

**ANALISIS *BURN UP* PADA *LEAD-COOLED FAST REACTOR* (LFR)
DENGAN SPESIFIKASI PENDINGIN TIMBAL-BISMUT (Pb-Bi) DAN
VARIASI BAHAN BAKAR URANIUM-PLUTONIUM NITRIDA ((U-Pu)N)
MENGUNAKAN SRAC-COREBN**

(Skripsi)

Oleh

**SAFIRA BERLIANANDA BUDI
2117041014**



**JURUSAN FISIKA
FAKULTAS MATEMATIKA DAN ILMU PENGETAHUAN ALAM
UNIVERSITAS LAMPUNG
BANDAR LAMPUNG
2026**

**ANALISIS *BURN UP* PADA *LEAD-COOLED FAST REACTOR* (LFR)
DENGAN SPESIFIKASI PENDINGIN TIMBAL-BISMUT (Pb-Bi) DAN
VARIASI BAHAN BAKAR URANIUM-PLUTONIUM NITRIDA ((U-Pu)N)
MENGUNAKAN SRAC-COREBN**

Oleh

SAFIRA BERLIANANDA BUDI

Skripsi

**Sebagai Salah Satu Syarat untuk mencapai gelar
SARJANA SAINS**

Pada

**Jurusan Fisika
Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam**



**FAKULTAS MATEMATIKA DAN ILMU PENGETAHUAN ALAM
UNIVERSITAS LAMPUNG
BANDAR LAMPUNG
2026**

ABSTRAK

ANALISIS *BURN UP* PADA *LEAD-COOLED FAST REACTOR* (LFR) DENGAN SPESIFIKASI PENDINGIN TIMBAL-BISMUT (Pb-Bi) DAN VARIASI BAHAN BAKAR URANIUM-PLUTONIUM NITRIDA ((U-Pu)N) MENGUNAKAN SRAC-COREBN

Oleh

SAFIRA BERLIANANDA BUDI

Telah dilakukan penelitian tentang analisis *burn up* pada LFR dengan spesifikasi pendingin Pb-Bi dan variasi bahan bakar (U-Pu)N menggunakan SRAC-COREBN. Penelitian ini bertujuan untuk mengetahui pengaruh variasi pengayaan uranium dan lama periode *burn up* terhadap rasio konversi, fraksi isotop bahan bakar, reaktivitas (nilai k_{eff}), dan distribusi rapat daya relatif reaktor. Dengan model geometri berbentuk silinder dengan susunan kisi (*lattice*) triangular dan sel pin bahan bakar berbentuk heksagonal, yang merepresentasikan 1/6 bagian teras reaktor. Hasil simulasi menunjukkan bahwa rasio konversi meningkat dari 0,74157 pada hari ke-335 menjadi 0,81575 pada hari ke-6465, namun tetap berada di bawah 1.00000. Selama *burn up* berlangsung, fraksi isotop fisil U^{235} , Pu^{239} , dan Pu^{241} menurun, disertai pembentukan U^{236} akibat proses penangkapan neutron. Nilai faktor multiplikasi efektif (k_{eff}) menurun dari 1,52197 pada awal operasi menjadi 1,40364 pada akhir siklus (± 18 tahun), yang mengindikasikan degradasi reaktivitas teras, dengan kondisi kritis diperkirakan tercapai pada sekitar 70 tahun operasi. Selain itu, distribusi rapat daya relatif antar zona bahan bakar menunjukkan perbedaan pada akhir siklus, namun pola distribusi secara keseluruhan tetap stabil selama periode simulasi.

Kata kunci: LFR, U–PuN, Rasio Konversi, Reaktivitas, Rapat Daya Relatif.

