ \text{sumber} \\ \text{neutron} \\ \text{di grup} \\ g \end{bmatrix} - \begin{bmatrix} \text{neutron} \\ \text{terHambur} \\ \text{keluar} \\ \text{dari} \\ \text{grup} \\ g \end{bmatrix} + \begin{bmatrix} \text{neutron} \\ \text{terHambur} \\ \text{masuk} \\ \text{ke} \\ \text{grup} \\ g \end{bmatrix} \quad (2.5).$$

Dimana indeks g adalah indeks grup 1,2,...g yang mulai dari grup neutron dengan energi paling besar hingga ke grup neutron dengan energi paling sedikit. Tanda kurang (-) menunjukkan jumlah neutron yang berkurang dan tanda tambah (+) menunjukkan jumlah neutron yang bertambah. Gagasan keseimbangan pada persamaan (2.5) diatas dapat dijabarkan secara matematis seperti di bawah ini :

$$\frac{1}{v_g} \frac{\partial \phi_g}{\partial t} = \nabla \cdot D_g \nabla \phi_g - \Sigma_{ag} + S_g - \Sigma_{sg} \phi_g + \sum_{g'} \Sigma_{s g' g} \phi_{g'} \quad (2.6).$$

dengan istilah suku neutron, ialah :

$$S_g = \frac{\lambda_g}{K_{eff}} \sum_{g'} v_{g'} \Sigma_{fg'} \quad (2.7).$$

Perubahan neutron yang hilang karena absorpsi ataupun berhambur dapat dikombinasikan menjadi suku removal dan dapat dijabarkan dalam persamaan di bawah ini :

$$\Sigma_{Rg} \phi_g = \Sigma_{ag} \phi_g + \Sigma_{sg} \phi_{g'} \quad (2.8).$$

Apabila dalam keadaan konsisten (*steady state*) :

$$\frac{1}{v_g} \frac{\partial \phi_g}{\partial t} = 0 \quad (2.9).$$

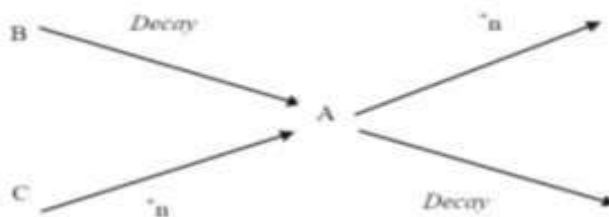
Jadi persamaan difusi multigrup dapat dijelaskan pada persamaan di bawah ini :

$$\nabla \cdot D_g \nabla \phi_g + \Sigma_{Rg} \phi_g = \frac{\lambda_g}{K_{eff}} \sum_{g'} v_{g'} \Sigma_{fg'} \phi_{g'} + \sum_{g'} \Sigma_{sg'g'} \phi_{g'} \quad (2.10).$$

Jadi solusi untuk persamaan difusi dua grup tersebut harus dilakukan secara analitik, namun untuk persamaan yang lebih dari dua grup diperlukan penyelesaiannya secara matematis (Richardina dkk., 2015).

2.5.3 Persamaan Burn-up

Dalam perhitungan *burn-up* diselesaikan untuk mengetahui kualitas perubahan isotop dalam reaktor, khususnya pada manajemen penggunaan bahan bakar yang meliputi perhitungan penyusutan dan pembuatan isotop serta berapa banyak energi yang dihasilkan per unit waktu bahan bakar yang dinyatakan dalam Mega Watt-hari (MWd) per ton bahan bakar. Perhitungan *burn-up* berkaitan dengan perubahan jangka panjang (hari, bulan dan tahun) dalam pembuatan bahan di dalam reaktor karena reaksi nuklir berbeda-beda yang terjadi selama aktivitas reaktor nuklir. Dimana bahan pecahan fisi jumlahnya sangat banyak (lebih dari 1200 nuklida) dan karakteristiknya yang berbeda. Persamaan kecepatan reaksi yang menggambarkan densitas jumlah inti dalam teras diperoleh dengan menggunakan keseimbangan yang sederhana.



Gambar 2.3 Prinsip Keseimbangan Nuklida A.

Yang mana bentuk persamaannya sebagai berikut ini :

$$\frac{dN_A}{dt} = -\lambda_A N_A - [\sum_g \sigma_{A_g}^A \phi_g] N_A + \lambda_B N_B + [\sum_g \sigma_{A_g}^C \phi_g] N_C \quad (2.11).$$

Dimana $\lambda_A N_A$ dapat dinyatakan sebagai bagian yang hilang karena peluruhan radioaktif, $[\sum_g \sigma_{A_g}^A \phi_g] N_A$ merupakan bagian yang hilang dikarenakan tangkapan neutron, $\lambda_B N_B$ sendiri merupakan nuklida tambahan A akibat peluruhan B menjadi A dan $[\sum_g \sigma_{A_g}^C \phi_g] N_C$ merupakan perubahan C menjadi A melalui tangkapan neutron.

$$\frac{dN_i}{dt} = -(\lambda_i + \sigma_{a,i} \phi) N_i + \sum_m S_{m,i} N_m \quad (2.12).$$

Dimana N_i merupakan densitas atom inti ke-i, λ_i merupakan konstanta peluruhan ke-i, $\sigma_{a,i}$ merupakan penampang lintang absorpsi mikroskopis, ϕ merupakan fluks neutron, dan $S_{m,i}$ merupakan kecepatan produksi inti ke-i dari inti ke-m (Novalianda dkk., 2020).

