

**LAPORAN AKHIR
PENELITIAN UNGGULAN KOMPETITIF
UNIVERSITAS SRIWIJAYA**

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



Ketua peneliti : Dr. Menik Ariani, M.Si (0025117201)
Anggota peneliti : 1. Dr. Fiber Monado, M.Si (0023027001)
2. Akmal Johan, S.Si.,M.Si (0021127309)

Dibiayai oleh:
Anggaran DIPA Badan Layanan Umum
Universitas Sriwijaya Tahun Anggaran 2021
No. SP DIPA-023.17.2.677515/2021, tanggal 23 November 2020
Sesuai dengan SK Rektor
Nomor: 0010/UN9/SK.LP2M.PT/2021
Tanggal 28 April 2021

**PROGRAM STUDI FISIKA
FAKULTAS MATEMATIKA DAN ILMU PENGETAHUAN
UNIVERSITAS SRIWIJAYA
Tahun Anggaran 2021**

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

1. Judul Penelitian : Pengembangan dan Optimasi Program Analisa Neutronik untuk Reaktor Cepat 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. Anas Fatur Rahman/ 08021181823085/ S1 Fisika
 - 2. Muh. Aldi Kurniawan/08021281823087/S1 Fisika
 - 3. Damri / 08072681923001 / S2 Fisika / Komputasi



Mengetahui
Dekan Fakultas MIPA
Hermansyah, S.Si., M.Si., Ph.D
NIP. 197111191997021001

Palembang, 23 November 2021
Ketua Peneliti,



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



Indralaya,
Ketua LPPM Universitas Sriwijaya,
Samsuryadi, S.Si., M.Kom., Ph.D.
NIP. 197102041997021003

RINGKASAN

Pengembangan dan Optimasi Program Analisa Neutronik untuk Reaktor Cepat 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 bertujuan membuat dan mengembangkan sistem komputasi yang dapat digunakan untuk menganalisis sebuah desain reaktor generasi IV yaitu GCFR (Gas-Cooled Fast Reactor) yaitu reaktor cepat berpendingin helium, berdaya kecil yang dapat beroperasi dalam jangka waktu yang panjang dengan hanya suplai thorium dan uranium alam sebagai input siklus bahan bakarnya. Reaktor ini harus memenuhi persyaratan fundamental yaitu stabil dari sudut pandang reaktivitas dan power peaking factor. Simulasi rinci hasil desain teras reaktor beserta analisis keselamatan reaktor yang dirancang dapat diwujudkan melalui pembuatan sistem komputasi terintegrasi yang terdiri dari beberapa bagian utama yaitu: (1). Kode komputer untuk menghitung laju perubahan komposisi bahan bakar akibat variasi komposisi isotopik terhadap ruang dan waktu melalui penyelesaian persamaan burnup; (2). Kode komputer untuk menghitung distribusi daya yang dihasilkan di dalam teras reaktor selama satu siklus pengisian bahan bakar melalui penyelesaian persamaan difusi neutron multigrup; (3). Kode komputer untuk menghitung dan menentukan parameter desain neutronik untuk reaktor yang kritis meliputi faktor kritikalitas, excess reactivity, level burnup serta densitas daya dan atom; (4). Kode komputer terintegrasi untuk optimasi desain teras reaktor melalui variasi susunan/komposisi thorium, uranium dan plutonium dalam arah radial dan aksial untuk mereduksi power peaking factor sehingga tercapai daya yang terdistribusi merata.

Seluruh bagian kode program ini dirancang saling berhubungan sehingga dapat terwujud sistem komputasi terintegrasi untuk menghasilkan data analisis desain dan optimasi burnup reaktor daya GCFR 600-1000 MWt berbasis thorium-uranium-plutonium mixed fuel yang dapat beroperasi dalam jangka panjang serta memenuhi kriteria keamanan dan ekonomis.

Kata kunci: energi, reaktor, komputasi, optimasi, *burnup*

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. Agenda Riset Nasional Kementerian Riset dan Teknologi Bidang Energi, menitikberatkan pada pengembangan energi bersih, khususnya energi berbasis pada energi baru dan terbarukan (EBT), seperti panas bumi, angin, batubara peringkat rendah, *biofuels*, termasuk biodiesel dan bioethanol, biomassa dan biogas, surya-fotovoltaik dan *fuel-cell*, nuklir, gelombang dan arus laut, dan *coal bed methane*, serta konservasi energi. Energi nuklir dapat dipertimbangkan menjadi salah satu sumber energi listrik alternatif di Indonesia. Salah satu alasannya adalah energi nuklir relatif lebih ramah lingkungan karena pada saat pembakarannya bahan bakar nuklir tidak menghasilkan unsur berbahaya seperti logam berat pembentuk efek rumah kaca. 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).

Desain konseptual reaktor yang memenuhi standar ekonomis dan keselamatan yang tinggi memerlukan sejumlah perangkat sistem analisis. 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

Penelitian ini bertujuan secara khusus untuk membuat dan mengembangkan sistem komputasi yang dapat digunakan untuk menganalisis sebuah desain reaktor generasi IV yaitu GCFR (*Gas-Cooled Fast Reactor*) yaitu reaktor cepat berpendingin helium, berdaya kecil yang dapat beroperasi dalam jangka waktu yang panjang dengan hanya suplai thorium dan uranium alam sebagai input siklus bahan bakarnya. Reaktor ini harus memenuhi persyaratan fundamental yaitu stabil dari sudut pandang reaktivitas dan *power peaking factor*.

Simulasi rinci hasil desain teras reaktor beserta analisis keselamatan reaktor yang dirancang dapat diwujudkan melalui pembuatan sistem komputasi terintegrasi yang terdiri dari beberapa bagian utama yaitu:

1. Kode komputer untuk menghitung laju perubahan komposisi bahan bakar akibat variasi komposisi isotopik terhadap ruang dan waktu melalui penyelesaian persamaan *burnup*
2. Kode komputer untuk menghitung distribusi daya yang dihasilkan di dalam teras reaktor selama satu siklus pengisian bahan bakar melalui penyelesaian persamaan difusi neutron multigrup
3. Kode komputer untuk menghitung dan menentukan parameter desain neutronik untuk reaktor yang kritis meliputi faktor kritikalitas, *excess reactivity*, level *burnup* serta densitas daya dan atom
4. Kode komputer terintegrasi untuk optimasi desain teras reaktor melalui variasi susunan/komposisi thorium, uranium dan plutonium dalam arah radial dan aksial untuk mereduksi *power peaking factor* sehingga tercapai daya yang terdistribusi merata.

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. Beberapa kelebihan yang dimiliki reaktor nuklir dibandingkan dengan pembangkit energi

konvensional berbasis bahan fosil, yaitu reaktor nuklir memiliki daya dukung dalam mengurangi pemanasan global dan pada proses normal reaktor nuklir tidak menghasilkan emisi gas rumah kaca sehingga tidak mencemari udara. Reaktor nuklir bekerja berdasarkan prinsip reaksi pembelahan inti atom secara berantai dan terkendali. Reaktor yang saat ini sedang dikembangkan adalah reaktor generasi ke IV yang dirancang tidak hanya untuk memasok daya listrik tetapi juga untuk memasok energi termal yang dapat dimanfaatkan untuk kepentingan industri. 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).

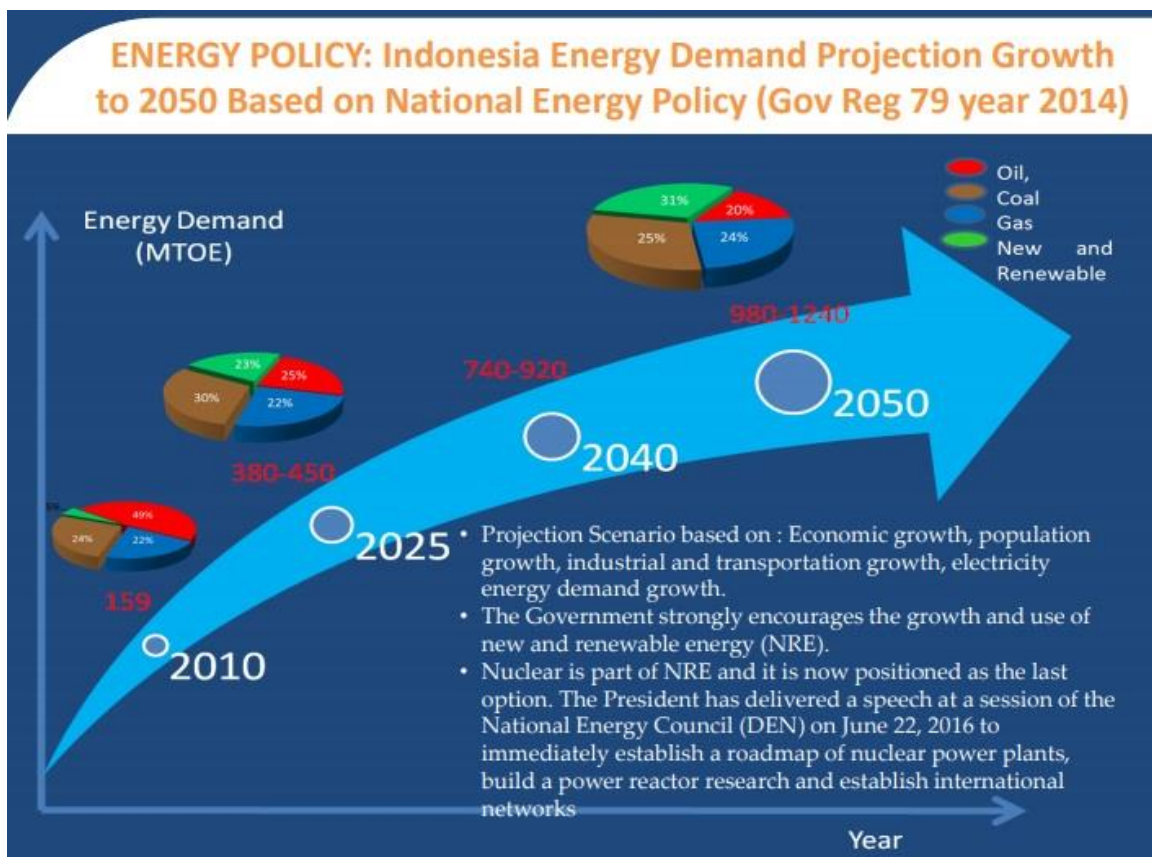
Disain reaktor terutama desain neutronik adalah salah satu bagian yang penting dalam tahap perancangan sebuah reaktor nuklir. Faktor-faktor neutronik dari sebuah reaktor menentukan keselamatan, waktu operasi, dan keekonomisan sebuah reaktor. Analisis neutronik reaktor khususnya jenis reaktor GCFR membutuhkan studi yang lengkap dan berkelanjutan sehingga dari penelitian yang terus menerus diharapkan kelayakan dan kehandalan desain akan semakin baik. 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 at.al, 2018). Konsep lilin (*candle*) ini memungkinkan harga listrik menjadi sangat murah sekaligus juga memiliki tingkat keselamatan sangat tinggi. Reaktor ini juga mampu membakar limbah nuklir untuk menambah pasokan energinya. Limbah radioaktif menjadi sesuatu yang dikhawatirkan oleh dunia, karena selain membahayakan lingkungan juga bisa menjadi bahan baku senjata nuklir. Keunggulan lain 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. 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 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

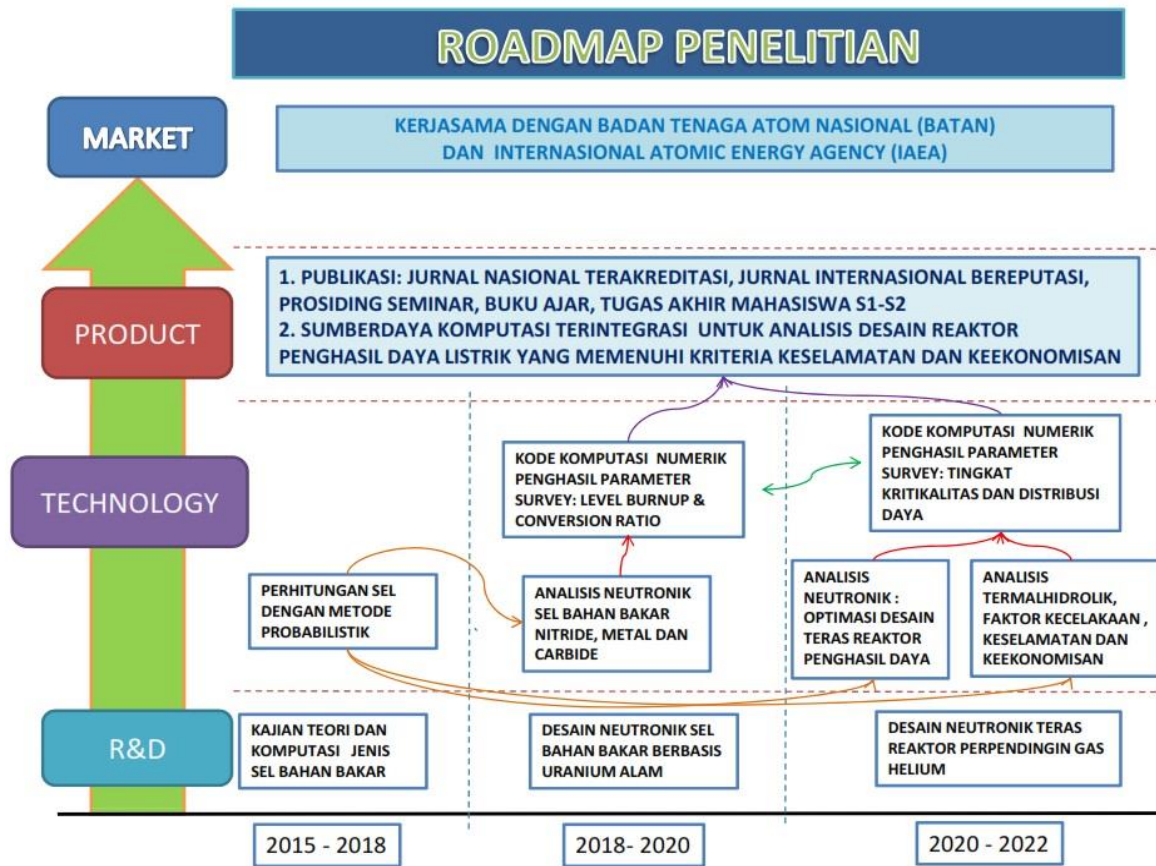
Penelitian unggulan Universitas Sriwijaya diarahkan pada penelitian di bidang ketahanan pangan, energi baru dan terbarukan, lingkungan dan keanekaragaman hayati. Hal ini sesuai dengan Rencana Induk Pengembangan Penelitian dan Pengabdian Masyarakat Universitas Sriwijaya.

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



Gambar 2.1 Roadmap *Energy Policy* Indonesia

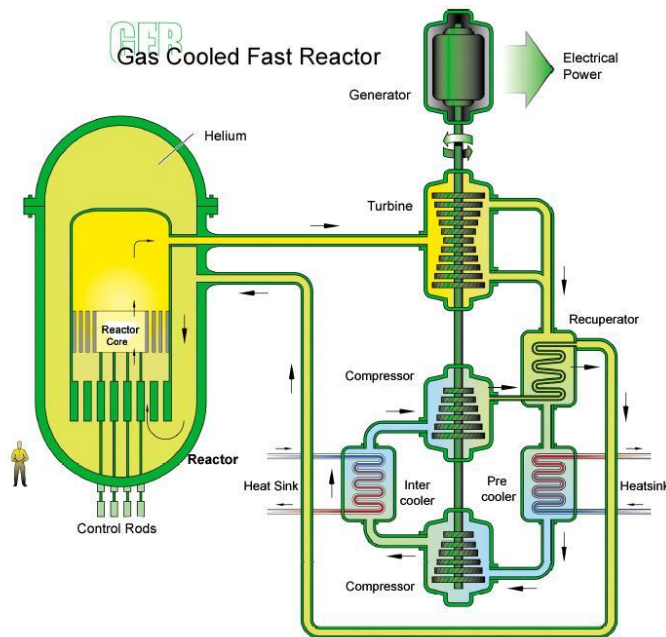
Roadmap penelitian disajikan pada Gambar 2.2



Gambar 2.2 Roadmap penelitian

II.1. Konsep Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir

Prinsip kerja pembangkit listrik tenaga nuklir mirip dengan pembangkit listrik konvensional. Perbedaan utamanya terletak pada sumber energi dan jenis bahan bakar. Sumber energi pada pembangkit listrik konvensional berasal dari proses pembakaran secara kimia bahan bakar fosil, sedangkan sumber energi reaktor nuklir berasal dari reaksi fisi nuklir pada material-material fisil. Energi dalam bentuk panas inilah yang menggerakkan sistem generator sebagai pembangkit tenaga listrik. Energi ini dihasilkan dari reaksi fisi yang terjadi di dalam teras reaktor. 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)

GCFR umumnya menggunakan pendingin Helium, mempunyai spektrum cepat dan menggunakan perputaran bahan bakar tertutup. 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).