ABSTRACT

BURN-UP ANALYSIS OF A LEAD-COOLED FAST REACTOR (LFR) WITH LEAD-BISMUTH (Pb-Bi) COOLANT SPECIFICATION AND URANIUM-PLUTONIUM NITRIDE (U-PuN) FUEL VARIATION USING SRAC-COREBN

By

SAFIRA BERLIANANDA BUDI

A study on burn-up analysis in an LFR with Pb-Bi coolant specification and U-PuN fuel variations has been conducted using SRAC-COREBN. This study aims to investigate the effects of uranium enrichment variation and burn-up period on the conversion ratio, fuel isotope fractions, reactivity (k_{eff} value), and the relative power density distribution of the reactor. The reactor core was modeled using a cylindrical geometry with a triangular lattice arrangement and hexagonal fuel pin cells, representing one-sixth of the reactor core. The simulation results show that the conversion ratio increases from 0.74157 on day 335 to 0.81575 on day 6465, but remains below one, so the analyzed LFR operates as a converter-type reactor. During the burn-up process, the fissile isotope fractions of U^{235} , Pu^{239} , and Pu^{241} decrease, accompanied by the formation of U^{236} due to neutron capture processes. The effective multiplication factor (k_{eff}) decreases from 1.52197 at the beginning of operation to 1.40364 at the end of the cycle (± 18 years), indicating degradation of core reactivity, with critical conditions predicted to be reached at around 70 years of operation. In addition, the relative power density distribution among fuel zones shows differences at the end of the cycle, but the overall pattern remains stable throughout the simulation period.

Keywords: LFR, U-PuN, Conversion Ratio, Reactivity, Relative Power Density

HALAMAN PERSETUJUAN

Judul Skripsi

: Analisis *Burn Up* Pada *Lead Cooled Fast Reactor* (LFR) dengan spesifikasi pendingin Timbal-Bismut (Pb-Bi) dan Variasi Bahan Bakar Uranium-Plutonium Nitrida ((U-Pu)N) Menggunakan *SRAC-COREBN*

Nama Mahasiswa

: **Safira Berliananda Budi**

Nomor Pokok Mahasiswa

: 2117041014

Program Studi

: Fisika

Fakultas

: Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam

MENYETUJUI

1. Komisi Pembimbing

Pembimbing 1

Dr. Yanti Yulianti, S.Si., M.Si.

NIP. 197512192000122003

Pembimbing II

Drs. Syafriadi, M.Si.

NIP. 196108211992031002

2. Plt. Ketua Jurusan Fisika FMIPA

Dr. Junaidi, S.Si., M.Sc.

NIP. 198206182008121001

HALAMAN PENGESAHAN

I. Tim Penguji

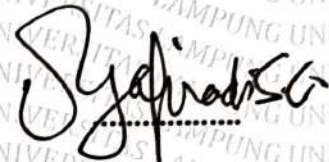
Ketua

: **Dr. Yanti Yulianti, S.Si., M.Si.**



Sekretaris

: **Drs. Syafriadi, M.Si.**



Penguji

Bukan Pembimbing

: **Dr. Gurum Ahmad Pauzi, S.Si., M.T.**



2.

Dekan Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam



: **Dr. Heri Satria, S.Si., M.Si.**

NIP 197110012005011002

Tanggal Lulus Ujian: **3 Februari 2026**

PERNYATAAN

Dengan ini saya menyatakan bahwa dalam skripsi yang berjudul **“Analisis Burn-Up pada Lead-Cooled Fast Reactor (LFR) dengan Spesifikasi Pendingin Timbal-Bismut (Pb-Bi) dan Variasi Bahan Bakar Uranium–Plutonium Nitrida ((U-Pu)N) Menggunakan SRAC-COREBN”** tidak terdapat karya yang pernah diajukan untuk memperoleh gelar kesarjanaan di suatu perguruan tinggi, dan sepanjang pengetahuan saya juga tidak terdapat karya atau pendapat yang pernah ditulis atau diterbitkan oleh orang lain, kecuali yang secara tertulis diacu dalam naskah ini dan disebutkan dalam daftar pustaka.