2.6 Faktor Multiplikasi

Pada teras reaktor, terjadi reaksi berantai yang menghasilkan sejumlah neutron tertentu. Faktor multiplikasi k, dalam reaktor atom, dicirikan sebagai perbandingan jumlah neutron yang diproduksi pada suatu generasi yang dibagi dengan jumlah neutron yang dihasilkan pada generasi yang lalu. Nilai faktor multiplikasi tersebut dapat dimanfaatkan sebagai parameter suatu teras reaktor baik dalam keadaan subkritis, kritis maupun superkritis. Dengan asumsi bahwa teras reaktor dipandang sebagai tak terbatas perubahan jumlah neutron karena reaksi berantai biasa dikenal sebagai faktor multiplikasi tak berhingga (K_{inf}) dan tidak mempertimbangkan kebocoran reaktor. Faktor multiplikasi tak berhingga (K_{inf}) biasanya dikenal sebagai empat faktor formula dan dapat dijabarkan dalam persamaan di bawah ini :

$$K_{inf} = \epsilon p f n \quad (2.13).$$

Dimana K_{inf} merupakan faktor multiplikasi tak berhingga, ϵ merupakan faktor fisi cepat, p merupakan probabilitas tangkapan resonansi, f merupakan pemanfaatan termal (panas), dan n merupakan faktor produksi. Jika kebocoran neutron dipertimbangkan dalam reaktor tak hingga, maka faktor multiplikasi yang mempertimbangkan kebocoran tersebut dikenal sebagai faktor multiplikasi efektif (K_{eff}). Faktor multiplikasi efektif (K_{eff}) dikenal sebagai faktor enam formula. Perhitungan faktor multiplikasi efektif (K_{eff}) dapat dijabarkan sebagai berikut ini :

$$K_{eff} = K_{inf} P_{FNL} P_{TNL} \quad (2.14).$$

Dimana P_{FNL} merupakan kemungkinan neutron cepat yang tidak bocor dan kemungkinan neutron hangat yang tidak bocor juga (Richardina dkk., 2015).

2.7 Pemerataan Daya (Power flattening)

Pada tingkat teras reaktor, optimasi diselesaikan melalui *power flattening* dengan cara mengatur distribusi daya agar dapat disalurkan secara merata. Cobalah untuk memisahkan teras reaktor menjadi beberapa bagian atau zona dan mengisinya dengan komponen sel bahan bakar yang memiliki fraksi volume bahan bakar yang berbeda di setiap bagiannya (Novalianda, 2019). Untuk menghasilkan plot distribusi daya termal datar (*power flattening*) dan memiliki *power peaking* yang kecil, kita harus meningkatkan area teras yang besar ataupun kecil dan menetapkan desain konfigurasi konsentrasi uranium yang tepat untuk setiap areanya (Subkhi dkk., 2015).

2.8 Standart Reactor Analysis Code (SRAC)

Standard Reactor Analysis Code (SRAC) dibuat oleh *Japan Atomic Energy Research Institute* (JAERI) pada tahun 1978. Tujuan utama program SRAC ialah digunakan sebagai sistem kode neutronik yang dapat diterapkan pada analisis teras reaktor di berbagai macam reaktor, termasuk jumlah perhitungan sel dan analisis *burn-up* (Sari dkk., 2016). Program SRAC ini dapat dimanfaatkan untuk melakukan perhitungan sel bahan bakar, *burn-up* dan teras reaktor pada desain reaktor PWR yang dirancangnya. SRAC akan melakukan perhitungan untuk memberikan informasi penampang lintang mikroskopik dan makroskopik dari setiap bahan teras reaktor.

Perhitungan unit energi di SRAC diselesaikan dengan menggunakan modul PIJ yang mencakup Teknik Collision Likelihood yang berencana untuk menentukan tampilan perangkat daya selama waktu pembakarannya. Estimasi pusat reaktor diselesaikan dengan menggunakan kode Multi-faceted Dissemination Computation (Referensi) di SRAC (Novalianda, 2019).

Skema perhitungan dari program SRAC, yaitu melakukan perhitungan sel dan *burn-up* untuk setiap unit sel bahan bakar, kemudian akan menghomogenkan dan meledak berdasarkan kumpulan yang telah ditentukan sebelumnya. Perhitungannya akan terus berulang sesuai dengan banyaknya *burn-up* yang diharapkan dan sel bahan bakar yang terlibat, hasilnya akan disimpan di *User Library* (Subkhi dkk., 2015).

Perhitungan sel bahan bakar di SRAC diselesaikan dengan menggunakan modul PIJ yang mencakup teknik probabilitas tumbukan (*Collison Probability Method*) yang bertujuan untuk menentukan tampilan sel bahan bakar selama waktu *burn-up*. Perhitungan teras reaktor dapat diselesaikan dengan menggunakan kode *Multi-Dimensional Diffusion Calculation* (CITATION) yang ada di SRAC (Novalianda, 2019).

BAB III

METODOLOGI PENELITIAN

3.1 Waktu dan Tempat Penelitian

Penelitian ini akan dilaksanakan dari bulan Februari 2022 hingga bulan April 2022 di Laboratorium Elektronika Instrumentasi Komputasi dan Nuklir Jurusan Fisika Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam Universitas Sriwijaya.