Reaktor cepat beroperasi pada energi tinggi sehingga memerlukan pendingin yang dapat menyerap panas dengan baik serta memiliki batas ketahanan pada temperatur yang sangat tinggi. GCFR menggunakan turbin *direct-cycle* Helium untuk listrik serta dapat menggunakan proses panas lain untuk memproduksi hidrogen dengan proses termokimia. 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).

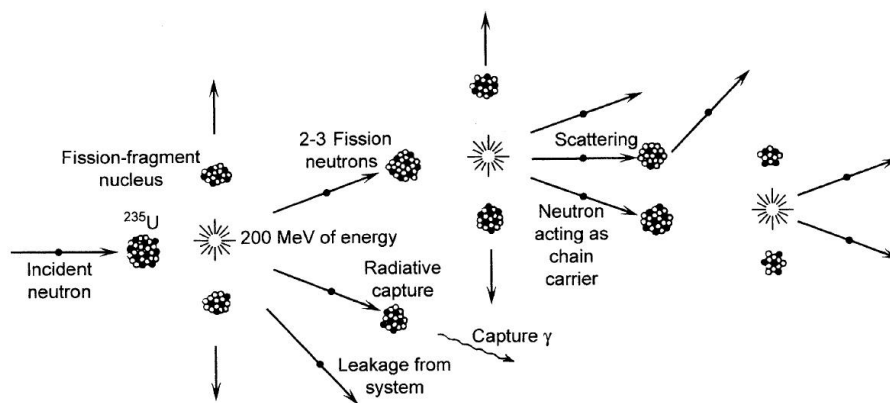
GCFR beroperasi dalam putaran bahan bakar tertutup dengan interval pengisian bahan bakar yang lama. GCFR berdaya kecil (500 s.d 900 MWth) yang mampu beroperasi dalam jangka panjang sesuai untuk produksi listrik jaringan kecil di negara berkembang, yang tidak mau menyebarkan infrastruktur *reprocessing* bahan bakarnya.

Keuntungan lain dari konsep ini adalah bahan bakar nuklir dapat dipersiapkan sendiri tanpa memerlukan proses pengayaan Uranium yang dapat mengundang kontroversi internasional.

II.2. Reaksi Fisi

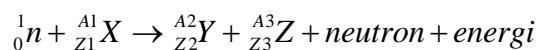
2.2.1 Reaksi Fisi Uranium

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).

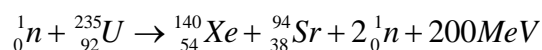


Gambar 2.4. Skema reaksi fisi berantai (Stacey, 2007)

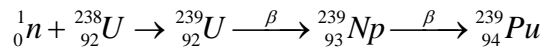
Untuk mengontrol reaksi berantai dan pelepasan energi, diperlukan mekanisme pengendali seperti batang kendali yang terbuat dari bahan penyerap neutron. Mekanisme inilah yang mempertahankan kestabilan reaksi berantai dan daya keluaran. Persamaan umum reaksi fisi yaitu:



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



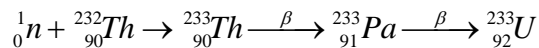
Uranium-235 merupakan satu-satunya bahan fisil yang terdapat secara alami. Kandungan U-235 dalam Uranium alam hanya 0.7%, sedangkan sisanya adalah Uranium-238 sekitar 99.3%. Dengan reaksi penangkapan neutron, Uranium-238 akan menjadi radioaktif kemudian meluruh menjadi Plutonium-239 dengan reaksi:



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

Selain Uranium-238, bahan fertil yang terdapat secara alami juga adalah thorium-232 (Rachamin, Fridman, & Galperin, 2015). Jika mengalami reaksi penangkapan neutron maka Th-232 dapat menghasilkan bahan fisil yaitu Uranium-233 (Mustafa & Amin, 2019), Reaksi penangkapan neutron yang terjadi adalah:



Reaksi ini menunjukkan bahwa thorium-232 dapat menjadi bahan bakar alternatif untuk reaktor mengingat kandungan Thorium alam di permukaan bumi mencapai 4 kali lipat dibanding uranium alam (Björk, 2018; Guifeng, 2019).

Selain sumber daya thorium lebih besar dibanding uranium, thorium memiliki beberapa keunggulan dibanding uranium, diantaranya rasio konversi thorium menjadi isotop U-233 lebih tinggi dibanding U-238 menjadi Pu-239. 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. Setelah kondisi kekritisan awal terbentuk dengan uranium yang diperkaya (*enriched uranium*) atau plutonium dengan atau tanpa aktinida minor, reaktor B&B mampu melanjutkan operasinya dengan bahan bakar dari material fertil seperti *Depleted Uranium* atau uranium alam. Studi tentang mekanisme *breed and burn* telah dilakukan sejak tahun 1950an, diantaranya 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

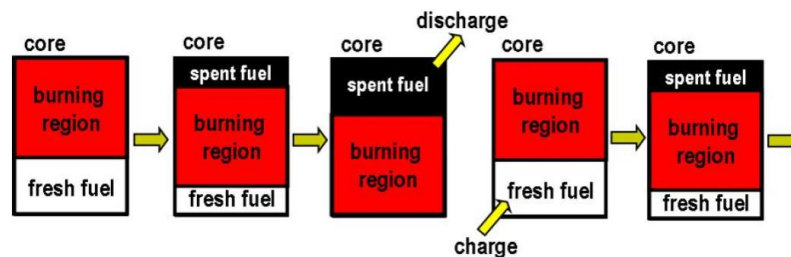
diusulkan oleh Hiroshi Sekimoto (Nakae, Ozawa, Ohta, Ogata, & Sekimoto, 2011; Sekimoto & Nagata, 2010; Sekimoto, Nakayama, & Taguchi, 2010)

CANDLE (*Constant Axial shape of Neutron flux, nuclide densities and power shape During Life of Energy producing reactor*) adalah sebuah konsep reaktor nuklir dimana proses pembakaran bahan bakar dapat dianalogikan dengan terbakarnya lilin. Daerah pembakaran 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 *Burnup Modified* CANDLE

Reaktor CANDLE adalah sebuah konsep *reaktor* nuklir yang proses pembakaran bahan bakarnya dapat dianalogikan dengan terbakarnya lilin.

Saat startup teras reaktor 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)

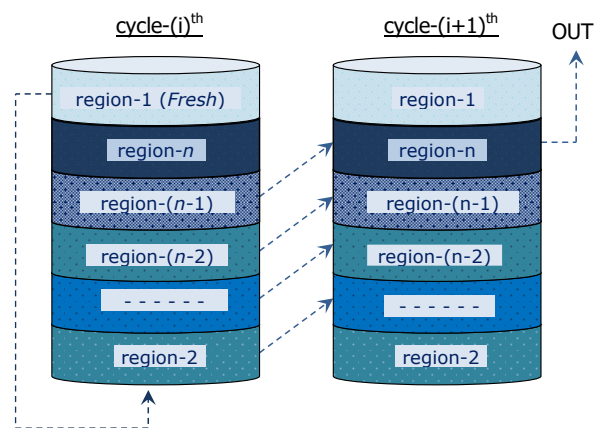
Bahan bakar akan "terbakar" mulai dari bagian atas kemudian perlahan-lahan merembet ke bagian bawah. Seiring berjalannya waktu operasi, bagian atas reaktor akan terdiri dari bahan bakar sisa yang sudah "terbakar" dan di bagian bawah adalah bahan bakar *fresh*. Proses perambatan ini bisa berlangsung dalam waktu yang panjang (bertahun-tahun). Jika seluruh bahan bakar (dari atas ke bawah) sudah "terbakar" maka reaktor sudah tidak bisa beroperasi dan bahan bakar diganti atau diisi ulang.

Bagian *spent fuel* berisi produk sisa hasil pembakaran akan dikeluarkan dari atas dan di bagian bawah diisi kembali dengan bahan bakar *fresh*. Proses selanjutnya mengulangi proses sebelumnya, "membakar" bagian atas, dan seterusnya. Skema *burnup* semacam ini memungkinkan operasi reaktor dapat diteruskan dengan hanya suplai bahan bakar *fresh* seperti uranium alam. Untuk mempertahankan agar reaktor tetap dalam kondisi kritis, reaktor konvensional menyisipkan *control rod* saat kondisi *start-up* di sepanjang *burnup* bahan bakar. Berbeda dengan hal ini, maka reaktor CANDLE tidak memerlukan unit *control rod*.

Beberapa penelitian mengenai reaktor GCFR dan CANDLE yaitu:

1. CANDLE sebagai strategi *burnup* baru yang menghasilkan discharge *burnup* mencapai 40% uranium alam
2. Potensial reaktor CANDLE untuk pembangunan yang berkelanjutan dan memperkuat resistansi proliferasi
3. Desain CANDLE untuk reaktor cepat berukuran kecil (200 MWth) dan berumur panjang yang berpendingin logam cair Pb-Bi
4. Desain *Gas Cooled fast Reactor: A Historical Overview and Future Outlook*
5. Optimisasi CANDLE pada reaktor cepat berpendingin LBE (*Lead Bismuth Eutectic*) 1540 MWth

Konsep *Modified CANDLE* merupakan modifikasi terhadap reaktor CANDLE. Modifikasi 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*

Setelah satu periode operasi tertentu maka dilakukan proses pemindahan bahan bakar di tiap *region*. Bahan bakar fertil seperti uranium alam masuk ke teras sedangkan bagian lain bergeser satu tahap.

Skema *burnupModified CANDLE* secara umum dijelaskan pada Gambar III.4. 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. Mekanisme yang sama diberlakukan juga untuk siklus *refueling* (pengisian bahan bakar) periode berikutnya. Dengan demikian, reaktor ini siap menjalani tahap operasi berikutnya dengan hanya penambahan suplai uranium alam di *Region-1*. Sisa bahan bakar yang dikeluarkan dari teras dapat diproses di pusat pemrosesan bahan bakar nuklir untuk dapat diambil bahan bakar plutoniumnya (misal di *Regional Fuel Cycle Center* yang digagas IAEA) guna membangun reaktor nuklir baru. Dengan demikian, setelah reaktor *start-up* maka untuk selanjutnya hanya diperlukan suplai bahan bakar *fresh* yang masih bersifat fertil seperti thorium alam.

II.4 Analisis Neutronik 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. . Produksi neutron dapat berasal dari hasil reaksi fisi, dari hamburan atau dari suatu sumber neutron luar. Serapan neutron terjadi akibat reaksi absorpsi neutron oleh inti-inti atom medium. Sedangkan bocoran neutron terjadi akibat hamburan yang keluar menuju elemen ruang lain atau keluar dari batas luar medium.

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:

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

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 Deplesi (*Burnup*) Bahan Bakar

Perubahannya komposisi material sangat kompleks karena variasi komposisi isotopik terhadap ruang dan waktu bergantung pada distribusi fluks neutron. Namun karena perubahan ini berlangsung lambat (dalam orde jam, hari atau bulan) sehingga teras dapat terus dipertahankan dalam kondisi kritis, maka aspek neutronik hanya memerlukan perhitungan statik dari distribusi fluks. 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. Fluks neutron dan penampang lintang hasil perhitungan difusi multigrup digunakan untuk analisis *burnup*, selanjutnya perubahan komposisi nuklida hasil persamaan *burnup* dimasukkan kembali ke persamaan difusi untuk menghitung kembali distribusi fluks.

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).

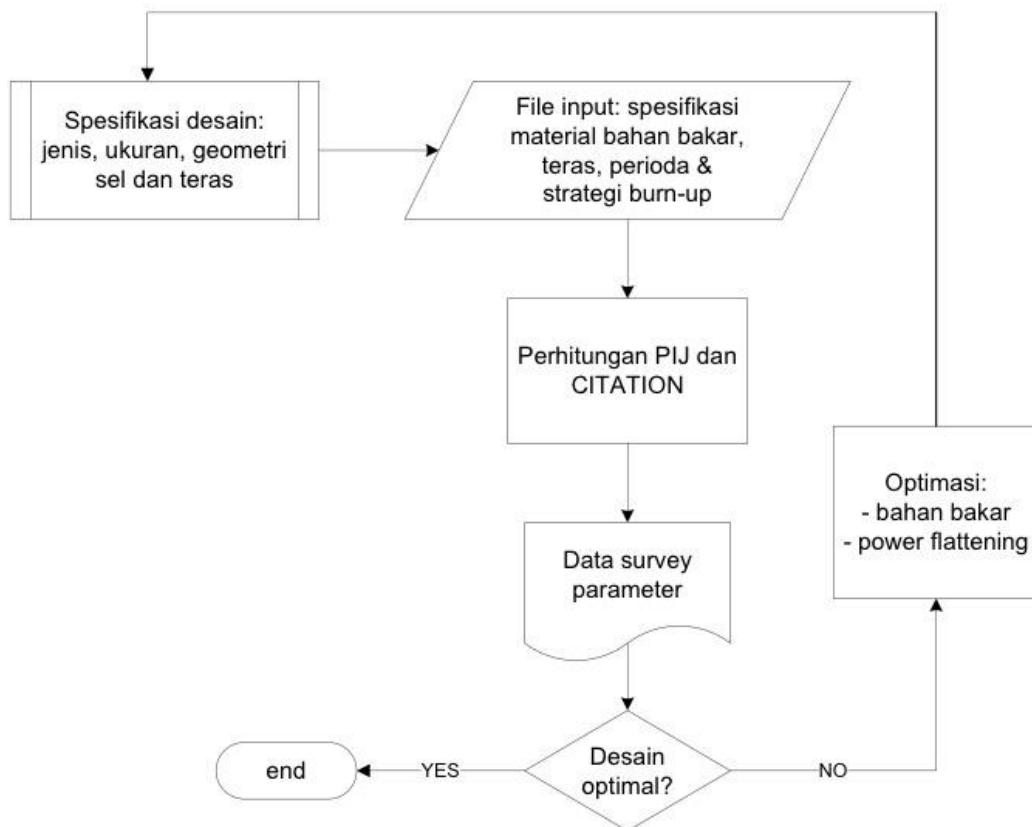
BAB III. METODE PENELITIAN

3.1. Desain Sistem Komputasi

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

1. Intel Processor Quadcore i-7, RAM 2x16 GB, HD 4 TB, SSD 512 GB.
2. Sistem operasi Linux Ubuntu 20
3. kompiler bahasa pemrograman Fortran 77 dan C
4. pengolah kata /teks Open office
5. Kode SRAC dan Library JENDL-3.3 dengan lisensi dari JAERI-Jepang

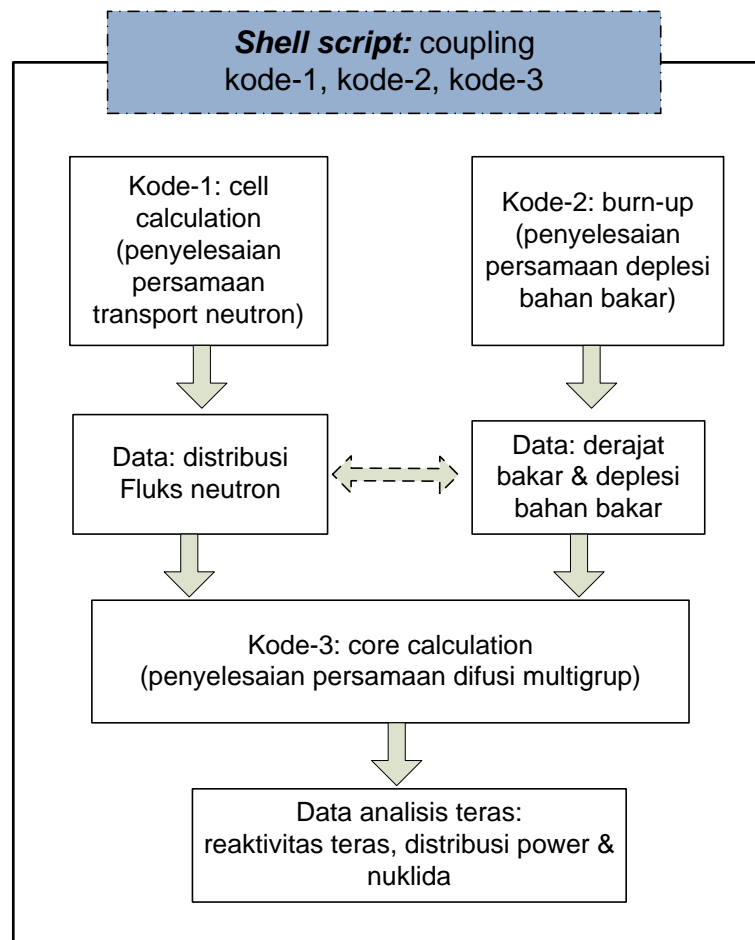
Diagram alir tahapan yang dilakukan dalam penelitian disajikan pada Gambar 3.1.