Apabila di kemudian hari terbukti bahwa skripsi ini merupakan hasil plagiasi, maka saya bersedia menerima sanksi sesuai dengan ketentuan dan peraturan yang berlaku.

Demikian pernyataan ini saya buat dengan sebenarnya.

Bandar Lampung, 05 Februari 2026



Safira Berliananda Budi
NPM 2117041014

RIWAYAT HIDUP



Penulis bernama lengkap Safira Berliananda Budi merupakan anak pertama dari pasangan Bapak Budiarto dan Ibu Budiatic, yang lahir pada 10 September 2004 di Loa Kulu, Kabupaten Kutai Kartanegara, Provinsi Kalimantan Timur, dan saat ini berdomisili di Penawartama, Kabupaten Tulang Bawang, Provinsi Lampung. Penulis menempuh pendidikan dasar di SD Negeri 02 Sidomulyo hingga tahun

2015, pendidikan menengah pertama di SMP Negeri 01 Penawartama hingga tahun 2018, serta pendidikan menengah atas di MAN 01 Lampung Timur hingga tahun 2021. Pada tahun yang sama, penulis diterima sebagai mahasiswa Program Studi Fisika, Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam, Universitas Lampung melalui jalur Seleksi Nasional Masuk Perguruan Tinggi Negeri (SNMPTN).

Selama menempuh pendidikan di Universitas Lampung, penulis aktif dalam organisasi kemahasiswaan, antara lain sebagai magang pengurus HIMAFI pada tahun 2021, pengurus HIMAFI pada tahun 2022, dan Sekretaris Bidang Sosial dan Masyarakat pada tahun 2023. Pada periode 2022–2024, penulis juga menjabat sebagai Koordinator Komisariat E (Lampung) IHAMAFI Wilayah I. Dalam bidang akademik, penulis meraih Juara III ON-MIPA tingkat Universitas Lampung pada tahun 2024 dan lolos sebagai peserta tingkat wilayah, serta pernah menjadi asisten mata kuliah Fisika Kuantum dan Kalkulus. Selain itu, penulis melaksanakan Praktik Kerja Lapangan (PKL) di Instalasi Pengolahan Limbah Radioaktif, DPFK BRIN, yang berlokasi di KST B.J. Habibie, Serpong, Kota Tangerang Selatan, Provinsi Banten, dengan judul **“Pemantauan Tingkat Kebisingan di Instalasi Pengolahan Limbah Radioaktif BRIN, Serpong”**, serta melaksanakan Kuliah Kerja Nyata (KKN) di Desa Kedaton Satu, Kecamatan Batanghari Nuban, Kabupaten Lampung Timur pada tahun 2024.

MOTTO

“Hai orang-orang beriman apabila dikatakan kepadamu: “Berlapang-lapanglah dalam majelis”, maka lapangkanlah niscaya Allah akan memberi kelapangan untukmu. Dan apabila dikatakan: “Berdirilah kamu”, maka berdirilah, niscaya Allah akan meninggikan orang-orang yang beriman di antaramu dan orang-orang yang diberi ilmu pengetahuan beberapa derajat. Dan Allah Maha Mengetahui apa yang kamu kerjakan.”

(QS. Surat Al-Mujadalah ayat: 11)

“With method and logic one can accomplish anything!”

— Hercule Poirot, *Poirot Investigates*.

"Ketakutan adalah pengetahuan yang tidak lengkap."

— Agatha Christie.

**“Berusahalah untuk tidak menjadi manusia yang berhasil tapi
berusahalah menjadi manusia yang berguna.”**

— Albert Einstein.

PERSEMBAHAN

Puji syukur penulis panjatkan kepada Allah Swt. yang telah memberikan kesehatan, kekuatan, dan kelancaran sehingga penelitian ini dapat diselesaikan. Karya ini penulis persembahkan

Kepada kedua orang tua tercinta

Bapak Budiarto & Ibu Budiatik

Yang senantiasa memberikan doa, dukungan, pengorbanan, serta kasih sayang yang tiada henti.