3.2 Alat dan Bahan

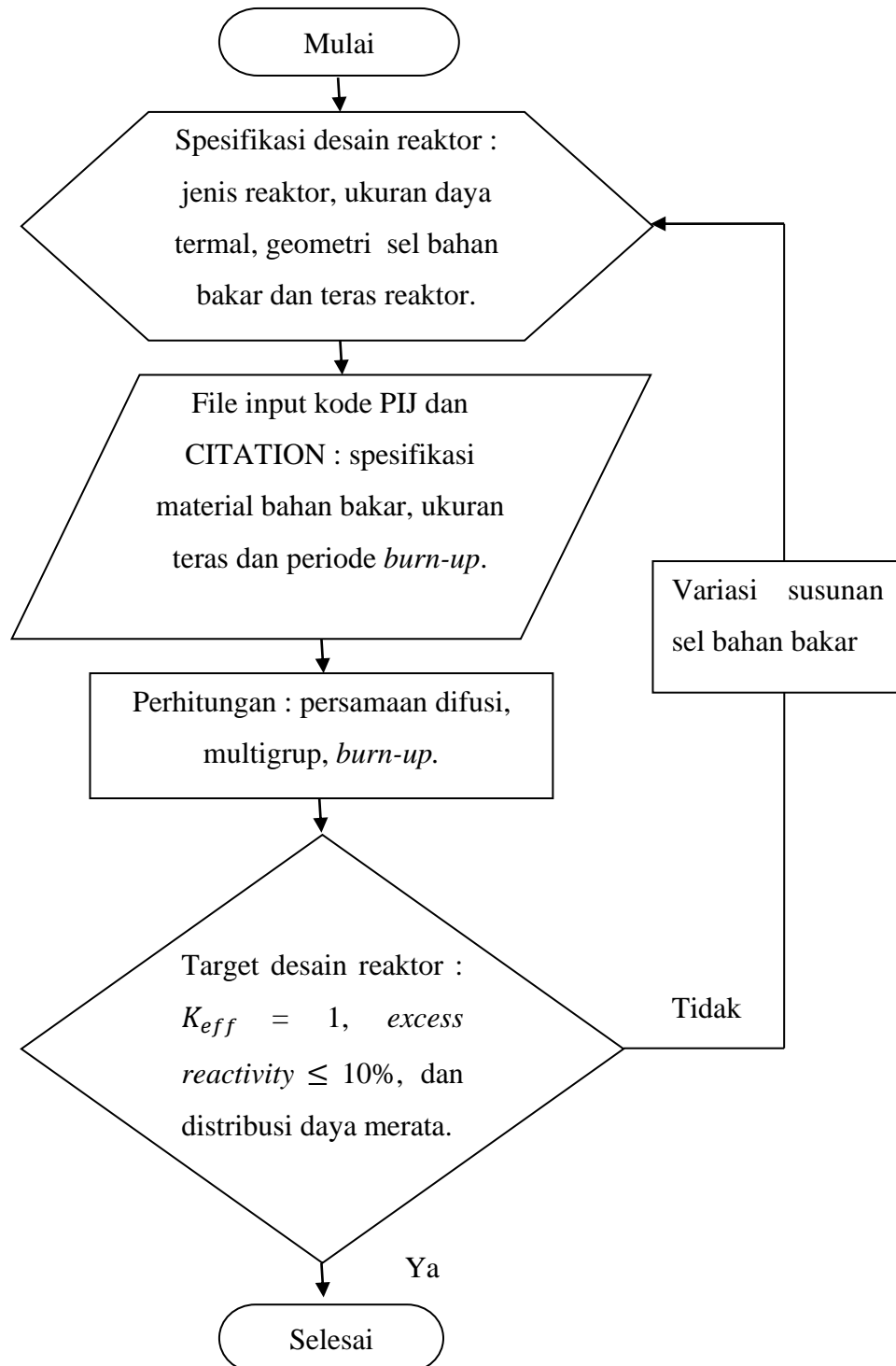
1. *Personal computer* (PC) berbasis sistem operasi Linux yang berfungsi untuk menjalankan program.
2. Perangkat lunak *Microsoft Word* 2016 dan *Microsoft Excel* yang berfungsi untuk pembuatan laporan, menjalankan program, dan pengolahan data.
3. Kompiler bahasa Pemrograman Fortran 77 yang berfungsi untuk mempermudah pembuatan aplikasi matematika.
4. Paket program SRAC (*standard reactor analysis code*) dengan pustaka JENDL 3.2 yang berisi tentang data untuk perhitungan neutronik teras reaktor.

3.3 Metode Penelitian

Metode penelitian yang digunakan adalah studi literatur dan metode numerik. Dimana studi literatur ini akan berfungsi untuk mendukung bahan-bahan *review* yang dibutuhkan dalam penelitian, studi literatur ini dapat diperoleh dari buku, jurnal dan web. Sedangkan metode numerik digunakan untuk analisis neutronik dari persamaan difusi, multigrup, *burn-up* dan susunan bahan bakar pada desain reaktor yang dilakukan dengan menggunakan program *standart reactor analysis code* (SRAC) dengan memanfaatkan modul PIJ dan modul CITATION. Modul PIJ digunakan untuk menyelesaikan perhitungan persamaan *burn-up*, sedangkan modul CITATION digunakan untuk mengatasi perhitungan persamaan difusi multigrup.