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

Sistem komputasi terintegrasi akan dibangun untuk mewujudkan setiap tahap penelitian pada Gbr. 3.1. Kode komputer dibuat sesuai target data yang diinginkan. sistem komputasi terdiri dari beberapa bagian utama yang memiliki fungsi:

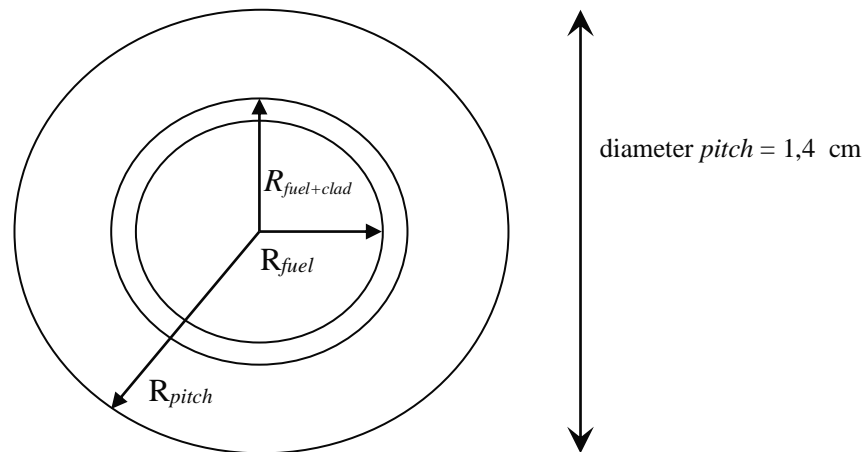
1. menghitung laju perubahan komposisi bahan bakar akibat variasi komposisi isotopik terhadap ruang dan waktu melalui penyelesaian persamaan burnup
 2. menghitung distribusi daya di dalam teras reaktor selama satu siklus pengisian bahan bakar melalui penyelesaian persamaan difusi neutron multigrup
 3. menghitung parameter desain neutronik untuk reaktor yang kritis meliputi faktor kritikalitas, excess reactivity, level burnup serta densitas daya dan atom
 4. Kode terintegrasi untuk optimasi desain teras reaktor melalui variasi susunan/komposisi thorium, uranium dan plutonium dalam arah radial dan aksial untuk mereduksi power peaking factor sehingga tercapai terdistribusi daya merata.
- Kode komputer berbasis *C-shell* dibuat untuk menghubungkan (*coupling*) beberapa kode tersebut sehingga terbangun sejumlah kode yang terintegrasi menghasilkan sejumlah data parameter survey dari suatu desain reaktor yang memenuhi standar keselamatan dari IAEA (International Atomic Energy Agency). Sistem yang akan dibangun disajikan pada Gbr. 3.2.



Gambar 3.2. Sistem Komputasi Terintegrasi untuk Analisis Neutronik

3.2. Desain Sel Bahan Bakar dan Teras Reaktor

Desain reaktor yang akan diinvestigasi dan diuji melalui serangkaian kode komputasi terdiri dari dua bagian yaitu desain sel bahan bakar dan desain teras reaktor. Geometri sel bahan bakar dalam penelitian ini yaitu bentuk silinder (*cylindrical cell*). Penampang lintangnya disajikan pada seperti pada GambarV.4.



Gambar 3.3. Geometri dan ukuran sel bahan bakar

Ukuran *fuel pellet*, *cladding* dan *coolant* berkaitan dengan fraksi *volume* yaitu:

- fraksi bahan bakar: volume bahan bakar relatif terhadap *volume* sel
- fraksi *cladding*: volume *cladding* relatif terhadap *volume* sel
- fraksi *coolant*: volume pendingin relatif terhadap *volume* sel

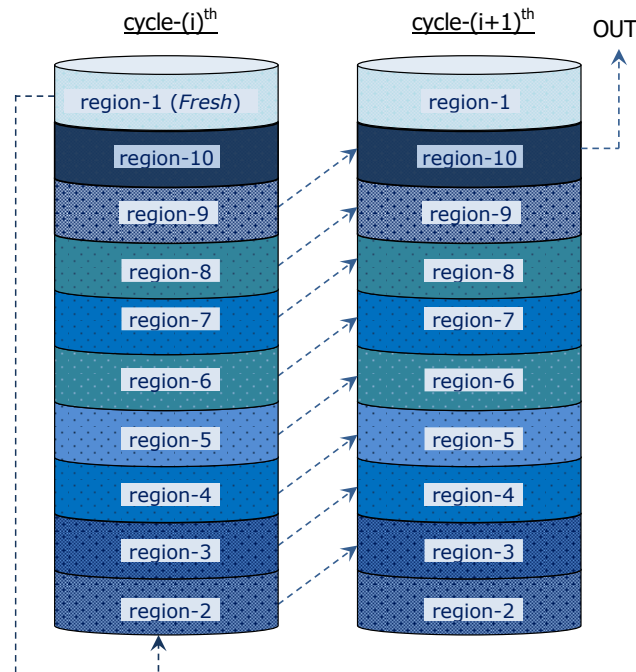
Spesifikasi parameter desain reaktor dinyatakan dalam tabel 3.1.

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 pin diameter	1.4 cm
Fuel:cladding:coolant	(55-65%):10%:(25-35)%
Fuel pin width	1.4 cm
Core geometry	Cylinder 2-D (RZ)
Active core size	200 cm x 300 cm

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

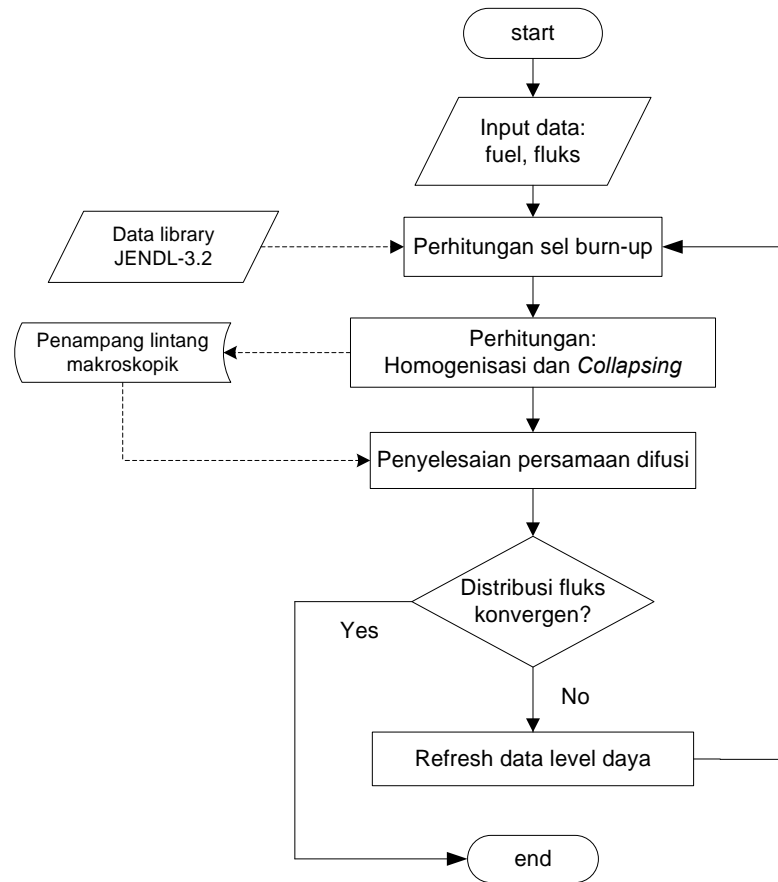
Strategi *burnup* yang berbeda dengan reaktor konvensional diterapkan untuk mewujudkan hal ini yaitu Modified CANDLE. Skemanya adalah sebagai berikut.



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

Teras aktif dibagi dalam arah aksial menjadi 10 bagian dengan volume sama. Pada awalnya Uranium alam (U-238) diletakkan pada *region-1*. Setelah 1 siklus berjalan (10 tahun) maka terjadi pergeseran isi bahan bakar di tiap *region*. Isi *region-1* bergeser menjadi *region-2*, isi *region-3* digeser ke *region-4* dan seterusnya. Konsep ini berlaku untuk *region* yang lain, yaitu pergeseran *region-(i)* ke wilayah *region-(i+1)*. *Region-10* yang telah habis masa pakainya dikeluarkan dan *region-1* diisi kembali dengan bahan bakar baru (thorium alam).

Diagram alir perhitungan komputasi disajikan pada gambar 3.5.



Gambar 3.5. Diagram alir perhitungan sel bahan bakar dan teras

a. Algoritma *cell calculation* untuk mendapatkan konstanta multigrup (penampang lintang makroskopik hasil homogenisasi sel):

1. baca input: spesifikasi material bahan bakar, densitas daya, waktu *burnup*
2. hitung cross section homogen
3. matriks *collision probability*
4. iterasi: hitung penampang lintang latar (background cross section)
5. penampang lintang dihitung ulang
6. P_{ij} dihitung ulang
7. persamaan transport: fluks neutron
8. Perhitungan *cross section* efektif (hasil perhitungan persamaan transport)
9. proses perata-rataan untuk memperoleh penampang lintang grup sedikit

Langkah algoritma di atas menghasilkan konstanta multigrup dari penampang lintang makroskopik sepanjang waktu *burnup* (100 tahun), yang akan dipergunakan dalam penyelesaian persamaan difusi multigrup.

b. Penyelesaian persamaan difusi multigrup dengan metoda beda hingga (*finite difference*)

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

Dengan memasukkan syarat batas pada seluruh ruang maka persamaan diatas akan berbentuk matriks penta diagonal M, sehingga persamaan difusi multigrup menjadi :

$$M \phi = S$$

Fluks neutron dan harga K_{eff} dapat diketahui dari pemecahan persamaan tersebut dengan menginverskan matriks M, dengan mengikuti langkah-langkah sebagai berikut:

1. Tebak harga $\phi^{(0)}$ dan $k^{(0)}$.
2. Hitung sumber neutron

$$S^{(0)} = \frac{\chi_g}{k^{(0)}} \sum_{g'} \nu_{g'} \sum_{fg'} \phi_{g'}^{i,j(0)} + \sum_{g'} \sum_{sg'} \phi_{g'}^{i,j(0)}$$

3. Hitung $\phi^{(0)}$ dengan menyelesaikan matriks pentadiagonal dengan menggunakan metode SOR sampai konvergen, syarat konvergen

$$\left| \frac{\phi_i^{(m+1)} - \phi_i^{(m)}}{\phi_i^{(m+1)}} \right| < \epsilon$$

4. Hitung

$$k^{(1)} = k^{(0)} \frac{\sum_{i,j} \sum_{g'} \nu_{g'} \sum_{fg'} \phi_{g'}^{i,j(1)} V^{i,j}}{\sum_{i,j} \sum_{g'} \nu_{g'} \sum_{fg'} \phi_{g'}^{i,j(0)} V^{i,j}}$$

5. Ulangi langkah diatas sampai konvergen

3.4. Optimasi Teras Reaktor

Optimasi desain sel bahan bakar dan terasreaktor GCFR mencakup optimasi teras yang memanfaatkan thorium *cycle*, variasi bahan bakar dan pemerataan (*flattening*) distribusi daya radial untuk mereduksi nilai *power peaking*. Strategi untuk eksekusi reaktivitas kecil dan pemerataan distribusi daya dilakukan dengan cara:

1. Pemilihan bahan bakar dengan kombinasi persentase thorium-232, uranium-233, uranium-235 dan plutonium-239 yang tepat
2. Pembagian teras arah radial menjadi beberapa region meliputi *inner*, *middle* dan *outer core*. Setiap region diisi dengan bahan bakar dengan komposisi berbeda.

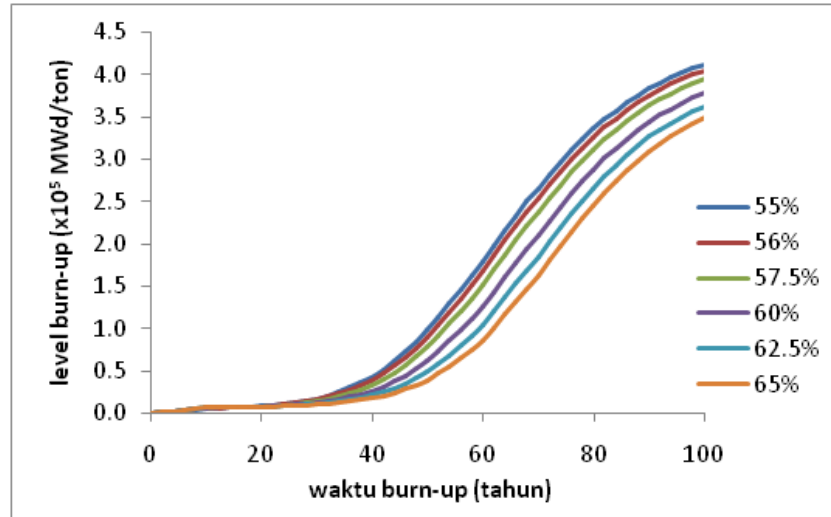
3.5. Survey Parameter dan Analisis Neutronik sebagai Target Desain Reaktor

Sepanjang operasi reaktor, bahan bakar menjadi kurang reaktif dari waktu ke waktu. Parameter pertama yang menentukan keberlanjutan dari operasi reaktor adalah *excess reactivity*, yaitu ukuran besarnya kapasitas yang ada untuk mempercepat reaksi nuklir. *Excess reactivity* yang lebih besar menyebabkan kenaikan yang lebih cepat dari reaksi nuklir. Dalam kondisi normal komposisi bahan bakar yang tepat diperlukan untuk memastikan reaktivitas yang cukup untuk reaksi nuklir berkelanjutan. Beberapa parameter survey yang dihasilkan dari sistem komputasi yang dibangun 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.
- Eksekusi reaktivitas : faktor kelebihan reaktivitas
- distribusi daya arah radial dan aksial
- faktor *power peaking* : rasio antara nilai puncak daya terhadap daya rata-rata

BAB IV. HASIL PENELITIAN

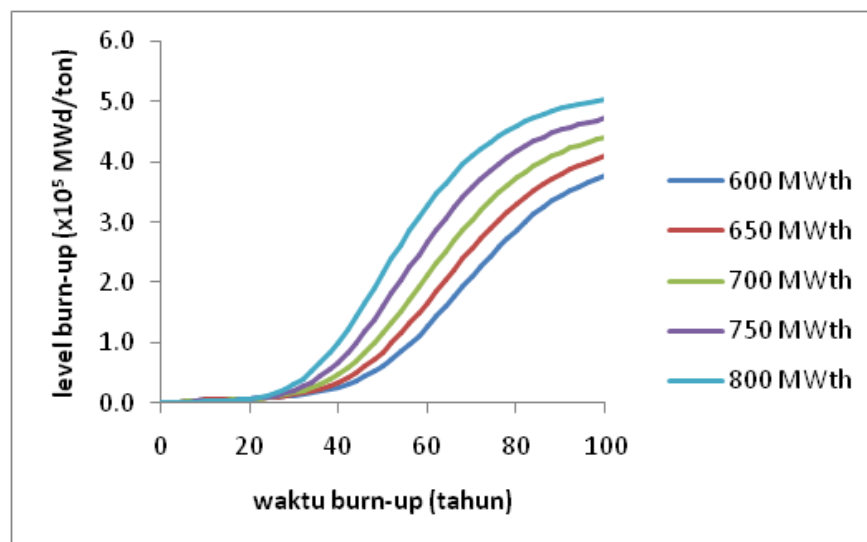
4.1 Hasil Perhitungan Sel Bahan Bakar dan Teras