Selain itu, skripsi ini penulis persembahkan kepada almamater tercinta

Universitas Lampung

Sebagai tempat penulis menimba ilmu dan pengalaman.

Tidak lupa, karya ini juga penulis persembahkan kepada

Diri Sendiri

Yang telah berjuang, bertahan, dan tidak menyerah dalam menghadapi berbagai proses hingga skripsi ini dapat terselesaikan.

KATA PENGANTAR

Puji syukur penulis panjatkan ke hadirat Allah Swt. atas segala rahmat dan karunia-Nya sehingga penulis dapat menyelesaikan skripsi yang berjudul “**Analisis Burn-Up pada Lead-Cooled Fast Reactor (LFR) dengan Spesifikasi Pendingin Timbal-Bismut (Pb-Bi) dan Variasi Bahan Bakar Uranium–Plutonium Nitrida ((U-Pu)N) Menggunakan SRAC-COREBN**”. Skripsi ini disusun sebagai salah satu syarat untuk memperoleh gelar Sarjana Sains pada Program Studi Fisika, Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam, Universitas Lampung.

Penulis menyadari bahwa skripsi ini masih memiliki keterbatasan dan kekurangan, baik dari segi pembahasan maupun penyajiannya. Oleh karena itu, penulis mengharapkan kritik dan saran yang bersifat membangun demi penyempurnaan di masa mendatang. Semoga skripsi ini dapat memberikan manfaat dan kontribusi bagi pengembangan ilmu pengetahuan, khususnya di bidang fisika nuklir dan teknologi reaktor.

Bandar Lampung, 05 Februari 2026

Penulis,

Safira Berliananda Budi

SANWACANA

Puji syukur penulis panjatkan ke hadirat Allah Swt. atas segala rahmat dan karunia-Nya sehingga penulis dapat menyelesaikan skripsi ini dengan baik. Penyusunan skripsi ini tidak terlepas dari bantuan, bimbingan, serta dukungan dari berbagai pihak. Oleh karena itu, pada kesempatan ini penulis menyampaikan ucapan terima kasih yang sebesar-besarnya kepada:

1. Ibu Dr. Yanti Yulianti, S.Si., M.Si. selaku dosen pembimbing I, yang telah memberikan arahan, masukan, dan bimbingan yang berharga, baik dalam perencanaan maupun pelaksanaan penelitian serta penyusunan skripsi ini.
2. Bapak Drs. Syafriadi, M.Si. selaku dosen pembimbing II, yang telah memberikan bimbingan, koreksi, dan saran terutama dalam aspek penulisan dan penyempurnaan skripsi ini.
3. Bapak Prof. Drs. Posman Manurung, M.Si., Ph.D. selaku dosen pembimbing akademik, yang telah memberikan arahan, motivasi, dan bimbingan akademik selama penulis menempuh pendidikan.
4. Bapak Dr. Gurum Ahmad Pauzi, S.Si., M.T. selaku dosen pembahas, yang telah memberikan masukan, kritik, dan saran yang membangun demi penyempurnaan skripsi ini.
5. Seluruh Dosen dan Staf Jurusan Fisika FMIPA Universitas Lampung atas ilmu pengetahuan, pengalaman, dan bimbingan yang diberikan selama masa perkuliahan.
6. Adik kesayangan penulis yaitu Aura Sinta Briliananda Budi, yang selalu mendukung serta mendoakan penulis selama menyelesaikan masa studi.
7. Seseorang yang istimewa bagi penulis yaitu Zulfikar, yang senantiasa memberikan dukungan, perhatian, dan motivasi selama proses penyusunan skripsi ini.