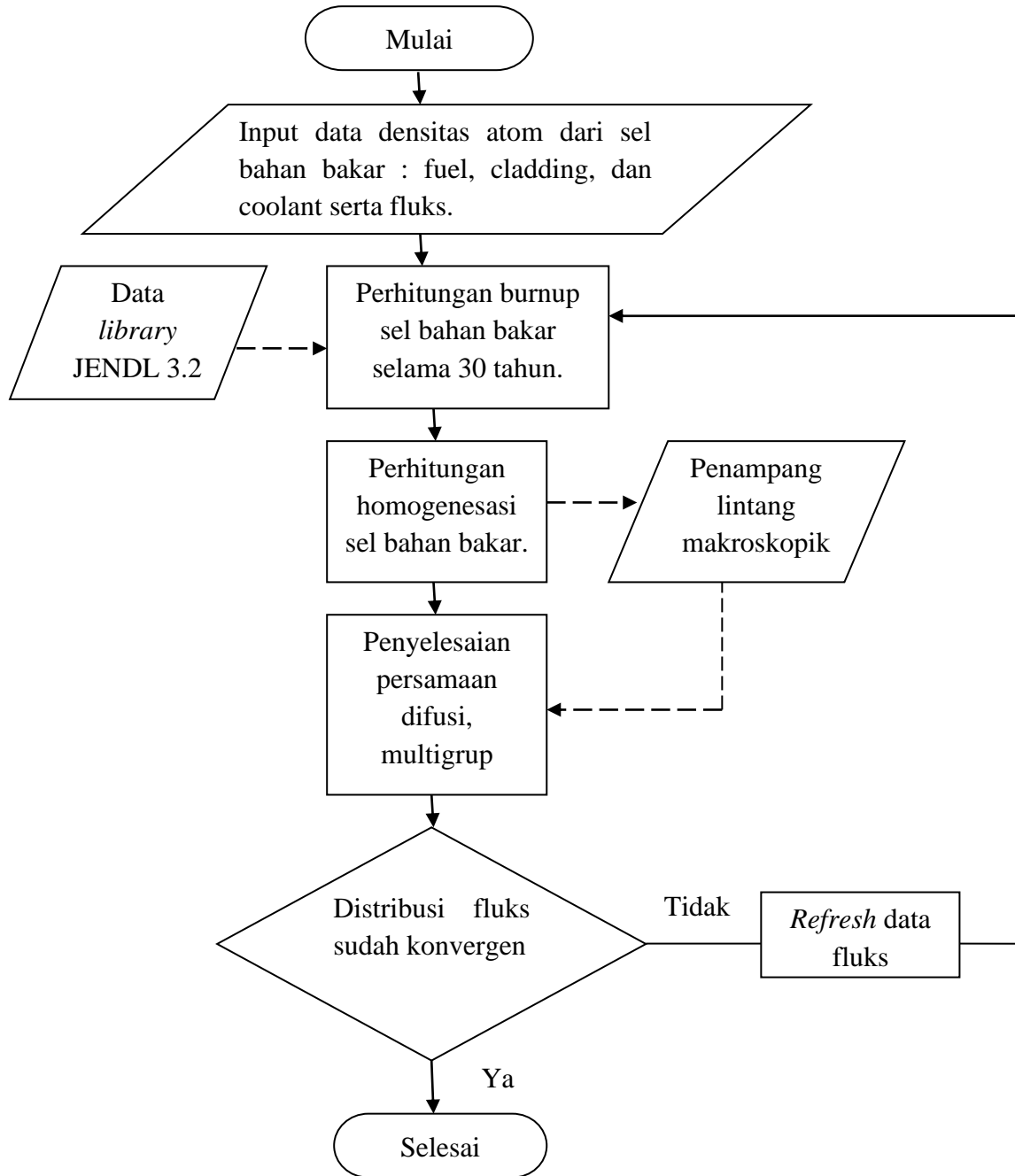
3.4 Langkah Kerja

Adapun langkah kerja yang perlu dilakukan, dapat dilihat pada gambar berikut :



Gambar 3.1 Langkah Kerja Penelitian Secara Umum.

Adapun langkah kerja yang perlu dilakukan untuk perhitungan neutronik sel bahan bakar dan teras reaktor menggunakan program SRAC, dapat dilihat pada gambar berikut :



Gambar 3.2 Langkah Kerja Perhitungan Neutronik Sel Bahan Bakar Dan Teras Reaktor Menggunakan Program SRAC.

3.5 Parameter dan Spesifikasi Desain Reaktor

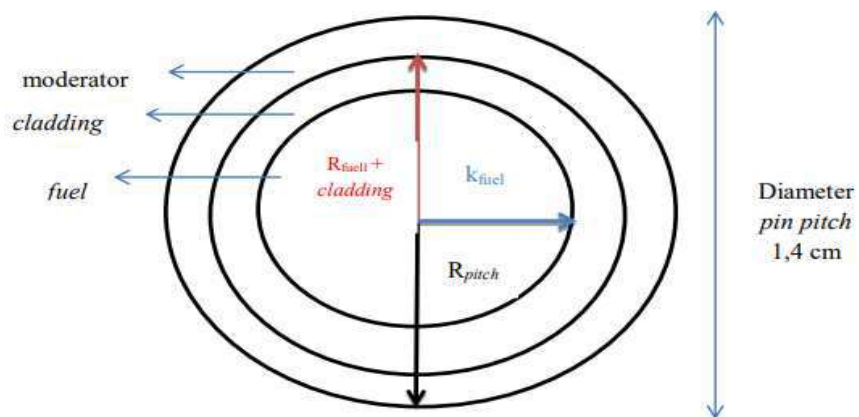
Parameter dan spesifikasi desain reaktor PWR yang digunakan dalam penelitian ini dapat dilihat pada tabel 3.1 di bawah ini :

Tabel 3.1 Parameter dan Spesifikasi Desain Reaktor PWR

Parameter	Spesifikasi PWR
Daya termal	500 MWth
Geometri teras	Silinder-2D
Periode burnup material	30 tahun
Siklus (periode <i>refueling</i>)	5 tahun
Bahan bakar	Uranium, <i>mixed oxide</i>
<i>Cladding</i>	Zirconium
Diameter <i>pin pitch</i>	1,4 cm
<i>Power density</i>	50 watt/cc

3.6 Geometri Bahan Bakar

Konfigurasi penampang lintang bahan bakar berupa *fuel*, *cladding* dan moderator yang ditunjukkan pada Gambar 3.3 di bawah ini :



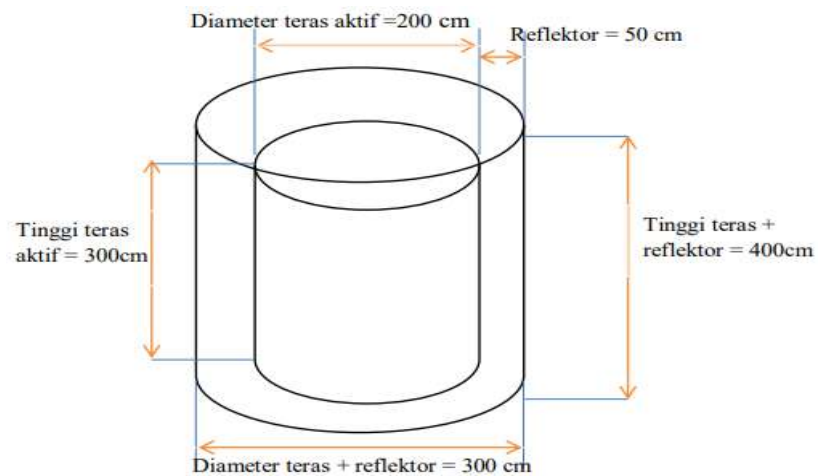
Gambar 3.3 Geometri Sel Bahan Bakar

Adapun untuk ukuran *fuel*, *cladding* dan moderator berkaitan dengan fraksi volume (*volume fraction*) yang terdiri dari :

1. Fraksi *fuel* : volume *fuel* relatif terhadap volume sel.
2. Fraksi *cladding* : volume *cladding* relatif terhadap volume sel.
3. Fraksi moderator : volume moderator relatif terhadap volume sel.