Gambar 4.1. Perubahan level *burnup* pada desain reaktor berdaya 600 MWth yang menggunakan fraksi bahan bakar uranium-plutonium *nitride* berbeda (55% s.d 65%)

Tabel 4.1 *Discharge burnup* untuk desain teras 600 MWth dengan uranium fraksi berbeda

Parameter	U-55%	U-56%	U-57,5%	U-60%	U-62,5%	U-65%
<i>Average burnup</i> (GWd/ton)	155,2	149,4	141,0	128,2	116,9	107,1
<i>Peak burnup</i> (GWd/ton)	412,4	405,0	394,5	378,0	362,9	348,9
<i>Average Burnup</i> (%HM)	16,6	15,9	15,0	13,7	12,5	11,4
<i>Peak burnup</i> (%HM)	44,0	43,2	42,1	40,3	38,7	37,2

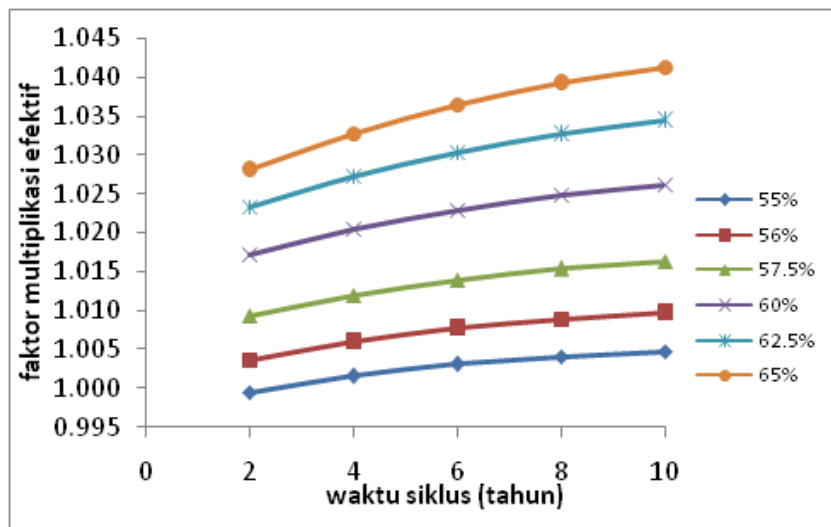


Gambar 4. 2. Perubahan level *burnup* pada desain reaktor yang menggunakan fraksi bahan bakar 60% dengan daya keluaran yang berbeda (600 MWth s.d 800 MWth)

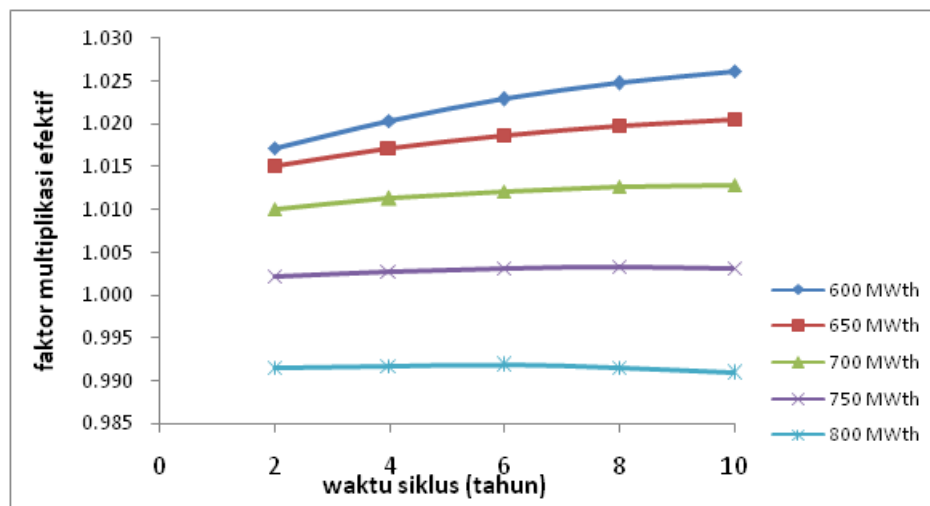
Tabel 4.2 Nilai *burnup* untuk desain teras dengan uranium fraksi 65% untuk daya keluaran berbeda (600-900 MWth)

parameter	600 MWth	700 MWth	800 MWth	850 MWth	900 MWth
<i>Average burnup</i> (GWd/ton)	107,1	142,0	189,5	218,3	249,4
<i>Peak burnup</i> (GWd/ton)	348,9	407,1	465,2	494,3	523,4
<i>Average burnup</i> (%HM)	11,4	15,2	20,2	23,3	26,6
<i>Peak burnup</i> (%HM)	37,2	43,4	49,7	52,8	55,9

Faktor Multiplikasi Efektif, k_{eff}

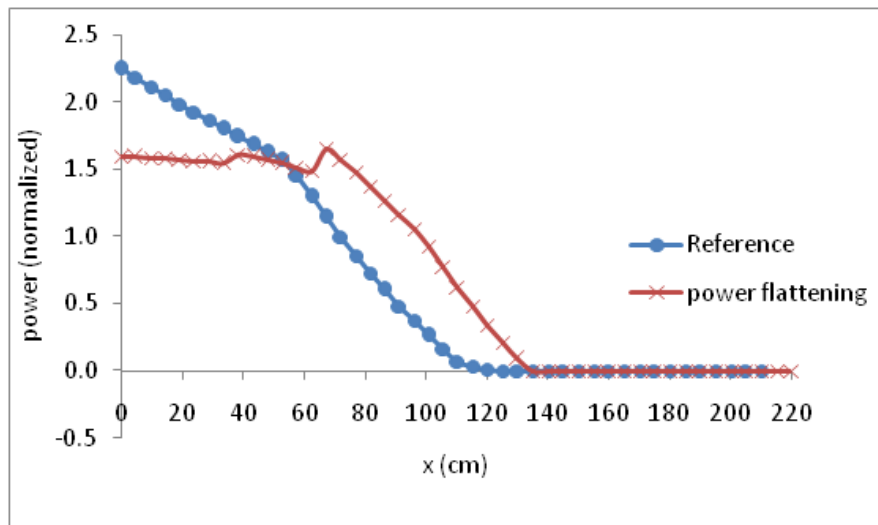


Gambar 4.3. Nilai faktor multiplikasi efektif dalam 1 siklus pengisian bahan bakar pada reaktor berdaya 600 MWth, fraksi bahan bakar uranium-plutonium *nitride* berbeda (55% s.d 65%)



Gambar 4.4. faktor multiplikasi efektif dalam 1 siklus pengisian bahan bakar pada reaktor fraksi 60% dengan daya keluaran yang berbeda (600 MWth s.d 800 MWth)

Optimasi Desain Teras



Gambar 4.5. Distribusi daya arah radial setelah dilakukan usaha *power flattening* melalui pembagian 2 wilayah bahan bakar (thorium dan uranium) dalam teras reaktor berdaya 600 MWth.

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		draft	
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	Muh. Aldi Kurniawan / 08021281823087	S1	Desain dan Analisis Teras Gas Cooled fast Reactor Berbasis Thorium	proposal
2	Anas Fatur Rahman / 08021181823085	S1	Analisis Neutronik Bahan Bakar berbasis Thorium menggunakan SRAC	proposal
3	Damri / 08072681923001	S2	Optimasi Desain Neutronik Reaktor cepat Berpendingin Gas 700 MWth Berbasis Bahan Bakar Thorium Mixed Oxyde (Th, Pu)O ₂	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., & 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 Agustus 2021

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

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

Radial Power Flattening Study for Small Long-Life Gas Cooled Fast Reactors With Natural Uranium, Thorium and Plutonium as Fuel Cycle Input

Menik Ariani^{1,a}, Akmal Johan¹, Fiber Monado¹, Zaki Su'ud², and Hiroshi Sekimoto³

¹Jurusan Fisika, FMIPA Universitas Sriwijaya

²Jurusan Fisika, FMIPA Institut Teknologi Bandung

³CRINES, Tokyo Institute of Technology

e-mail: menik_ariani@unsri.ac.id

Abstract

A conceptual design study of Gas Cooled Fast Reactors with Modified CANDLE burn-up has been performed. 600 MWth GCFR with Helium coolant can be continuously operated by supplying Natural Uranium without fuel enrichment plant or fuel reprocessing plant. In this study, the possibility of power flattening was realized through the distribution of region with different fuel fraction in radial direction. The active reactor cores in radial direction are divided into three regions with different fuel fraction, namely UN-55%, UN-57.5% and UN-65%. Core in the axial direction was utilized by Modified CANDLE burn-up scheme. The core was subdivided into 10 parts (region-1 until region-10) with the same volume. The fresh Natural Uranium-Thorium-blend is initially put in region-1, after one cycle of 10 years of burn-up it is shifted to region-2 and the each region-1 is filled by fresh Natural ThU-blend fuel. This concept is basically applied to all axial regions, i.e. shifted the core of ith region into i+1 region after the end of 10 years burn-up cycle. For the next cycles, we will add only Natural Uranium-Thorium-blend on each region-1. The calculation results show this reactor has high neutronic performance. After reactor start-up the operation, furthermore reactor only needs Natural Uranium-Thorium-blend supply for continue operation along 100 years. Optimization through different fuel distribution results the peak-to-average radial power density ratio, Γ , is reduced from about 1.87 to 1.24, which means quite effective in power flattening

Keywords: power flattening; Natural Uranium-Thorium-blend; burn-up; Modified CANDLE

The Title in Bahasa Indonesia

If you are not Bahasa Indonesia native speakers, please skip this part

Abstrak

IF YOU CANNOT SPEAK BAHASA INDONESIA, PLEASE SKIP THIS PART. Abstrak dan kata kunci ditulis dalam Bahasa Inggris dan Bahasa Indonesia. Abstrak merupakan ringkasan (singkat, padat, dan jelas) dari penelitian Anda. Abstrak harus menjelaskan dengan baik mengenai latar belakang masalah, tujuan penelitian, metode yang digunakan (singkat), hasil penelitian (yang paling utama), dan kesimpulan. Abstrak tidak boleh berisi sitasi, tabel, gambar dan persamaan-persamaan. Abstrak sebaiknya tidak lebih dari 300 kata.

Kata Kunci: 2-5 kata kunci, dipisahkan dengan titik koma (;)

PACS:not more than 5 [PACS codes](#), separated by semicolon (;)

© 2019 Jurnal Penelitian Fisika dan Aplikasinya (JPFA). This work is licensed under [CC BY-NC 4.0](#)

Article History: Received: xxxxx

Revised (Round 1): xxxxx

Accepted: xxxxx

Decided to resubmit (Round 1): xxxxx

Approved with minor revision: xxxxx

Published: xxxxx

How to cite: Jatmiko B, et al. The Manuscript Template of Jurnal Penelitian Fisika dan Aplikasinya (JPFA). *Jurnal Penelitian Fisika dan Aplikasinya (JPFA)*. 2021; 10(1): 1-6. DOI: <https://doi.org/10.26740/jpfa>.

I. INTRODUCTION

The Natural Uranium fuel cycle remains an attractive option for current and prospective reactors, for a variety of reasons. The fuel itself is simple, consisting of only seven basic components, and can be easily manufactured in many countries. The use of natural uranium avoids a requirement for Uranium-enrichment capability. It also avoids the creation of depleted-Uranium enrichment-plant. Thorium is approximately three times as abundant as uranium in the earth's crust, reflecting the fact that thorium has a longer half-life. In addition, thorium generally is present in higher concentrations (2-10%) by weight than uranium (0.1-1%) in their respective ores, making thorium retrieval much less expensive and less environmentally damaging per unit of energy extracted. However, thorium is not fissile materials that can react spontaneously, is a fertile material whose use needs to be mixed with fissile materials such as U-235, U-233 or Pu-239. A mixed thorium/uranium (UN/ThN) fuel cycle offers several advantages over the conventional all-uranium fuel cycle.

This study presents the possibility of power flattening on small and long life Gas Cooled Fast Reactor. Gas Cooled Fast Reactors are among fourth generation nuclear power plants (NPPs) with hard neutron spectrum characteristics which can be utilized

to create power reactors with high breeding/conversion ratio capability [1,2,12]. The conceptual design for Modified CANDLE of GCFR 600 MWth with Helium coolant was investigated using two cores model i.e. the Reference core and power flattening core. Modified CANDLE make possible for both reactors to operate continuously by only supplying Natural Uranium without fuel enrichment plant or fuel reprocessing plant. The CANDLE (Constant Axial shape of Neutron flux, nuclide densities and power shape During Life of Energy producing reactor) burn-up strategy is a unique and new burn-up concept. It can be applied to several reactors, when the infinite neutron multiplication factor of fuel element of the reactor changes along burn-up as the followings [3,9,10].

In this case CANDLE burn-up strategy is slightly modified by introducing discrete regions. In this design the reactor cores are subdivided into several parts with the same volume in the axial directions. The previous study shows that Modified CANDLE concept was successfully applicable to long-life fast reactor with Natural Uranium as fuel cycle input [1,2,8,12].

II. METHOD

The Reference core is one region with 65% fuel fraction of Natural Uranium in

radial direction and 10 regions fuel in axial direction. Detail specification for the reactor design given by Table 1. Figure 1 illustrates horizontal cross sectional view of the Reference and Power Flattening core. In this design the active reactor core are divided into three region fuel in radial direction, i.e. inner core: UN-55%, middle core: UN-57.5%, and outer core: UN-65%. All of three cores area is subdivided into ten parts (region-1 until region-10) with the same volume in the axial direction. Fig.2 shows a sub-region division and shuffling scheme.

TABLE 1: Reactor design parameters.