8. Hanindya Janitra Ajiningtyas, teman satu tim penelitian, yang telah menjadi rekan diskusi, berbagi ilmu, dan saling membantu selama proses penelitian berlangsung.
9. Teman-teman Asrama Putri Ayu, yaitu Lala, Hanna, Rika, Nadira, Tyas, Avi, Azizah, Ulma, Vanessa, Lili, Ayu, dan Hasma, atas kebersamaan, dukungan, dan semangat yang diberikan selama masa perkuliahan.
10. Teman-teman Pimpinan HIMAFI 2023, yaitu Mayang, Tri Aprilia, Dina, Eli, Anggis, Sabrina, Yesha, Nina, Melisa, Fajar, Bagas, Avino, Naufal, Zul, Galipat, Fathan, Dias dan Haikal, yang telah mengajari penulis arti kekeluargaan dan kebersamaan yang sangat berkesan.
11. Pimpinan dan Pengurus Bidang Sosial dan Masyarakat (SOSMAS) tahun 2022, yaitu Atu Sephia, Yay Mario, Dewi, Nikmah, Winda, Mayang, Fajar, Made dan Nurjannah atas kerja sama, keseruan dan pengalaman yang istimewa.
12. Anggota dan Magang Bidang Sosial dan Masyarakat (SOSMAS) tahun 2023 atas kerja sama, pengalaman organisasi, dan kebersamaan yang berharga.
13. Teman-teman Praktik Kerja Lapangan (PKL) di BRIN, yaitu Tri Aprilia, Bagas, Gilang, Aulia, Chelsea, dan Zakiyah atas kebersamaan dan kerja sama selama pelaksanaan kegiatan.
14. Teman-teman Kuliah Kerja Nyata (KKN) di Desa Kedaton Satu, yaitu Tia, Mertia, Aini, Govan, dan Yay septian atas kebersamaan, kerja sama, dan pengalaman yang berkesan.
15. Teman-teman seperjuangan di Program Studi Fisika Universitas Lampung, serta seluruh pihak yang tidak dapat disebutkan satu per satu yang telah membantu dan memberikan dukungan kepada penulis.

Penulis menyadari bahwa skripsi ini masih jauh dari sempurna, oleh karena itu kritik dan saran yang membangun sangat penulis harapkan. Semoga skripsi ini dapat memberikan manfaat bagi semua pihak yang membacanya.

Bandar Lampung, 05 Februari 2026

Penulis,

Safira Berliananda Budi

DAFTAR ISI

	Halaman
ABSTRAK	i
ABSTRACT	ii
HALAMAN PENGESAHAN	iii
HALAMAN PENGESAHAN	iv
PERNYATAAN	v
RIWAYAT HIDUP	vi
MOTTO	vii
PERSEMBAHAN	viii
KATA PENGANTAR	ix
SANWACANA	x
DAFTAR ISI	xii
DAFTAR GAMBAR	xiv
DAFTAR TABEL	xv
 I. PENDAHULUAN	
1.1. Latar Belakang	16
1.2. Rumusan Masalah	5
1.3. Batasan Masalah	5
1.4. Tujuan Penelitian	6
1.5. Manfaat Penelitian	6
 II. TINJAUAN PUSTAKA	
2.1 Reaktor Nuklir	7
2.1.1 Reaksi Nuklir	8
2.1.2 Komponen Utama Reaktor Nuklir	12
2.1.2.1 Bahan bakar	12
2.1.2.2 Moderator	13
2.1.2.3 Reflektor	14
2.1.2.4 Pelindung (<i>Shielding</i>)	14
2.1.2.5 Batang Kendali (<i>Control Rods</i>)	15
2.1.2.6 Pendingin reaktor	16