3.7 Geometri Teras Reaktor

Geometri teras reaktor ditunjukkan pada Gambar 3.4 di bawah ini :



Gambar 3.4 Geometri dan Ukuran Teras Reaktor

3.8 Parameter Survei

Dalam analisis neutronik untuk sel bahan bakar dan teras reaktor dapat menggunakan beberapa parameter sebagai berikut :

1. Level burnup : total energi yang dikirim per unit massa bahan bakar sebagai hasil pembakaran bahan bakar, dimana satuannya adalah megawatt days per ton (MWd/ton).
2. Faktor multiplikasi efektif (K_{eff}) : konstanta yang digunakan untuk mengetahui tingkat populasi neutron di dalam teras reaktor dengan mempertimbangkan faktor kebocoran ke luar teras reaktor.
3. Faktor multiplikasi tak hingga (K_{inf}) : konstanta yang digunakan untuk mengetahui tingkat populasi neutron di dalam satu sel bahan bakar tanpa adanya faktor kebocoran ke luar teras reaktor.
4. Densitas atom : populasi atom dalam setiap satuan volume (atom/cm^3).
5. *Conversion ratio* (CR) : perbandingan antara jumlah produksi atom fisil bahan bakar terhadap jumlah atom fisil bahan bakar yang dikonsumsi dalam reaktor.
6. Pemerataan daya (*power flattening*) : metode yang digunakan untuk meratakan distribusi daya yang diproduksi di teras reaktor.

DAFTAR PUSTAKA

- Aziz, F. Mardiyanto, dan Rivai, A. K., 2021. PLTN dan Riset Material Reaktor Maju. Yogyakarta : Deepublish.
- Dilaga, N. M. Yulianti, Y. dan Riyanto, A., 2019. Desain Teras Reaktor High Temperatur Gas-Cooled Reactor (HTGR) Model Mesh Triangular Dua Dimensi Berbahan Bakar Thorium Berpendingin Gas CO_2 . Jurnal Teori dan Aplikasi Fisika, 1 (7) : 107.
- Duderstadt, J. J. dan Hamilton, L. J., 1976. Nuclear Reactor Analysis. New York: John Wiley & Sons.
- Muhammad, I. R. dkk., 2019. Karakteristik Blanket Ceramic-Brick Heater (BCH) 02 Pada Untai Fasilitas Simulasi Sistem Pasif (Fassip) 01 Modifikasi 1. Jurnal Teknik Mesin, 1 (5) : 16.
- Novalianda, S., 2019. Power Flattening Desain Reaktor GFR Berbasis Bahan Bakar Uranium Plutonium Nitride (U, Pu) N. Journal of Electrical Technology, 3 (4) : 140 – 141.
- Novalianda, S. Ramadhan, A. dan Su'ud, Z., 2020. Perhitungan Burnup Desain Reaktor GFR berbasis bahan bakar Uranium Nitride. Jurnal Penelitian Sains, 2 (22) : 51 – 52.
- Nucleartourist, 2005. “ *Pressurized Water Reactor (PWR)* ”, <http://www.nucleartourist.com/type/pwr.htm>, diakses pada 4 Februari 2022 pukul 15.44.
- Nurmawan, A. Suroso, dan Tanujaya, H., 2014. Analisis Perbandingan Kinerja Perangkat Bahan Bakar PLTN Tipe PWR AP 1000 dan PWR 1000 MWe Tipikal Dengan Menggunakan Program Komputer. Poros, 1 (12) : 1.
- Richardina, V. Budi, W. S., 2015. Studi Parameter Reaktor Berbahan Bakar U_2O Dengan Moderator H_2O Dan Pendingin H_2O . Berkala Fisika, 3 (18) : 96 – 97.
- Sari, N. P. Fitriyani, D. dan Irka, F. H., 2016. Analisis Neutronik Super Critical Water Reactor (SCWR) dengan Variasi Bahan Bakar (UN-PuN, UC-PuC dan MOX). Jurnal Fisika Unand, 1 (5) : 48.
- Subkhi, M. N. dkk., 2015. Studi Desain Reaktor Air Bertekanan (PWR) Berukuran Kecil Berumur Panjang Berbahan Bakar Thorium. Edisi Juni, 1 (9) : 37 – 39.

Wordpress, 2018. “ Sistem Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN) ”,
[https://materiselamasekolah.wordpress.com/2018/03/11/sistem-pembangkit-
listrik-tenaga-nuklir-pltn/](https://materiselamasekolah.wordpress.com/2018/03/11/sistem-pembangkit-listrik-tenaga-nuklir-pltn/), diakses pada 4 Februari 2022 pukul 15.14.