Parameter	Reference Core	Power Flattening Core
Power	600 MWth	600 MWth
Fuel material	Nat. Uranium, Thorium (Nitride)	Nat. Uranium, Thorium (Nitride)
Cladding material	Stainless Steel	Stainless Steel
Coolant material	Helium	Helium
Core Volume fraction (Fuel:cladding:coolant)	65%:10%: 25%	55% :10% : 35% for inner 57.5% :10% : 32.5% for middle 65%:10%: 25% for outer
Pitch	1.4 cm	1.4 cm
Active core diameter	240 cm	240 cm
Active core height	350 cm	350 cm
Radial reflector width	100 cm	100 cm
Sub cycle length	10 years	10 years
Reactor life	100 years	100 years

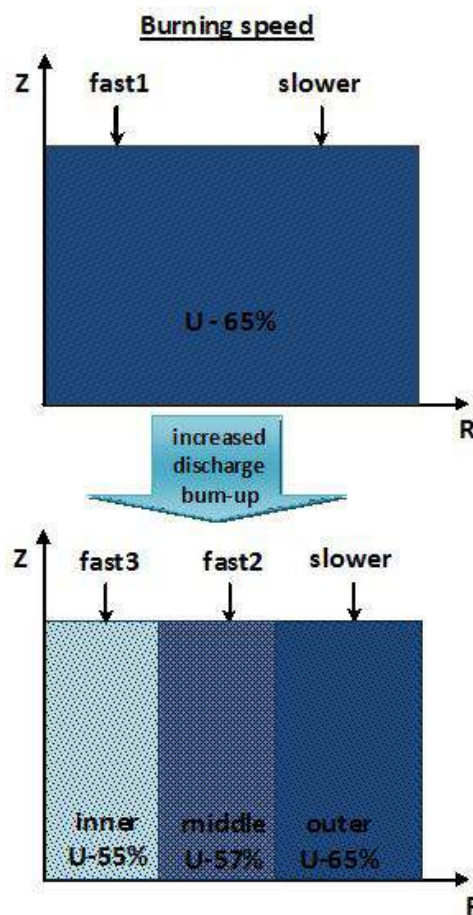


Figure 1. Comparing of position burning region for reference to power flattening core)

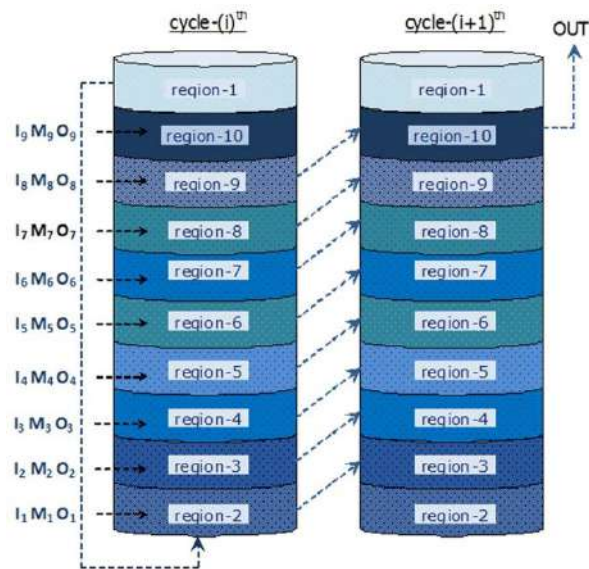


Figure2. Modified CANDLE burn-up scheme for the power flattening (inner- middle- outer) core

In the inner core area, region-1 is filled with fresh Natural Uranium. Region-2 is filled

with the fuel with Plutonium content I1; region-3 is filled with the fuel with plutonium content I2, and so on until region-10 is filled with the fuel with Plutonium content I9. Here I9>I8>...>I1. On the middle core area, region-1 is filled with fresh Natural Uranium. Region-2 is filled with the fuel with Plutonium content M1; region-3 is filled with the fuel with plutonium content M2, and so on until region-10 is filled with the fuel with Plutonium content M9. Here M9>M8>...>M1. On the outer core area, region-1 is filled with fresh Natural Uranium. Region-2 is filled with the fuel with Plutonium content O1; region-3 is filled with the fuel with Plutonium content O2, and so on until region-10 is filled with the fuel with Plutonium content O9. Here O9>O8>...>O1.

Both of the Reference and Power Flattening core was burning by Modified CANDLE strategy. In Modified CANDLE burn-up scheme, in all of cores area the fresh Natural Uranium is initially put in region-1, after one cycle of 10 years of burn-up it is shifted to region-2 and the each region-1 is filled by fresh natural Uranium fuels. This concept is basically applied to all regions in both cores area, i.e. shifted the core of *i*th region into *i*+1 region after the end of 10 years burn-up cycle. Furthermore for the next cycles, we will add only Natural Uranium in region-1, so that this reactor will be able to operate for 100 years with only Natural Uranium as fuel cycle input.

Neutronic performance for analyze the neutron aspect was calculated by using of SRAC-CITATION code system with JENDL-3.2 nuclear data library [6,7]. At the beginning we assume the power density level in each region and then we perform the burn-up calculation using the assumed data. The burn-up calculation is performed using collision probability method PIJ (cell burn-up calculation) in SRAC code which then given eight energy group macroscopic cross section

data to be used in two dimensional R-Z geometry multi groups diffusion calculation in CITATION code. The average power density in each region resulted from the diffusion calculation is then brought back to PIJ code for cell burn-up calculation. This iteration will repeat until the average power density was convergence..

III. RESULTS AND DISCUSSION

The results of calculation with Modified CANDLE strategy for 100 years burn-up are presented as follows. Table 2 shows the initially composition material in core region (all of inner core, middle core and outer core). The second column shows the percentage of fissile material Pu-239 in each part of core. It was minimum value to get the criticality and must be accomplished in order to after reactor start up the operation with this condition then it can be continued by supply Natural Uranium only on the next cycles. The parametric survey result calculation during burn-up was described here. Cell calculation result infinitive multiplication constant and burn-up level change history.

TABLE 2: Initially fuel material composition in each region

inner core	% Pu-239	middle core	% Pu-239	outer core	% Pu-239
Reg-1	0	Reg-1	0	Reg-1	0
Reg-2, l ₁	1.5	Reg-2, M ₁	1.5	Reg-2, O ₁	1.4
Reg-3, l ₂	2.9	Reg-3, M ₂	2.8	Reg-3, O ₂	2.6
Reg-4, l ₃	6.0	Reg-4, M ₃	5.9	Reg-4, O ₃	5.6
Reg-5, l ₄	8.2	Reg-5, M ₄	8.2	Reg-5, O ₄	8.0
Reg-6, l ₅	8.1	Reg-6, M ₅	8.1	Reg-6, O ₅	8.2
Reg-7, l ₆	7.0	Reg-7, M ₆	7.1	Reg-7, O ₆	7.5
Reg-8, l ₇	6.1	Reg-8, M ₇	6.3	Reg-8, O ₇	6.8
Reg-9, l ₈	5.5	Reg-9, M ₈	5.7	Reg-9, O ₈	6.3

Reg-1	5.2	Reg-1	5.4	Reg-1	6.0
0, I ₉		0, M ₉		0, O ₉	

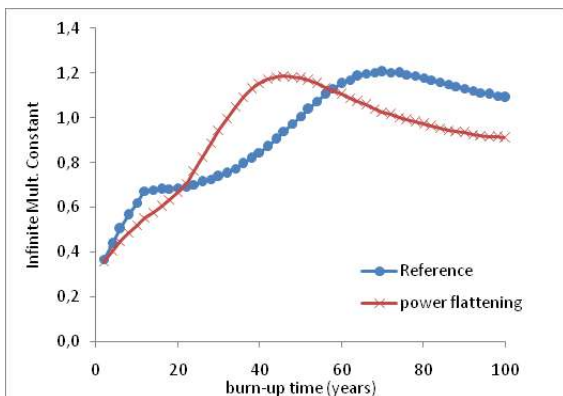


Figure 3. Infinite multiplication factor change during burn-up

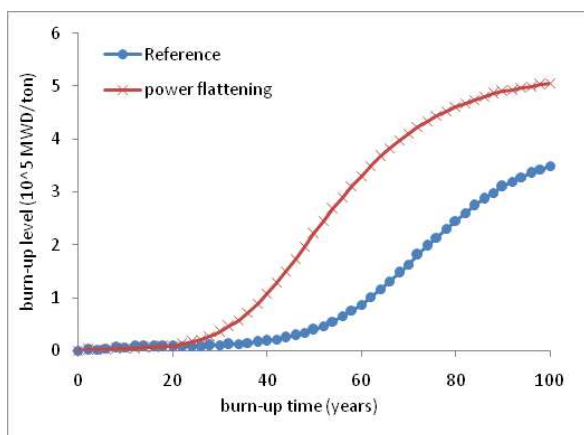


Figure 4. Burn-up level change during burn-up history

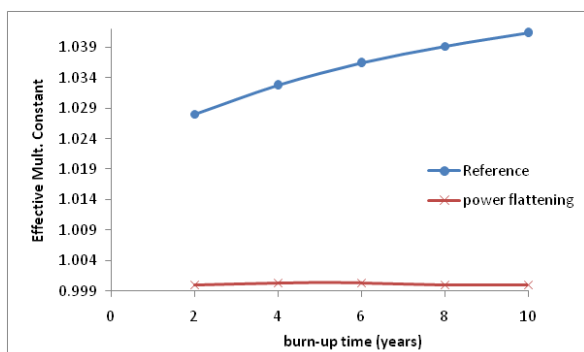


Figure 5. Effective multiplication factor change during burn-up time in sub-cycle

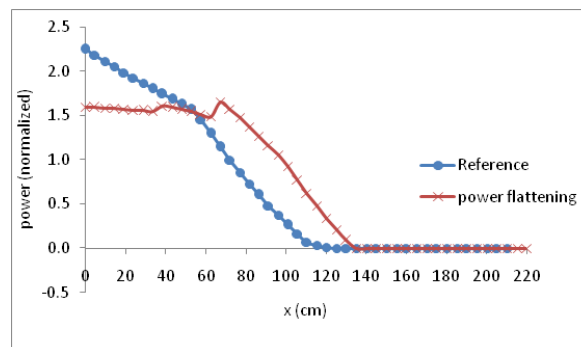


Figure 6. Normalized radial power distribution for the Reference and Power Flattening core

Fig. 3 shows infinite multiplication factor change during burn-up history. This condition is related to burn-up level. In order to flatten the power shape, it is necessary that the infinite multiplication factor should decrease in the inner core of higher power density and increase in the outer core of lower power density. Namely, the number of neutron should be balanced between the inner and outer core zones. The average discharge burn-up of power flattening core was increased from the reference core.

Fig. 4 shows burn-up level history. Accordance with the distribution of fuel, the burning speed in the inner core zone is higher than in the outer core zone. This condition would make the radial power more flat. Two dimensional full core calculation by using 8 group cross-sections provided the effective multiplication factor and power distribution.

Fig. 5 shows effective multiplication in one sub cycle. It shows that Reference core and power flattening core can operate 10 years without refueling because k_{eff} value always above 1.0.

Fig. 6 shows effective multiplication in one sub cycle. It shows that Reference core and power flattening core can operate 10 years without refueling because k_{eff} value always above 1.0.

IV. CONCLUSION

First and Second Author (if more than two, it should be written "et al")

The possibility of power flattening of the

Long Life Small GCFR with different fuel fraction has been investigated. This reactor can results power thermal 600 MWth. After reactor start up the operation, furthermore reactor only needs Natural Uranium-Thorium-blend supply for continue operation along 100 years. Three zone of core with different fuel fraction (55%, 57.5% and 65%) was employed in the initial cycle. Optimization through different fuel distribution results the peak-to-average radial power density ratio, Γ is reduced from about 1.87 to 1.24, which means quite effective power flattening.

ACKNOWLEDGMENT

The research/publication of yhis article was funded by DIPA of Public Service Agency of Universitas Sriwijaya 2021. SP DIPA-023.17.2.677515/2021, on November 23, 2020. In accordance with the Rector's Decree Number : 0010/UN9/SK.LP2M.PT /2021, On April 28, 2021.

REFERENCES

- [1] Ariani, M., et al, 2012, Design of Small Gas Cooled Fast Reactor with Two Region of Natural Uranium Fuel Fraction Optimization of Small Long Life Gas Cooled Fast Reactors With Natural Uranium as Fuel Cycle Input, Applied Mechanics and Materials, American Institute of Physics Conf. Proceeding Vol. 1454
- [2] Ariani, M., et al, 2013, Optimization of Small Long Life Gas Cooled Fast Reactors With Natural Uranium as Fuel Cycle Input, Applied Mechanics and Materials, Vol. 260-261, 307-311
- [3] Nagata, A., Takaki, N., Sekimoto, H., 2009, A feasible Core Design of Lead Bismuth Eutectic Cooled CANDLE Fast Reactor, Annals of Nuclear Energy 36, 562-566
- [4] 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, 182-188
- [5] Okawa, T.,and 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, 886-890
- [6] Okumura, K., et. al., SRAC2006: A Comprehensive Neutronic Calculation Code System, JAEA-Data/Code 2007-004
- [7] Rida, S. and Z. Su'ud, A Design Study of Pb-Bi-cooled Fast Reactors with Natural Uranium as the Fuel Cycle Input, Int. Journal of Energy Science and Technology (Vol. 4 no. 3 (2009), 217-222
- [8] Sekimoto, H., Ryu, K., Yoshimura, Y., CANDLE: the New Burnup Strategy, Nuclear Science Engineering, 139 (2001), 306-311
- [9] Sekimoto, H., Yan, M.Y., Design Research of Small Long Life CANDLE Fast Reactor, Annals of Nuclear Energy 35 (2007), pp 18-36.
- [10] Su'ud, Z., and Sekimoto, H., Design Study of Long-life Pb-Bi Cooled Fast Reactor with Natural Uranium as Fuel Cycle Input using Modified CANDLE Burn-up Scheme, IJNEST Vol 5, No.4 (2010), p.347-368.
- [11] Su'ud, Z., and Sekimoto, H., The prospect of gas cooled fast reactors for long life reactors with natural uranium as fuel cycle input, Annals of Nuclear Energy Vol. 54 (2013), pp.58-66.
- [12] Ubeyli, M., Power Flattening in ARIES-RS Fusion Breeder Reactor Using Mixed Fuels, Journal of Fusion Energy, Vol 23, No. 4 (2004).

Click or tap here to enter text.

单击此处输入文字。

**DESAIN DAN ANALISIS NEUTRONIK TERAS GAS COOLED FAST REACTOR
BERUKURAN KECIL DAN BERUMUR PANJANG
DENGAN BAHAN BAKAR BERBASIS THORIUM**

PROPOSAL

Sebagai salah satu syarat untuk memperoleh gelar
Sarjana Sains Studi Bidang Fisika



oleh:

ANAS FATUR RAHMAN

08021181823085

**JURUSAN FISIKA
FAKULTAS MATEMATIKA DAN ILMU PENGETAHUAN ALAM
UNIVERSITAS SRIWIJAYA
2021**

LEMBAR PENGESAHAN

DESAIN DAN ANALISIS NEUTRONIK TERAS *GAS COOLED FAST REACTOR* BERUKURAN KECIL DAN BERUMUR PANJANG DENGAN BAHAN BAKAR BERBASIS THORIUM

Proposal Tugas Akhir

Dibuat Sebagai Salah Satu Syarat Tugas Akhir

Oleh:

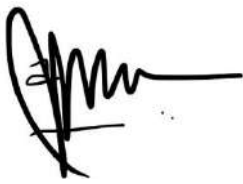
ANAS FATUR RAHMAN

08021181823085

Indralaya, November 2021

Menyetujui,

Pembimbing



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

NIP. 197211252000122001

Mengetahui,

Ketua Jurusan Fisika
FMIPA Universitas Sriwijaya

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

NIP.197009101994121001

**ANALISIS NEUTRONIK BAHAN BAKAR BERBASIS THORIUM PADA GFR
(GAS-COOLED FAST REACTOR) MENGGUNAKAN SRAC**

PROPOSAL TUGAS AKHIR

Dibuat sebagai salah satu syarat tugas akhir



Oleh:

MUHAMMAD ALDI KURNIAWAN

08021281823087

**JURUSAN FISIKA
FAKULTAS MATEMATIKA DAN ILMU PENGETAHUAN ALAM
UNIVERSITAS SRIWAJAYA
2021**

LEMBAR PENGESAHAN

ANALISIS NUTRONIK BAHAN BAKAR BERBASIS THORIUM PADA GFR(GASCOOLED FAST REACTOR) MENGGUNAKAN SRAC

Proposal Tugas Akhir

Dibuat Sebagai Salah Satu Syarat Tugas Akhir

Oleh:

MUHAMMAD ALDI

KURNIAWAN

NIM.08021281823087

Indralaya, November 2021

Menyetujui,

Pembimbing



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

Mengetahui,

Ketua Jurusan Fisika
FMIPA Universitas Sriwijaya

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

PROPOSAL THESIS

OPTIMASI DESAIN NEUTRONIK REAKTOR CEPAT BERPENDINGIN GAS (GFR) 700 MWth BERBASIS BAHAN BAKAR THORIUM MIX OXYDE (Th, Pu)O₂

**Sebagai Salah Satu Syarat untuk Memperoleh Gelar Magister (M.Si)
Program Studi S2 Fisika Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam
Universitas Sriwijaya**



Oleh :

DAMRI

NIM. 08072681923001

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

2021

LEMBAR PENGESAHAN

OPTIMASI DESAIN NEUTRONIK REAKTOR CEPAT BERPENDINGIN GAS (GFR) 700 MWth BERBASIS BAHAN BAKAR THORIUM MIX OXYDE (Th, Pu)O₂

Proposal Thesis

Sebagai Salah Satu Syarat untuk Memperoleh Gelar Magister (M.Si) Program Studi S2 Fisika
Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam
Universitas Sriwijaya

Oleh:

DAMRI

NIM. 08072681923001

Palembang, November 2021

Menyetujui,

Pembimbing



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

Mengetahui,

Ketua Prodi S2 Fisika
FMIPA Universitas Sriwijaya

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

DRAFT CATATAN KULIAH

PENGANTAR FISIKA REAKTOR

Oleh: Dr. Menik Ariani

I. PENDAHULUAN

Energi merupakan sesuatu yang tidak dapat terpisahkan dari kehidupan manusia. Energi mempunyai peranan penting dalam kehidupan ekonomi, sosial dan lingkungan manusia itu sendiri. Seiring perkembangan zaman, kebutuhan energi semakin meningkat disebabkan oleh meningkatnya pemakaian manusia dalam mempermudah dan memberikan rasa nyaman dalam kehidupannya. meningkatnya kebutuhan dan pemakaian energi harus pula diiringi dengan meningkatnya sumber energi yang ada. Berdasarkan potensi energi nasional Indonesia tahun 2005 diperkirakan masih ada 9,1 miliar barel minyak bumi dan hanya akan bertahan selama 23 tahun ke depan, sedangkan untuk gas dan batubara akan habis dalam 62 dan 146 tahun ke depan (ESDM, 2007). Terbatasnya energi fosil yang merupakan energi tak terbarukan yang akan habis menuntut harus adanya sumber energi lain yang mampu mencukupi kebutuhan manusia. Energi nuklir sebagai energi yang masih dalam pengembangan dan menjadi salah satu solusi dalam krisis energi saat ini.