2.2	<i>Lead-Cooled Fast Reactor (LFR)</i>	17
2.3	Pendingin Timbal–Bismut (Pb–Bi)	20
2.4	Uranium-Plutonium Nitrida ((U-Pu)N)	24
2.5	<i>Burn up</i> Bahan Bakar Nuklir	26
2.5.1	Evolusi Bahan Bakar Selama <i>Burn up</i>	28
2.5.2	Dinamika Reaktivitas Selama <i>Burn up</i>	32
2.6	<i>Standard Reactor Analysis Code (SRAC)</i>	34

III. METODE PENELITIAN

3.1.	Waktu dan Tempat Penelitian	39
3.2.	Alat dan Bahan	39
3.3.	Prosedur Percobaan	39
3.3.1.	Penentuan Pengayaan Bahan Bakar dan Perhitungan Densitas Atom	39
3.3.2.	Penentuan Radius Pin	42
3.3.3.	Homogenisasi Teras Reaktor	44
3.3.4.	Penginputan Data pada HIST File (<i>History File</i>)	46
3.3.5.	Perhitungan <i>Burn up</i> Teras Reaktor Menggunakan COREBN	47
3.4.	Diagram Alir Penelitian	47

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

4.1	Pengaruh Variasi Pengayaan Uranium dan Periode <i>Burn up</i> terhadap Rasio Konversi dan Fraksi Isotop Bahan Bakar	50
4.1.1	Rasio Konversi Selama 335 Hari	50
4.1.2	Rasio Konversi Selama 6465 Hari	51
4.1.3	Fraksi Bahan Bakar	54
4.2	Pengaruh Variasi Pengayaan Uranium dan Periode Burn Up terhadap Reaktivitas Teras Berdasarkan Nilai k_{eff}	57
4.2.1	Nilai k_{eff} Selama 335 Hari	58
4.2.2	Nilai k_{eff} Selama 6465 Hari	59
4.3	Pengaruh Variasi Pengayaan Uranium terhadap Distribusi Rapat Daya Relatif pada Akhir Siklus <i>Burn up</i>	61

V. KESIMPULAN DAN SARAN

5.1	Kesimpulan	65
5.2	Saran	66

DAFTAR PUSTAKA

DAFTAR GAMBAR

Gambar	Halaman
1. Reaksi Berantai Fisi (Duderstadt <i>and</i> Hamilton, 1976).....	11
2. Desain Lead Cooled Fast Reactor (LFR) (Pioro, 2023).....	20
3. Gambaran representatif dari teras reaktor LFR (Stafie et al., 2024).....	22
4. Diagram Rantai Transmutansi (Sekimoto, 2007)	29
5. Contoh Geometri dari PIJ yaitu Hexagonal assembly with triangular pin rod arrangement (Okumura <i>et al.</i> , 2007).....	35
6. Struktur dari Sistem SRAC (Okumura et al., 2007)	38
7. Radius Sel Bahan Bakar.....	43
8. (a) Teras reaktor dan (b) Penampang lintang teras reaktor	45
9. Perhitungan <i>Burn Up</i> Model Triangular 2D	45
10. Diagram Alir Penelitian	48
11. Nilai CR Selama 335 Hari	51
12. Rasio konversi Selama 6465 Hari	52
13. Nilai k_{eff} Selama 335 Hari	58
14. Nilai k_{eff} Selama 6465 Hari (Akhir Siklus)	59
15. Rapat daya relatif terhadap sumbu x pada hari ke-6465	62
16. Rapat daya terhadap sumbu y pada hari ke-6465	63

DAFTAR TABEL

Tabel	Halaman
1. Desain Reaktor (Stafie <i>et al.</i> , 2024).....	23
2. Komposisi Plutonium (Sobolev <i>et al.</i> , 2009).....	25
3. Komposisi Uranium (Meija <i>et al.</i> , 2016)	25
4. Parameter bahan bakar (U-Pu)N (IAEA, 2003).....	25
5. Komposisi bahan bakar tanpa pengayaan	41
6. Komposisi bahan bakar dengan pengayaan U^{235} 1,5 %.....	41
7. Komposisi bahan bakar dengan pengayaan U^{235} 3 %.....	42
8. Radius Sel Bahan Bakar.....	43
9. Spesifikasi Reaktor pada penelitian	49
10. Perbandingan Inventori Isotop Sebelum dan Sesudah Burn Up.....	55