Contoh input program-shell script

```
#!/bin/csh
#
#####
#   run PDSMDL
#   main : MacroEdit : print macro xs in the 99th device (by Keisuke
OKUMURA)
#####
#
# Fortran logical unit usage
#   6   standard output
#   49  device used for PDS files (internally defined)
#   99  text:message from PDSMDL (PDS read/write monitor)
#
#=====  
# Set by user =====  
#   set SRAC_DIR = $HOME/SRAC  
#   LMD       : load module name  
#   ODR       : directory in which output data will be stored  
#   CASE      : case name which is referred as output file name  
#   MACRO     : directory name of MACRO/MACROWRK PDS (A72)  
#  
#   set LMN    = MacroEdit.out  
#   set ODR    = $HOME/SRAC/smpl/shr  
#   set CASE   = test1  
#   set MACRO  = $HOME/SRAC/smpl/shr/Test1/MACRO  
#  
#=====  
# Change if you like =====  
#  
#   set LM     = $SRAC_DIR/util/pdsmdl/bin/$LMN  
#   set DATE   = `date +%b%d.%H.%M.%S`  
#   setenv fu99 $ODR/pdsmdl99.$CASE.$DATE  
#   setenv fu99 $ODR/pdsmdl99  
#   set OUTLST = $ODR/$CASE.dat  
#  
#=====  
# Exec user's PDSMDL code =====  
#  
# INPUT (1) : directory name of MACRO/MACROWRK  
# INPUT (2) : member name(A8), repeat until blank card  
#  
#   cat - << END_DATA | $LM >& $OUTLST  
$MACRO  
TESTA010  
  
END_DATA
```

```

#!/bin/csh

alias mkdir mkdir
alias cat cat
alias cd cd
alias rm rm

#
#
set LMN = SRACsc.30m
set BRN = ucm66fp
set ODR = $HOME/SRAC/smpl/shr/g600_U65%120cm
set CASE = gcfr_candle
set PDS = $HOME/SRAC/smpl/shr/g600_U65%120cm
#
#===== mkdir for PDS =====
#
# PDS_DIR : directory name of PDS files
# PDS file names must be identical with those in input data
#
set PDS_DIR = $PDS/$CASE
mkdir $PDS_DIR
mkdir $PDS_DIR/UFAST
mkdir $PDS_DIR/UTHERMAL
mkdir $PDS_DIR/UMCROSS
mkdir $PDS_DIR/MACROWRK
mkdir $PDS_DIR/MACRO
mkdir $PDS_DIR/FLUX
mkdir $PDS_DIR/MICREF
#
#===== Change if you like =====
#
set SRAC_DIR = $HOME/SRAC
set LM = $SRAC_DIR/bin/$LMN
set DATE = `date +%b%d.%H.%M.%S`
set WKDR = $HOME/SRActmp.$CASE.$DATE
mkdir $WKDR
#
setenv fu50 $SRAC_DIR/lib/burnlibT/$BRN
setenv fu85 $SRAC_DIR/lib/kintab.dat
# setenv fu89 $ODR/$CASE.SFT89.$DATE
# setenv fu98 $ODR/$CASE.SFT98.$DATE
# setenv fu99 $ODR/$CASE.SFT99.$DATE
# set OUTLST = $ODR/$CASE.SFT06.$DATE
setenv fu99 $ODR/$CASE.SFT99
set OUTLST = $ODR/$CASE.SFT06
#
#===== Exec SRAC code with the following input data =====
#
cd $WKDR
cat - << END_DATA | $LM >& $OUTLST

```

URFA

Cell Calculation by Pij (NR Approx)

1 0 1 0 0 0 0 3 -2 0 0 1 1 0 1 0 1 0 0 1 / SRAC CONTROL

2.77396E-4 / GEOMETRICAL BUCKLING

\$HOME/SRACLIB-JDL32/pds/pfast Old File

\$HOME/SRACLIB-JDL32/pds/pthml O F

\$HOME/SRACLIB-JDL32/pds/pmcrs O F

\$PDS_DIR/UFAST New Core

\$PDS_DIR/UTHERMAL S C

\$PDS_DIR/UMCROSS S C

\$PDS_DIR/MACROWRK N C

\$PDS_DIR/MACRO New C

\$PDS_DIR/FLUX N C

\$PDS_DIR/MICREF N C

74 0 8 0 / 74 group => 8 group

74(1) /

8 8 8 8 8 8 8 18 /

& Pij for cylindrical cell with white boundary condition

3 6 6 3 1 0 6 0 0 0 5 0 16 15 0 0 45 0 / Pij Control

2 50 50 5 5 5 -1 0.0001 0.00001 0.001 1.0 10. 0.5 /

1 1 1 2 3 3 / R-S

3(1) / X-R

1 2 3 / M-R

0.00000 0.28219 0.42328 0.56437 0.60635 0.65318 0.70000 / RX

3 / NMAT

FUE1F01X	0	8	1100	1.09167	0.00000
XU050000	2	1	2.1563E-04		
XU080000	2	1	3.0203E-02		
XPU80000	2	1	0.0000E+00		
XPU90000	2	1	0.0000E+00		
XPU00000	2	1	0.0000E+00		
XPU10000	2	1	0.0000E+00		
XPU20000	2	1	0.0000E+00		
XN050000	2	1	3.0422E-02		
CLD1F02X	0	14	800	0.20690	0.00000
XC020000	2	1	8.1953E-04		
XN040000	2	1	3.0116E-05		
XAL70000	2	1	5.2120E-05		
XSIN0000	2	1	3.5042E-04		
XTIN0000	2	1	1.9571E-06		
XV010000	2	1	3.0359E-04		
XCRN0000	2	1	1.0905E-02		
XMN50000	2	1	4.2658E-04		
XFEN0000	2	1	7.0874E-02		
XNIN0000	2	1	4.5508E-04		
XCUN0000	2	1	2.9508E-05		
XMON0000	2	1	5.0317E-04		
XW0N0000	2	1	1.3257E-04		
XB000000	2	1	3.2811E-06		
COO1F03X	0	2	750	0.45517	0.00000
XHE40000	2	1	2.0000E-03		

```

XBI90000      2      1  2.1208E-09
& burnup unit
 50  3  1  3  0  2  0  0  0  0  10(0)  /
 1.489153e-05  1.853936e-05  2.199429e-05  2.518242e-05  2.809807e-05
 2.047569e-06  2.290252e-06  2.571970e-06  2.899892e-06  3.280957e-06
 6.201466e-06  7.215711e-06  8.407080e-06  9.806390e-06  1.144818e-05
 1.780514e-05  2.101374e-05  2.476115e-05  2.911816e-05  3.415477e-05
 5.110814e-05  5.990647e-05  6.966043e-05  8.032400e-05  9.181057e-05
 1.301062e-04  1.455820e-04  1.606037e-04  1.748219e-04  1.879277e-04
 2.426972e-04  2.511872e-04  2.566477e-04  2.593510e-04  2.596095e-04
 2.987915e-04  2.878798e-04  2.758464e-04  2.631929e-04  2.502718e-04
 2.515826e-04  2.330471e-04  2.161087e-04  2.006411e-04  1.864906e-04
 1.508439e-04  1.394132e-04  1.294727e-04  1.207372e-04  1.129809e-04
720 1440 2160 2880 3600 4320 5040 5760 6480 7200 7920 8640 9360 10080
10800 11520 12240 12960 13680 14400 15120 15840 16560 17280 18000
18720
19440 20160 20880 21600 22320 23040 23760 24480 25200 25920 26640
27360
28080 28800 29520 30240 30960 31680 32400 33120 33840 34560 35280
36000
/
0 / peaco plot