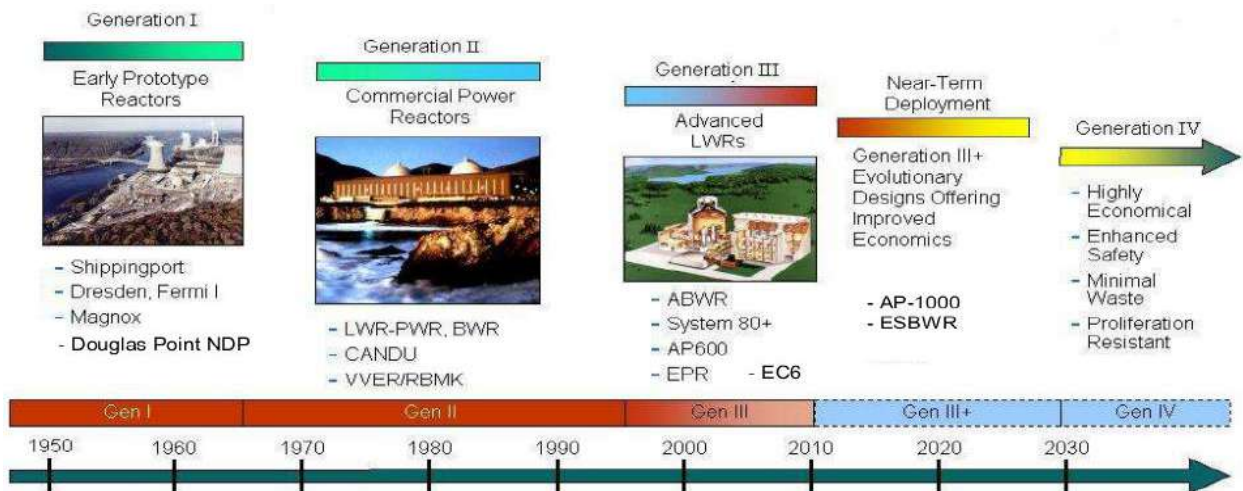
JENIS ENERGI FOSIL	SUMBER DAYA	CADANGAN	PRODUKSI	RASIO CAD/PROD (TAHUN)
Minyak	86.9 miliar barel	9.1 miliar barel*)	387 juta barel	23
Gas	384.7 TSCF	185.8 TSCF	2.95 TSCF	62
Batubara	58 miliar ton	19,3 miliar ton	132 juta ton	146

ENERGI NON FOSIL	SUMBER DAYA	SETARA	KAPASITAS TERPASANG
Tenaga Air	845.00 juta BOE	75.67 GW	4.2 GW
Panas Bumi	219 Juta BOE	27.00 GW	0.8 GW
Mini/Micro Hydro	0.45 GW	0.45 GW	0.206 GW
Biomass	49.81 GW	49.81 GW	0.3 GW
Tenaga Surya	-	4.80 kWh/m ² /hari	0.01 GW
Tenaga Angin	9.29 GW	9.29 GW	0.0006 GW
Uranium (Nuklir)	24.112 ton* e.q. 3 GW untuk 11 tahun		

Gambar 1.1 Potensi Energi Nasional (Fosil dan Nonfosil)

Energi nuklir memanfaatkan sumber panasnya dalam sebuah reaktor nuklir pada Pembangkit listrik Tenaga Nuklir (PLTN). Penggunaan energi nuklir pada PLTN dapat menghasilkan listrik dengan daya yang sangat besar. Besarnya energi yang dihasilkan dan pemanfaatan energi nuklir dalam sebuah PLTN harus diiringi dengan tingkat keamanan dan ketahanannya dalam mengantisipasi terjadinya kecelakaan dalam PLTN tersebut. Untuk meminimalisir kelemahan dalam penggunaan energi nuklir pada PLTN maka perbaikan dibidang energi nuklir dalam desain reaktor pun dilakukan sehingga terdapat 6 tipe reaktor dalam prototype generasi IV (Gambar 1.2). Dalam pengembangannya, Jenis reaktor generasi IV memiliki keunggulan yang lebih dari generasi sebelumnya baik dari aspek sistem keamanan, ketahanan reaktor, limbah serta dari segi ekonomi. Tetapi reaktor generasi IV ini masih dalam pengembangan prototipenya saja dan pembangunannya akan dimulai pada tahun 2025. Berikut jenis-jenis reaktor generasi IV yang akan mulai dioperasikan.

1. Very High Temperature Reactor (VHTR)
2. Super Critical Water-cooled Reactor (SCWR)
3. Molten Salt Reactor (MSR)
4. Gas-cooled Fast Reactor (GFR)
5. Sodium-cooled Fast Reactor (SFR)
6. Lead-cooled Fast Reactor (LFR)



Gambar 1.2 Perkembangan Generasi Reaktor

Diantarakeenam jenis reaktor generasi IV tersebut, GFR memiliki ketahanan yang terbaik karena GFR mempunyai siklus bahan bakar tertutup (Anzieu, 2009). GFR ini juga hemat dalam penggunaan bahan bakar dan memiliki jumlah serta tingkat radioaktif limbah yang rendah. Selain itu, GFR juga dioperasikan pada suhu 850°C dan memiliki daya 2400 MWth (AMEC, 2013). Spesifikasi utama dari desain GFR yaitu penggunaan gas sebagai pendingin dalam mencapai suhu tinggi, ekonomis melalui kesederhanaan, kekompakan dan efisiensi, serta memiliki demonstrasi keselamatan yang kokoh (Azieu, 2009).

Keunggulan pada desain reaktor ini dapat lebih maksimal jika diiringi dengan penggunaan bahan bakar yang baik. Bahan bakar yang digunakan dalam reaktor untuk melakukan reaksi fisinya disebut bahan fisi. Bahan bakar fisi pada reaktor yang sampai saat ini dikenal dan digunakan secara luas adalah Uranium dan Thorium.



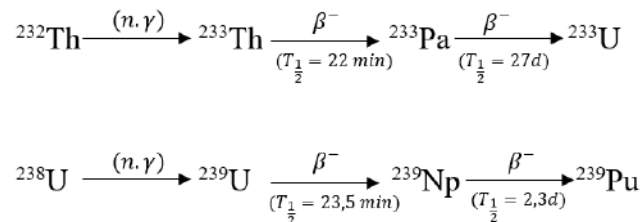
Gambar 1.3 Sumber Daya Radioaktif Indonesia 2004

Menurut *International Atomic Energy Agency (IAEA)* memperkirakan bahwa potensi sumber daya thorium adalah antara tiga dan empat kali lebih banyak daripada potensi sumber daya uranium dan juga jauh lebih efisien dalam siklus bahan bakar - antara 100 dan 300 kali lebih

efisien daripada reaktor standar *light-water*. Selain itu, sebagian besar uranium (sekitar 99,3 persen) yang ditambang dari tanah tidak cocok untuk reaktor nuklir, sehingga harus diproses di dalam alat sentrifugasi untuk mengekstraksi fissile uranium-235 sedangkan pada thorium dapat digunakan langsung setelah diekstraksi dari tanah, artinya per ton galian tambang, dapat menghasilkan sekitar 40 kali lebih banyak energi dibandingkan dengan uranium. Selain itu, penggunaan uranium sebagai bahan bakar reaktor akan menghasilkan produk fisi berupa plutonium dan aktinida minor. Plutonium tersebut akan sangat berbahaya jika disalahgunakan karena dapat dijadikan bahan pembuat bom sebagai senjata pemusnah sedangkan aktinida minor yang dihasilkan dalam hasil fisi uranium memiliki waktu paruh yang panjang dan dapat mempersulit dalam proses penanggulangan limbah radioaktif tersebut. Selain itu pada hasil fisi dari bahan bakar thorium tidak menghasilkan plutonium dan aktinida minor yang dihasilkan sedikit dan memiliki waktu paruh yang kecil sehingga dapat membantu meminimalisir limbah hasil fisi. Oleh karena itu, berdasarkan sumber daya, keamanan dan limbahnya tersebut, thorium dapat dinyatakan lebih unggul dibandingkan dengan uranium. Pembangunan reaktor akan lebih ekonomis jika dapat menggunakan bahan bakar yang berasal sumber daya alam Indonesia. Berdasarkan peta sumber daya radioaktif Indonesia (Gambar 1.3) di Indonesia terdapat potensi bahan bakar nuklir yaitu uranium dan thorium dimana sumber daya uranium dapat ditemukan di Kalimantan Barat sedangkan sumber daya thorium ditemukan di sebagian besar daerah Bangka Belitung.

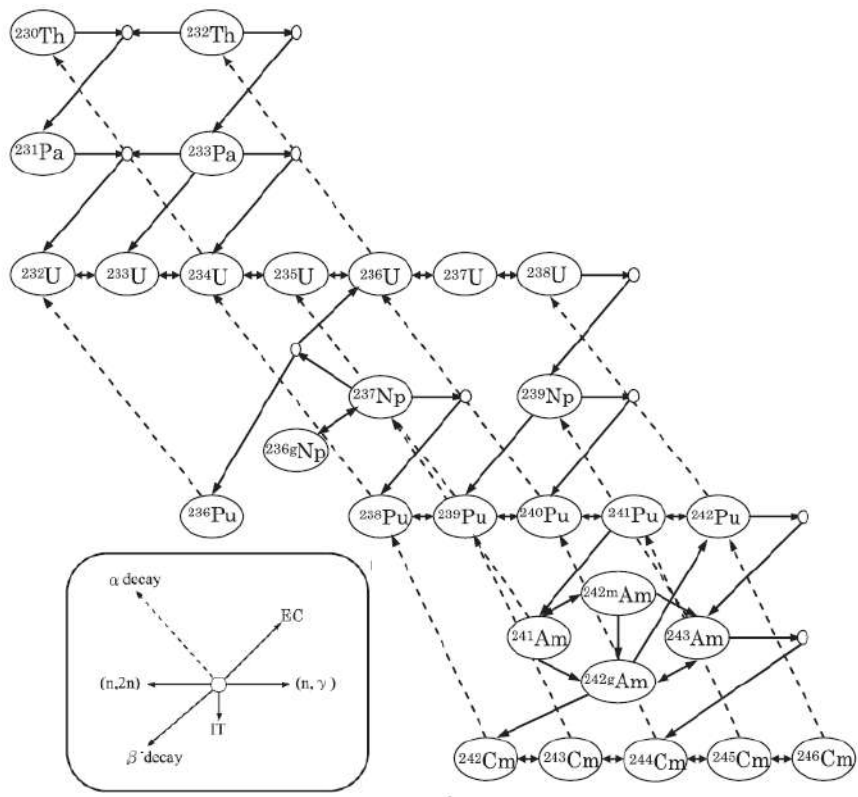
Thorium adalah bahan logam yang terdapat di alam dan termasuk golongan logam transisi, dengan struktur Kristal FCC. Bentuk Thorium mempunyai ukuran butiran yang besar dan dalam jumlah kecil thorium dapat ditemukan dalam sebagian besar bebatuan dan tanah. Thorium pada umumnya berada dalam mineral tertentu. Thorium merupakan unsur yang mempunyai sifat reaktif dan dapat bereaksi dengan oksigen, hydrogen, halogen, dan sulfur. Thorium bereaksi secara lambat dengan airdan tidak mudah larut dalam hampir semua asam. Terdapat 25 isotop thorium antara 212 hingga 236. Diantara isotop-isotop tersebut, yang paling stabil adalah thorium-232 yang merupakan sebuah isotop pengemisi alpha dan memiliki waktu paruh yang sangat panjang yaitu $1,41 \times 10^{10}$ tahun.

Thorium seperti halnya Uranium dapat digunakan sebagai bahan bakar nuklir meskipun tidak bersifat fisil. Thorium-232 termasuk bahan fertile (tidak mengalami reaksi fisi melainkan reaksi penangkapan) namun thorium bersifat *fissionable* atau dapat menjadi material fisil jika menyerap neutron. Pemanfaatan thorium sebagai bahan bakar alternatif memiliki beberapa keuntungan, yaitu ketersediaan Thorium 3-4 kali lebih banyak dari ketersediaan Uranium, ^{232}Th memiliki penampang lintang serapan neutron thermal yang lebih besar dibandingkan ^{238}U . Secara neutronik, hal ini menjadi keuntungan bagi bahan bakar berbasis Thorium karena akan memperbesar kemungkinan konversi bahan fertil menjadi bahan fisil. Selain itu, ^{232}Th memiliki nomor atom yang rendah, sehingga secara umum produksi nuklida transuranik dan aktinida minor akan lebih rendah dibandingkan siklus uranium. Nuklida yang berkontribusi terhadap radiotoksitas sampah nuklir dalam jangka lama umumnya adalah nuklida transuranik dan aktinida minor. ^{232}Th menghasilkan material fisil ^{233}U analogi dengan material fertile ^{238}U yang menghasilkan material fisil ^{239}Pu . Material ini menangkap neutron yang diikuti dengan peluruhan radioaktif β^- .