```

```

END_DATA
#
#=====  

#
#   cd $HOME
#   rm -r $WKDR
#
#=====  

#   Remove PDS files if you don't keep them
#=====  

#   rm -r $PDS_DIR
#
#   rm -r $PDS_DIR/UFAST
#   rm -r $PDS_DIR/UTHERMAL
#   rm -r $PDS_DIR/UMCROSS
#   rm -r $PDS_DIR/MACROWRK
#   rm -r $PDS_DIR/MACRO
#   rm -r $PDS_DIR/FLUX
#   rm -r $PDS_DIR/MICREF

```



```

#!/bin/csh
#
#   alias   mkdir  mkdir
#   alias   cat    cat
#   alias   cd     cd
#   alias   rm     rm
#
#===== Set by user =====
#
# LMN      : load module name
#           = SRACsc.30m(Scalar,30M), SRACvp.50m(Vector,50M), ....
# BRN      : burnup chain library data
#           =ucm66fp   : U-Np-Pu-Am-Cm & 65+1 FP & B-10 (standard model)
#           =thcm66fp  : Th-Pa-U-Np-Pu-Cm & 65+1 FP & B-10 (Th model)
#           =ucm34fp   : U-Np-Pu-Am-Cm & 30+4 FP & B-10 (simple FP
model)
# ODR      : directory name in which output data will be stored
# CASE     : case name which is referred as names of output files and PDS
# WKDR     : directory name in which scratch PS files will be made and
deleted
# PDSD     : directory name in which PDS files will be made
#
#   set LMN = SRACsc.30m
#   set BRN = ucm66fp
#   set ODR = $HOME/SRAC/smpl/shr/g600_656r130
#   set CASE = gcfr_cital
#   set PDSD = $HOME/SRAC/smpl/shr/g600_656r130
#
#===== mkdir for PDS =====
#
# PDS_DIR  : directory name of PDS files
# PDS file names must be identical with those in input data
#
#   set PDS_DIR = $PDSD/$CASE
#   set PDS_DIR = $PDSD/gcfr
#   mkdir $PDS_DIR
#   mkdir $PDS_DIR/UFAST
#   mkdir $PDS_DIR/UTHERMAL
#   mkdir $PDS_DIR/UMCROSS
#   mkdir $PDS_DIR/MACROWRK
#   mkdir $PDS_DIR/MACRO
#   mkdir $PDS_DIR/FLUX
#   mkdir $PDS_DIR/MICREF
#
#===== Change if you like =====
#
#   set SRAC_DIR = $HOME/SRAC
#   set LM       = $SRAC_DIR/bin/$LMN
#   set DATE     = `date +%b%d.%H.%M.%S`
#   set WKDR     = $HOME/SRActmp.$CASE.$DATE
#   mkdir $WKDR
#
#   setenv fu50 $SRAC_DIR/lib/burnlibT/$BRN
#   setenv fu85 $SRAC_DIR/lib/kintab.dat
#   setenv fu89 $ODR/$CASE.SFT89.$DATE
#   setenv fu98 $ODR/$CASE.SFT98.$DATE
#   setenv fu99 $ODR/$CASE
#   set OUTLST = $ODR/$CASE.SFT06
#

```

```

#===== Exec SRAC code with the following input data
=====
#
cd $WKDR
cat - << END_DATA | $LM >& $OUTLST
CORE
SAMPLE FOR CITATION-2D(R-Z), 1/4 CORE
0 0 0 0 0 0 0 0 1 0 5 0 0 2 0 1 0 0 0 / SRAC CONTROL
1.0000E-20 / BUCKLING (NOT EFFECTIVE)
$HOME/SRACLIB-JDL32/pds/pfast Old File
$HOME/SRACLIB-JDL32/pds/pthml O F
$HOME/SRACLIB-JDL32/pds/pmcrs O F
$PDS_DIR/UFAS T O Core
$PDS_DIR/UTHERMAL O C
$PDS_DIR/UMCROSS O C
$PDS_DIR/MACROWRK O C
$PDS_DIR/MACRO O C
$PDS_DIR/FLUX O C
$PDS_DIR/MICREF O C
& Caution : Directory for PDS will not be made or deleted in program.
& If you set Scratch, members will be deleted.
74 0 8 0 /
74(1) /
8 8 8 8 8 8 8 18 /

7 0 -1 / NM NXR ID
1 1 / IXKY IDELAY (CALCULATE KINETICS PARAMETERS)
5.0CM MESH SIZE IN EACH DIRECTION
EPS(FLUX) < 1.0E-4, EPS(KEFF) < 1.0E-5, ZONE 4:BLACKNESS
001
0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 1 0 0 0 0 0 0 0 0 0
1 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 1 1 0 0 0 0 0 0 0 0 0
1
900
0.
003
0 0 0 0 7 0 0 0 0 0 0 1 1 0 0 0 0 0 1 0 0 0 0 0
0
0.0001 0.00001
0.0 0.0 600.0 1.0 1.0
004
13 65.00000 13 65.00000 20 100.00000 0
6 30.00000 6 30.00000 6 30.00000 6 30.00000 6 30.00000 6
30.00000
20 100.00000 0
005
1 1 7
6 6 7
5 5 7
4 4 7
3 3 7
2 2 7
7 7 7
008
-2 1 1
999

1 2 3 4 5 6 7 / MATERIAL NO. BY ZONE
7 / NMAT FOR CORE