Gambar 1.4. Reaksi penangkapan neutron material fertile Thorium dan Uranium

Dalam bahan bakar Thorium, semua fisi berasal dari komponen penggeraknya misalnya Uranium-233. Fisi dari Uranium-233 ini menghasilkan jumlah energi yang sama dengan Uranium-235 yaitu sebesar 200 MeV (World Nuclear, 2012). Reaksi fisi berantai dari ^{232}Th hingga menghasilkan ^{233}U dan hasil fisil yang lain dapat dilihat pada gambar rantai berikut:

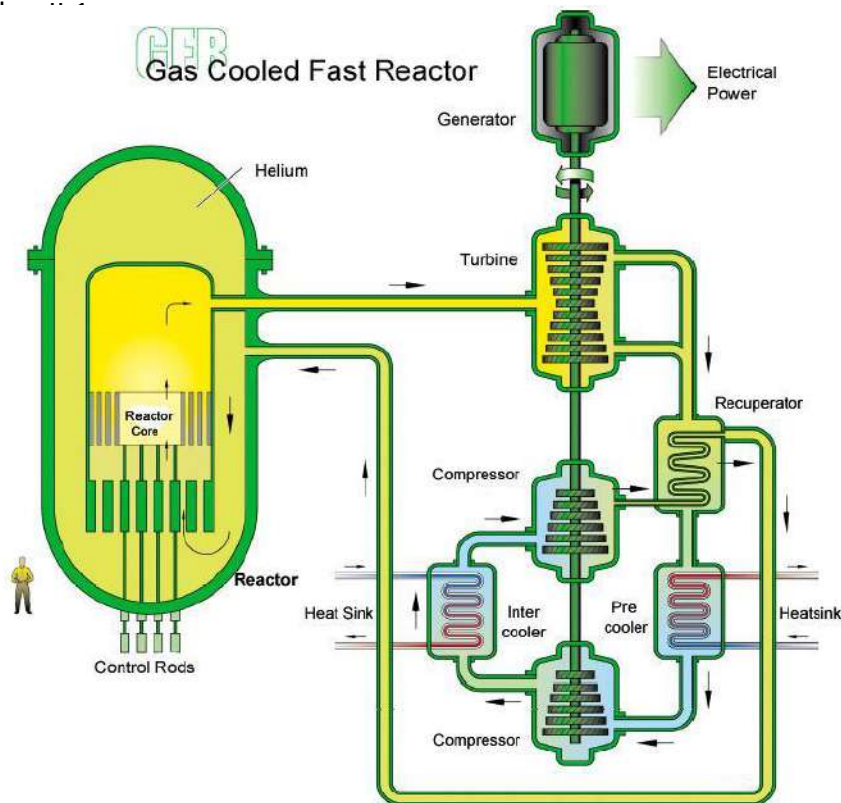


Gambar 1.5. Rantai Reaksi Nuklida Thorium (Liem, 2016)

II. REAKTOR PEMBANGKIT DAYA

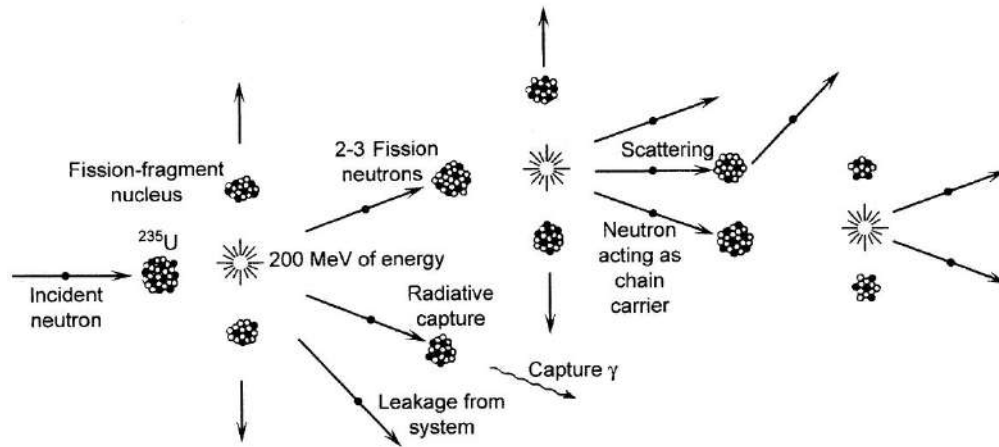
Konsep Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir

Prinsip kerja pembangkit listrik tenaga nuklir mirip dengan pembangkit listrik konvensional. Perbedaan utamanya terletak pada sumber energi dan jenis bahan bakar. Sumber energi pada pembangkit listrik konvensional berasal dari proses pembakaran secara kimia bahan bakar fosil, sedangkan sumber energi reaktor nuklir berasal dari reaksi fisi nuklir pada material-material fisil. Energi dalam bentuk panas inilah yang menggerakkan sistem generator sebagai pembangkit tenaga listrik. Energi ini dihasilkan dari reaksi fisi yang terjadi di dalam teras reaktor. Skema PLTN dengan teras reaktor jenis *Gas cooled Fast Reactor* disajikan pada Gambar II.1.



Gambar II.1. Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir jenis Gas Cooled Fast Reactor (<http://www.gen-4.org/Technology/systems/gfr.htm>)

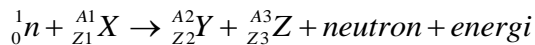
Reaksi fisi adalah pembelahan inti atom berat menjadi inti-inti atom yang lebih ringan akibat tumbukan dengan neutron, yang menghasilkan energi dalam 200 MeV yang setara dengan 3.204×10^{-11} Joule (Gambar II.2).



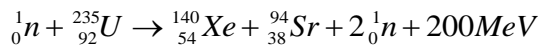
Gambar II.2. Skema reaksi fisi berantai (Stacey, 2007)

Untuk mengontrol reaksi berantai dan pelepasan energi, diperlukan mekanisme pengendali seperti batang kendali yang terbuat dari bahan penyerap neutron. Mekanisme inilah yang mempertahankan kestabilan reaksi berantai dan daya keluaran.

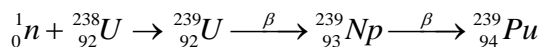
Persamaan umum reaksi fisi yaitu:



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

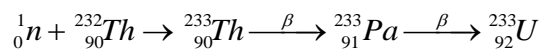


Uranium-235 merupakan satu-satunya bahan fisil yang terdapat secara alami. Kandungan U-235 dalam Uranium alam hanya 0.7%, sedangkan sisanya adalah Uranium-238 sekitar 99.3%. Dengan reaksi penangkapan neutron, Uranium-238 akan menjadi radioaktif kemudian meluruh menjadi Plutonium-239 dengan reaksi sebagai berikut:



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

Selain Uranium-238, bahan fertil yang terdapat secara alami juga adalah Thorium-232. Jika mengalami reaksi penangkapan neutron maka Th-232 dapat menghasilkan bahan fisil Uranium-233 dengan reaksi sebagai berikut:



Reaksi ini menunjukkan bahwa Thorium-232 dapat menjadi bahan bakar alternatif untuk reaktor mengingat kandungan Thorium alam di permukaan bumi mencapai 4 kali lipat dibandingkan Uranium alam.

Reaktor Cepat Berpendingin Gas

Reaktor nuklir adalah tempat terjadinya reaksi pembelahan inti (nuklir) atau dikenal dengan reaksi fisi berantai yang terkendali. Beberapa teknologi reaktor telah dikembangkan di dunia. Berdasarkan besar energi yang digunakan untuk mempertahankan reaksi fisi reaktor dapat dibagi menjadi dua jenis yaitu (Stacey, 2001):

1. Reaktor termal/lambat: reaksi fisi didominasi oleh neutron termal. Reaktor ini dikarakterisasi oleh adanya moderator yang digunakan untuk menurunkan kecepatan neutron dan menurunkan energi kinetiknya. Reaktor daya menggunakan reaktor jenis ini, seperti PWR (*Pressurised Water Reactor*) dan BWR (*Boiling Water Reactor*).
2. Reaktor cepat: reaksi fisi yang didominasi oleh neutron cepat, ditandai dengan pengurangan bahan moderator. Reaktor ini memerlukan bahan bakar yang diperkaya dengan sangat tinggi.

Beberapa kriteria reaktor cepat secara umum yaitu:

1. Reaktor cepat dapat 'membakar' dan 'membiakkan' Plutonium. Plutonium dipakai sebagai bahan bakar karena proses fisinya cukup untuk membuat neutron cepat terus beroperasi. Populasi neutron tidak hanya dipakai untuk mempertahankan reaksi berantai tapi juga mampu mengubah U-238 yang *fertile* menjadi Plutonium yang *fissile*.
2. Reaktor cepat mempunyai *power density* yang tinggi dan
3. Reaktor cepat juga memiliki koefisien negatif temperatur rendah (reaksi melambat jika temperatur meningkat dengan tiba-tiba).
4. Material pendingin biasanya menggunakan logam cair seperti sodium, timbal, atau timbal-bismuth dengan konduktivitas dan titik didih yang tinggi dan tidak ada pengaruh moderator. Sifat Helium sebagai gas inert (lembam) juga direkomendasikan sebagai pendingin.

Gas-cooled Fast Reactor (GFR) adalah salah satu reaktor cepat Generasi IV yang sedang dalam tahap pengembangan. Penelitian reaktor-reaktor jenis ini secara resmi dimulai oleh *The Generation IV International Forum* (GIF). Reaktor daya generasi ke IV harus memiliki kriteria:

1. Kemampuan keselamatan inheren (aspek keselamatann yang tidak terganggu dengan kemungkinan kerusakan sistem kontrol, human error ataupun sabotase).
2. Mampu mengatasi persoalan limbah nuklir yang dihasilkan, misalnya dengan cara membakarnya kembali dan menjadikannya sebagai pendukung bahan bakar utama.
3. Ekonomis, yaitu biaya produksi yang lebih rendah dari pembangkit listrik tenaga nuklir generasi sebelumnya.
4. Memiliki manfaat lain seperti produksi hidrogen dan air bersih
5. Karakteristik non proliferasi, yaitu desain yang sulit disalahgunakan untuk kepentingan militer seperti pembuatan senjata nuklir

GFR umumnya menggunakan pendingin Helium, mempunyai spektrum cepat dan menggunakan perputaran bahan bakar tertutup. 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. Namun berbeda dengan reaktor termal, GFR tidak memerlukan moderator.

Reaktor cepat beroperasi pada energi tinggi sehingga memerlukan pendingin yang dapat menyerap panas dengan baik serta memiliki batas ketahanan pada temperatur yang sangat tinggi GFR menggunakan turbin *direct-cycle* Helium untuk listrik serta dapat menggunakan proses panas lain untuk memproduksi hidrogen dengan proses termokimia.

Melalui kombinasi dari spektrum neutron cepat dan aktinida *full recycle*, GFR mampu meminimisasi produksi limbah isotop radioaktif jangka panjang. Spektrum cepat GFR juga memungkinkan untuk memanfaatkan material fisil yang tersedia serta material fertil (termasuk Uranium yang habis dari *enrichment plant*).

GFR beroperasi dalam putaran bahan bakar tertutup dengan interval pengisian bahan bakar yang lama (10 sampai 20 tahun). GFR berdaya kecil (300 s.d 600 MWth) yang mampu beroperasi dalam jangka panjang sesuai untuk produksi listrik jaringan kecil di negara berkembang, yang tidak mau menyebarkan infrastruktur *reprocessing* bahan bakarnya. Keuntungan lain dari konsep ini adalah bahan bakar nuklir dapat dipersiapkan sendiri tanpa memerlukan proses pengayaan Uranium yang dapat mengundang kontroversi internasional.

III. ANALISIS NEUTRONIK

Analisis neutronik dalam desain reaktor bertujuan mendeskripsikan karakteristik dan distribusi neutron di dalam teras. Untuk menentukan distribusi neutron di dalam teras reaktor diperlukan penelusuran perilaku transport neutron yang mencakup aliran gerak neutron, interaksi dalam proses hamburan dengan inti atom dan proses serapan atau bocoran di dalam teras reaktor.

Persamaan Transport Neutron

Teori Transport Neutron membahas deskripsi fisis yang bersifat analitis dan kuantitatif mengenai keadaan neutron di dalam teras reaktor. Persamaan transport neutron didefinisikan sebagai:

$$\begin{aligned} & \frac{1}{v} \frac{\partial \phi}{\partial t} + \hat{\Omega} \cdot \nabla \phi + \sum_r (\bar{r}, E) \phi(\bar{r}, E, \hat{\Omega}, t) \\ & = \int_{4\pi} d\hat{\Omega}' \int_0^\infty dE' \sum_s (E' \rightarrow E, \hat{\Omega}' \rightarrow \hat{\Omega}) \phi(\bar{r}, E', \hat{\Omega}', t) + s(\bar{r}, E, \hat{\Omega}, t) \end{aligned} \quad (III.1)$$

Salah satu alternatif untuk menyelesaikan persamaan transport neutron yaitu metode probabilitas tumbukan yang didasarkan pada teori transport integral. Dengan mendefinisikan

$\nabla = \frac{d}{dR}$ fluks angular neutron pada posisi \bar{r} arah sudut ruang $\hat{\Omega}$ dan energi E memenuhi

bentuk persamaan transport integral (Okumura, 2007)

$$\begin{aligned} \phi(\bar{r}, \hat{\Omega}, E) &= \int_0^\infty dR \exp(-\overline{\Sigma} R) \\ & \left[\int_0^\infty dE' \int_{4\pi} d\hat{\Omega}' \sum_s (\bar{r}, \hat{\Omega}' \rightarrow \hat{\Omega}, E' \rightarrow E) \phi(\bar{r}', \hat{\Omega}', E') + S(\bar{r}', \hat{\Omega}, E) \right] \end{aligned} \quad (III.2)$$

dengan R adalah jarak titik \bar{r} dan \bar{r}' , $\hat{\Omega} = (\bar{r} - \bar{r}') / R$ merupakan vektor sudut ruang,

$\overline{\Sigma} R = \int_0^\infty \sum (s, E) ds$ adalah panjang lintasan optik antara titik \bar{r} dan \bar{r}' ,

$\sum_s (\vec{r}, \hat{\Omega}' \rightarrow \hat{\Omega}, E' \rightarrow E)$ adalah penampang lintang hamburan pada titik \vec{r}' dari arah $\hat{\Omega}'$ pada energi E' menuju arah $\hat{\Omega}$ dengan energi E . $S(\vec{r}', \hat{\Omega}, E)$ adalah sumber neutron pada titik \vec{r}' pada arah $\hat{\Omega}$ pada energi E . Sumber fisi neutron pada persamaan (III.???) secara eksplisit sudah termasuk di dalam bagian sumber. Jika hamburan dan sumber neutron dianggap isotropik maka berlaku

$$\sum_s (\vec{r}, \hat{\Omega}' \rightarrow \hat{\Omega}, E' \rightarrow E) = \frac{1}{4\pi} \sum_s (\vec{r}, E' \rightarrow E) \quad (III.3)$$

dan

$$S(\vec{r}, \hat{\Omega}, E) = \frac{1}{4\pi} S(\vec{r}', E) \quad (III.4)$$

Jika persamaan (III.2) diintegrasikan ke seluruh sudut ruang $\hat{\Omega}$ maka diperoleh

$$\phi(\vec{r}, E) = \int_{4\pi} d\hat{\Omega} \frac{1}{4\pi} \int_0^\infty dR \exp(-\sum R) \left[\int_0^\infty dE' \sum_s (\vec{r}, E' \rightarrow E) \phi(\vec{r}', E') + S(\vec{r}', E) \right] \quad (III.5)$$

yang dapat ditulis kembali dengan menggunakan kaitan $d\vec{r}' = R^2 dR d\hat{\Omega}$ menjadi

$$\sum (\vec{r}, E) \phi(\vec{r}, E) = \int_{4\pi} d\vec{r}' P(\vec{r}' \rightarrow \vec{r}, E) \left[\int_0^\infty dE' \sum_s (\vec{r}, E' \rightarrow E) \phi(\vec{r}', E') + S(\vec{r}', E) \right] \quad (III.6)$$

dengan probabilitas $P(\vec{r}' \rightarrow \vec{r}, E) = \frac{\sum \vec{r}}{4\pi R^2} \exp \left[\int_0^R \sum_s(s) ds \right] \quad (III.7)$

Sel bahan bakar dibagi pada beberapa region yang masing-masing diasumsikan homogen. Jika persamaan (III.6) diintegrasikan ke seluruh volume V_j maka diperoleh

$$\sum_j (E) \int_{V_j} \phi(\vec{r}, E) dr = \sum_j \int_{V_j} dr_j \int_{V_i} dr_i' \left[\int_0^\infty dE' \sum_s (E' \rightarrow E) \phi(\vec{r}', E') + S(\vec{r}', E) \right] \quad (III.8)$$

karena fluks neutron $\phi(\vec{r}, E)$ di setiap region dianggap tetap maka persamaan (III.8) menjadi

$$\sum_j (E)V_j \phi_j(E) = \sum_i \int_{V_j} P_{ij}(E)V_i \left[\int_0^\infty dE' \sum_{s_i} (E' \rightarrow E) \phi_i(E') + S_i(E) \right] \quad (\text{III.9})$$

dengan probabilitas tumbukan

$$P_{ij}(E) = \frac{\sum_j (E)}{4\pi V_i} \int_{V_j} dr_j \int_{V_i} dr'_i \frac{\exp(-\sum R)}{R^2} \quad (\text{III.10})$$

Jika rentang energi dibagi menjadi beberapa grup maka fluks rata-rata di dalam interval energi ΔE_g dinyatakan sebagai ϕ_{ig} sehingga persamaan (III.9) menjadi (Okumura, 2007)

$$\Delta E_g \sum_{jg} V_{jg} \phi_{jg} = \sum_i P_{ijg} V_{ig} \left[\sum_{g'} \Delta E_{g'} \sum_{s_{ig' \rightarrow g}} \phi_{ig'} + \Delta E_{g'} S_{ig} \right] \quad (\text{III.11})$$

dengan ΔE_g dan $\Delta E_{g'}$ adalah lebar energi pada grup g dan g' dan $\sum_{s_{ig' \rightarrow g}}$ adalah penampang lintang hamburan di region I dari grup g' ke g .