```

```

GCFRF010  0 0      0.0  0.0  0.0  /  HOMOGENIZED INNER FUEL
GCFRF510  0 0      0.0  0.0  0.0  /  HOMOGENIZED INNER FUEL
GCFRFA10  0 0      0.0  0.0  0.0  /  HOMOGENIZED INNER FUEL
GCFRFF10  0 0      0.0  0.0  0.0  /  HOMOGENIZED INNER FUEL
GCFRFK10  0 0      0.0  0.0  0.0  /  HOMOGENIZED INNER FUEL
GCFRFP10  0 0      0.0  0.0  0.0  /  HOMOGENIZED INNER FUEL
GCFRF020  0 0      0.0  0.0  0.0  /  HOMOGENIZED INNER FUEL

```

```

END_DATA

```

```

#
#=====  Remove scratch PS files
=====
#
#   cd $HOME
#   rm -r $WKDR
#
#=====  Remove PDS files if you don't keep them
=====
#
#   rm -r $PDS_DIR
#
#   rm -r $PDS_DIR/UFAST
#   rm -r $PDS_DIR/UTHERMAL
#   rm -r $PDS_DIR/UMCROSS
#   rm -r $PDS_DIR/MACROWRK
#   rm -r $PDS_DIR/MACRO
#   rm -r $PDS_DIR/FLUX
#   rm -r $PDS_DIR/MICREF

```

```

Collect power:

```

```

#include <stdio.h>
#include <stdlib.h>
#include <math.h>

int main (void)
{
    char ch[600], P0[10], P1[10], P2[10], P3[10], P4[10], P5[10],
    P6[10], P7[10], P8[10], P9[10], P10[10], P11[10], P12[10], P13[10],
    P14[10], P15[10], P16[10], P17[10], P18[10], P19[10];
    // char P[10] = {P0[10], P1[10], P2[10], P3[10], P4[10], P5[10],
    P6[10], P7[10], P8[10], P9[10]};
    double p[20][6];
    float p_new[20][6];
    char x[39] ="OZONE AVERAGE POWER DENSITIES (WATTS/CC)";
    int i, j, a, b;
    char Infile[81],Outfile[81];
    FILE *fpIn, *fpOut;

    printf("\n Output file name?");
    scanf("%s",Outfile);

```

```

/* open output file */
fpOut = fopen(Outfile,"w");
if(fpOut == NULL)
{
    printf("\n Cannot open output file");
    exit(1);
}

for(a=0;a<=4;a++)
{
    printf("\n Input file name?");
    scanf("%s",Infile);

    /* open input file */
    fpIn = fopen(Infile,"r");
    if(fpIn == NULL)
    {
        printf("\n Cannot open input file");
        exit(1);
    }

    while (fgets(ch, 600, fpIn) != NULL)
    {
        if (strstr (ch, x))
        {
            j=3;
            printf("ok\n");
        }
        else
        {
            if(j==3)
            {
                sscanf(ch, "%s %s %s %s %s %s %s %s %s", P0, P1,
P2, P3, P4, P5, P6, P7, P8);
                // fputs(ch,fpOut);
            }
            else if(j==2){
                sscanf(ch, "%s %s %s %s %s %s %s %s %s", P9, P10,
P11, P12, P13, P14, P15, P16, P17);
            }
            else if(j==1){
                sscanf(ch, "%s %s", P18, P19);
            }
            j--;
        }
    }

    p[0][a] = atof(P0);
    p[1][a] = atof(P1);
    p[2][a] = atof(P2);
    p[3][a] = atof(P3);
    p[4][a] = atof(P4);
    p[5][a] = atof(P5);
}

```

```

        p[6][a] = atof(P6);
        p[7][a] = atof(P7);
        p[8][a] = atof(P8);
        p[9][a] = atof(P9);
        p[10][a] = atof(P10);
        p[11][a] = atof(P11);
        p[12][a] = atof(P12);
        p[13][a] = atof(P13);
        p[14][a] = atof(P14);
        p[15][a] = atof(P15);
        p[16][a] = atof(P16);
        p[17][a] = atof(P17);
        p[18][a] = atof(P18);
        p[19][a] = atof(P19);

        b = (a+1)*20;
        printf("Power Densities [%d years Burn-up] Saved...\n",b);
    }

    //printf("Cell Radius?");
    //scanf("%f",c);
    printf("The new power level (MWt/cm) are:\n");

    for (i=0;i<=19;i++)
    {
        for(j=0;j<=4;j++)
        {
            p_new[i][j] = p[i][j]*3.14*0.70*0.70*(1e-6);
        }
        printf("%e %e %e %e %e\n",p_new[i][0], p_new[i][1],
p_new[i][2], p_new[i][3], p_new[i][4]);
        fprintf(fpOut," %e %e %e %e %e\n",p_new[i][0],
p_new[i][1], p_new[i][2], p_new[i][3], p_new[i][4]);
        // printf("%e %e %e %e %e\n",p[i][0], p[i][1], p[i][2],
p[i][3], p[i][4]);
    }
    fclose(fpIn);
    fclose(fpOut);
    printf("\n File written successfully!\n");
}

```