Persamaan (III.11) dapat dinyatakan ke dalam bentuk nilai eigen (ShafIII dkk, 2007) yaitu :

$$\sum_{jg} V_{jg} \phi_{jg} = \frac{1}{k_{eff}} \sum_i V_i P_{ijg} S_{ig} \quad (\text{III.12})$$

Persamaan Difusi Multigrup

Fluks angular neutron dapat direpresentasikan dengan cukup baik dan *valid* oleh aproksimasi suku linearnya saja. Aproksimasi difusi menggunakan asumsi-asumsi berikut:

- seluruh neutron memiliki kecepatan (energi) yang sama,
- tidak ada penyerap neutron yang sangat kuat.

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

neutron dapat berasal dari hasil reaksi fisi, dari hamburan atau dari suatu sumber neutron luar. Serapan neutron terjadi akibat reaksi absorpsi neutron oleh inti-inti atom medium. Sedangkan bocoran neutron terjadi akibat hamburan yang keluar menuju elemen ruang lain atau keluar dari batas luar medium.

Persamaan difusi multigrup dapat ditulis sbb:

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

Ada dua faktor yang menambah jumlah neutron dalam suatu grup, yaitu:

1. Neutron yang muncul dalam grup g dari sumber neutron yaitu reaksi fisi
2. neutron (sembarang energi) yang mengalami reaksi hamburan (scattering) sehingga energinya berubah dan masuk dalam interval energi grup g .

Faktor yang mengurangi jumlah neutron dalam suatu grup yaitu:

1. Kebocoran yaitu neutron yang keluar dari teras reaktor
2. Absorpsi yaitu neutron diserap oleh material di dalam teras reaktor
3. neutron dalam grup g mengalami reaksi hamburan sehingga energinya berubah dan keluar dari interval energi grup g .

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

$$\frac{1}{v_g} \frac{\partial \phi_g}{\partial t} = \nabla \cdot D_g \nabla \phi_g - \sum_{ag} \phi_g + S_g - \sum_{sg} \phi_g + \sum_{g'=1}^G \sum_{sgg'} \phi_{g'} \quad (\text{III.13})$$

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 :

$$S_g = \chi_g \sum_{g'=1}^G \nu_{g'} \sum_{jg'} \phi_{g'} + S_g^{ext} \quad (III.14)$$

Grup g diawali dari grup neutron energi tinggi sampai grup neutron energi rendah. ϕ_g adalah fluks neutron pada grup energi g' , χ_g adalah probabilitas lahirnya fisi neutron pada energi tertentu pada grup g . $\nu_{g'}$ adalah jumlah neutron rata-rata yang dihasilkan dari reaksi fisi yang disebabkan oleh sebuah neutron dalam grup energi g' dan S_g^{ext} adalah sumber luar pada grup energi g .

Komponen hamburan dalam persamaan difusi multigrup yaitu:

$$\sum_{g'}^G \sum_{sg'} \phi_g = \sum_{g'=1}^{g-1} \sum_{sg'g} \phi_{g'} + \sum_{sgg} \phi_{g'} \quad (III.15)$$

Perubahan neutron yang hilang karena absorpsi dan *scattering* digabung menjadi suku *removal*, yaitu:

$$\sum_{Rg} \phi_g = \sum_{ag} \phi_g + \sum_{sg} \phi_g \quad (III.16)$$

Dalam keadaan *steady state* kebergantungan terhadap waktu dapat diabaikan. Dengan asumsi material pada tiap region adalah homogen maka keberadaan sumber luar dapat diabaikan, sehingga persamaan difusi multigrup akan menjadi:

$$-\nabla \cdot D_g \nabla \phi_g + \sum_{Rg} \phi_g = \frac{\chi_g}{k_{eff}} \sum_{g'}^G \nu_{g'} \sum_{jg'} \phi_{g'} + \sum_{g'=1}^{g-1} \sum_{sgg'} \phi_{g'} \quad (III.17)$$

Teras reaktor yang memiliki geometri silinder dua dimensi R-Z dapat dibagi secara diskrit menjadi partisi radial Δr dan aksial Δz . Vektor posisinya dinyatakan oleh $\vec{r} = r$ dan $z \equiv i, j$.

Operator Laplacian pada geometri silinder yaitu:

$$\nabla^2 = \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} r \frac{\partial}{\partial r} + \frac{1}{r^2} \frac{\partial^2}{\partial \phi^2} + \frac{\partial^2}{\partial z^2} \quad (\text{III.18})$$

Prinsip simetri membuat persamaan III.18 dapat disederhanakan menjadi

$$\nabla^2 = \frac{\partial^2}{\partial r^2} + \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} + \frac{\partial^2}{\partial z^2} \quad (\text{III.19})$$

Substitusi persamaan (III.17) ke (III.18) menjadi:

$$\begin{aligned} -\frac{\partial^2 \phi_g(r, z)}{\partial r^2} - \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} r \frac{\partial \phi_g(r, z)}{\partial r} + \frac{\partial^2 \phi_g(r, z)}{\partial z^2} - \frac{\sum_{Rg} (r, z) \phi_g(r, z)}{D_g(r, z)} = \\ -\frac{1}{D_g(r, z)} \left[\sum_{g'=1}^G \sum_{sg'g} (\bar{r}, z) \phi_{g'}(\bar{r}, z) + \frac{\chi_g}{k_{eff}} S(r, z) \right] \end{aligned} \quad (\text{III.20})$$

dengan syarat batas:

- fluks pada permukaan teras $\phi(r_s, z) = \phi(r, z_s) = 0$
- suku sumber pada permukaan teras $S(r_s, z) = S(r, z_s) = 0$

Aproksimasi beda hingga (*finite difference*) untuk fungsi turunan pertama dan kedua yaitu (Strikwerda, 2004) dan (Xia, 2006):

$$f'(x) = \frac{d}{dx} f(x) \cong \frac{f(x+h) - f(x-h)}{2h} = \frac{f_{i+1} - f_{i-1}}{2\Delta x} \quad (\text{III.21})$$

$$f''(x) \cong \frac{d^2}{dx^2} f(x) \cong \frac{f(x+h) - 2f(x) + f(x-h)}{h^2} = \frac{f_{i+1} - 2f_i + f_{i-1}}{\Delta x^2} \quad (\text{III.22})$$

sehingga persamaan (III.19) dapat ditulis dalam bentuk diskrit yaitu:

$$\left(\frac{\sum_{Rg,i,j}}{D_{g,i,j}} + \frac{2}{\Delta r^2} + \frac{2}{\Delta z^2} \right) \phi_{g,i,j}^{n+1} = \frac{1}{D_{g,i,j}} \left[\sum_{g'=1}^G \sum_{(sg'g),i,j} \phi_{g',i,j}^n + \frac{\chi_g}{k_{eff}^n} S_{i,j}^n \right] \quad (III.23)$$

$$+ \frac{\phi_{g,i+1,j}^n + \phi_{g,i-1,j}^n}{\Delta r^2} + \frac{\phi_{g,i+1,j}^n - \phi_{g,i-1,j}^n}{i2\Delta r^2} + \frac{\phi_{g,i,j+1}^n + \phi_{g,i,j-1}^n}{\Delta z^2}$$

$$\phi_{g,i,j}^{n+1} = \frac{\left(\frac{1}{D_{g,i,j}} \left[\sum_{g'=1}^G \sum_{(sg'g),i,j} \phi_{g',i,j}^n + \frac{\chi_g}{k_{eff}^n} S_{i,j}^n \right] + \frac{\phi_{g,i+1,j}^n + \phi_{g,i-1,j}^n}{\Delta r^2} + \frac{\phi_{g,i+1,j}^n - \phi_{g,i-1,j}^n}{i2\Delta r^2} + \frac{\phi_{g,i,j+1}^n + \phi_{g,i,j-1}^n}{\Delta z^2} \right)}{\left(\frac{\sum_{Rg,i,j}}{D_{g,i,j}} + \frac{2}{\Delta r^2} + \frac{2}{\Delta z^2} \right)} \quad (III.24)$$

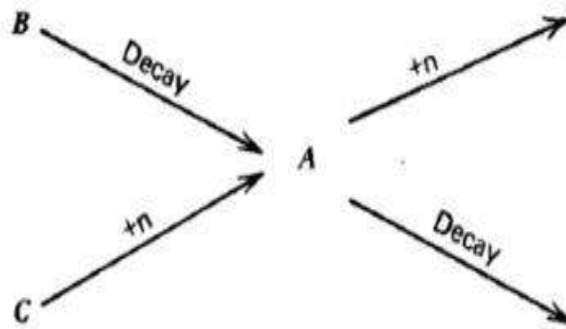
Beberapa metode iteratif seperti Iterasi Jacobi, Gauss Seidel dan SOR (*successive over relation*) dapat digunakan untuk mencapai keadaan konvergen dengan orde *error* tertentu, yaitu:

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

Deplesi (*Burn-up*) Bahan Bakar

Densitas (kerapatan) atom dalam material teras reaktor secara kontinu berubah melalui berbagai proses nuklir seperti reaksi fisi, penangkapan neutron dan hamburan radioaktif. Perubahan komposisi isotopik ini akan mempengaruhi faktor multiplikasi teras, distribusi fluks dan daya. Selain itu, beberapa produk reaksi fisi mempunyai penampang lintang absorpsi yang besar sehingga akan sangat mempengaruhi reaktivitas dan multiplikasi teras reaktor.

Perubahannya komposisi material sangat kompleks karena variasi komposisi isotopik terhadap ruang dan waktu bergantung pada distribusi fluks neutron. Namun karena perubahan ini berlangsung lambat (dalam orde jam, hari atau bulan) sehingga teras dapat terus dipertahankan dalam kondisi kritis, maka aspek neutronik hanya memerlukan perhitungan statik dari distribusi fluks.



Secara matematis laju perubahan densitas jumlah inti pada nuklida-A yaitu:

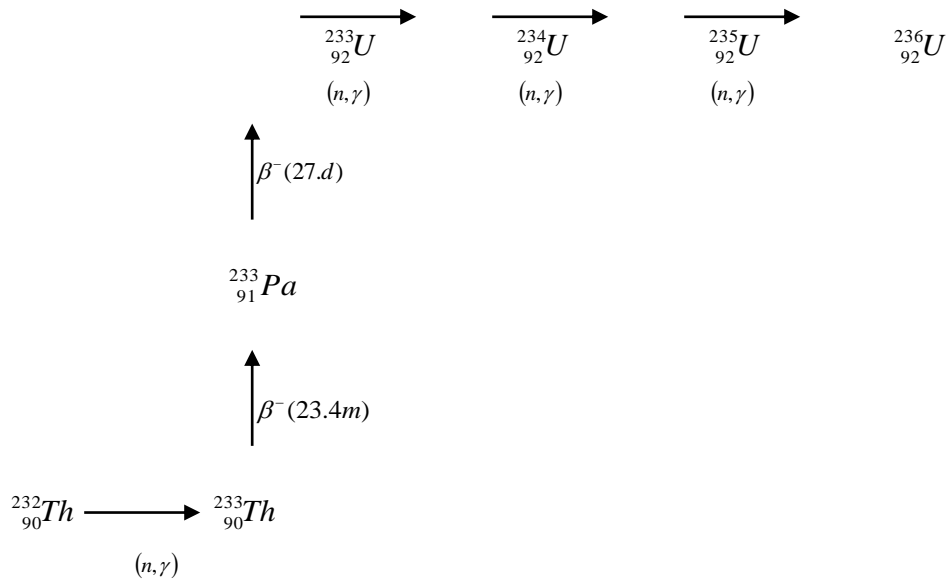
$$\frac{dN_A}{dt} = -\lambda_A N_A - \left[\sum_g \sigma_{A_g}^A \phi_g \right] N_A + \lambda_B N_B + \left[\sum_g \sigma_{\lambda_g}^C \phi_g \right] N_C \quad (III.25)$$

N_A adalah densitas untuk nuklida jenis A. Suku $\lambda_A N_A$ adalah bagian yang hilang karena peluruhan radioaktif, sedangkan $\left[\sum_g \sigma_{A_g}^A \phi_g \right] N_A$ 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.

Fluks neutron dan penampang lintang dari hasil perhitungan difusi multigrup digunakan untuk analisis *burnup*, selanjutnya perubahan komposisi nuklida hasil dari persamaan *burnup* harus dimasukkan kembali ke dalam persamaan difusi untuk menghitung kembali distribusi fluks. Perhitungan yang sama dilakukan untuk orde waktu burn-up berikutnya.

Contoh depleksi neutron yang terjadi pada Thorium alam dijelaskan sebagai berikut. Rantai burn-up pada Gambar III.??? menggambarkan konversi bahan fertil Th-232 menjadi bahan fisil U-233.



Persamaan burnup untuk rantai konversi diatas adalah :

Untuk ${}^{232}\text{Th}$,
$$\frac{dN_1}{dt} = -N_1\sigma_{a1}\phi$$

Untuk ${}^{233}\text{Th}$,
$$\frac{dN_2}{dt} = -\lambda_2 N_2 - N_2\sigma_{a2}\phi + N_1\sigma_{c1}\phi$$

Untuk ${}^{233}\text{Pa}$,
$$\frac{dN_3}{dt} = -\lambda_3 N_3 - N_3\sigma_{a3}\phi + \lambda_2 N_2$$

Untuk ${}^{233}\text{U}$,
$$\frac{dN_4}{dt} = -N_4\sigma_{a4}\phi + \lambda_3 N_3$$

Untuk ${}^{234}\text{U}$,
$$\frac{dN_5}{dt} = -N_5\sigma_{a5}\phi + N_4\sigma_{c4}\phi$$

Untuk ${}^{235}\text{U}$,
$$\frac{dN_6}{dt} = -N_6\sigma_{a6}\phi + N_5\sigma_{c5}\phi$$

Untuk ${}^{236}\text{U}$,
$$\frac{dN_7}{dt} = -N_7\sigma_{a7}\phi + N_6\sigma_{c6}\phi$$

IV. Standar Reactor Analysis code (SRAC)

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 dan Teruhiko (2007). SRAC terdiri dari lima kode 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 $1E-5 \text{ eV} < E < 3,9279 \text{ eV}$.
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.

Persiapan : instalasi Fortran-77 compiler

instal software- software berikut secara berurutan:

- (a) gcc-3.4-base 3.4.6-6ubuntu5 i386.deb
- (b) cpp-3.4 3.4.6-6ubuntu5 i386.deb
- (c) gcc-3.4 3.4.6-6ubuntu5 i386.deb
- (d) libg2c0 1%3a3.4.6-6ubuntu5 i386.deb
- (e) libg2c0-dev 1%3a3.4.6-6ubuntu5 i386.deb
- (f) g77-3.4 3.4.6-6ubuntu5 i386.deb
- (g) g77 4%3a3.4.6-31ubuntu6 i386.deb

Instalasi SRAC

Berikut ini adalah langkah-langkah nya.

1. masuk ke folder `$HOME/SRAC2K3/SRAC/` lalu eksekusi file `@PunchMe` dengan perintah
`cd SRAC2K3/SRAC`

```
./@PunchMe
```

2. anda dituntun oleh untuk melakukan instalasi SRAC
3. Jika anda melakukan instalasi dengan benar, maka pada folder \$HOME/SRAC2K3/SRAC/bin/ akan terdapat file 100.m
4. Langkah berikutnya adalah instalasi Library.

```
masuk ke folder $HOME/SRAC2K3/SRACLIB-JDL33
```

```
lalu eksekusi file @PunchMe
```

```
cd ..
```

```
cd SRACLIB-JDL33
```

```
./@PunchMe
```

5. Sama seperti sebelumnya, anda dituntun oleh untuk melakukan instalasi Library.
6. Jika proses instalasi library telah selesai, keluarlah dari folder \$HOME/SRAC2K3/SRACLIB-JDL33 dan masuk ke folder \$HOME/SRAC2K3/SRAC/smpl/shr/dengan perintah

```
cd ..
```

```
cd SRAC/smpl/shr/
```

7. coba jalankan contoh file input SRAC Test.sh dengan perintah:

```
./Test.sh
```

8. Selanjutnya buka output nya pada folder \$HOME/SRAC2K3/SRAC/smpl/outp/ dengan text editor biasa. Jika pada baris terakhir output tersebut tertulis:

```
===== END OF SRAC CALCULATION =====
```