I. PENDAHULUAN

1.1. Latar Belakang

Energi merupakan kebutuhan mendasar yang sangat berpengaruh terhadap kualitas hidup masyarakat, namun keberlanjutan pasokan energi saat ini menghadapi tantangan besar. Penggunaan bahan bakar fosil yang tak terbarukan semakin menipis, sementara dampak emisi terhadap lingkungan terus meningkat. Ketidakstabilan pasokan energi global memperburuk ancaman terhadap keberlanjutan energi di masa depan. Meskipun ketergantungan pada bahan bakar fosil mendorong kemajuan ekonomi di banyak negara, peningkatan konsumsi energi dan bertambahnya populasi global menjadikan tantangan untuk memenuhi kebutuhan energi secara berkelanjutan semakin mendesak. Oleh karena itu, transisi menuju energi yang lebih bersih, efisien, dan ramah lingkungan menjadi kunci untuk mengurangi dampak negatif terhadap planet dan memastikan kestabilan ekonomi. Krisis energi yang terjadi di berbagai negara, seperti yang terjadi di Amerika Serikat pada tahun 2008, menunjukkan betapa pentingnya perbaikan dalam pengelolaan energi. Krisis ini mendorong upaya global untuk mengurangi ketergantungan pada bahan bakar fosil, mengurangi emisi, serta mengembangkan teknologi energi terbarukan (*National Research Council, 2010*)

Sebagai salah satu solusi untuk memenuhi kebutuhan energi yang berkelanjutan, energi nuklir menjadi opsi yang layak dipertimbangkan karena potensinya untuk mengurangi emisi karbon dioksida (CO_2) secara signifikan dari sektor pembangkitan listrik. Energi nuklir diperoleh dari reaksi nuklir yang melibatkan bahan fisis, seperti uranium-235 (U^{235}), atau bahan fertil yang diubah menjadi bahan fisis melalui reaksi pembakaran nuklir. Proses ini menghasilkan energi besar, misalnya reaksi fisi U^{235} menghasilkan sekitar 200 MeV per reaksi fisi tunggal

(Tester *et al.*, 2012). Dalam konteks global, studi dari (MIT, 2003) dalam buku yang berjudul *The Future of Nuclear Power* (2003) menyebutkan bahwa pengembangan teknologi energi nuklir dapat menghindari hingga 1,8 miliar ton emisi karbon per tahun jika menggantikan pembangkit listrik berbahan bakar fosil, terutama batu bara. Teknologi ini dianggap sebagai salah satu pilihan penting untuk membantu mengatasi perubahan iklim, meskipun masih menghadapi tantangan seperti biaya, keselamatan, dan pengelolaan limbah radioaktif.

Berdasarkan kegunaannya, reaktor nuklir dibagi menjadi dua jenis, yaitu reaktor penelitian dan reaktor daya. Reaktor penelitian dirancang untuk pendidikan, pelatihan, penelitian bahan, produksi radioisotop, dan uji material. Reaktor ini biasanya memiliki daya termal dari beberapa watt hingga 50 MW. Sebaliknya, reaktor daya digunakan untuk menghasilkan energi listrik dalam pembangkit listrik tenaga nuklir (PLTN) dengan daya termal besar, biasanya mulai dari 2.000 MW hingga 5.000 MW, yang menghasilkan daya listrik sekitar 600 MW hingga 1.700 MW (Iman Kuntoro, 2023).

Salah satu inovasi penting dalam teknologi reaktor daya adalah penggunaan reaktor cepat (*fast reactor*), yaitu reaktor yang menggunakan neutron cepat yang mampu meningkatkan efisiensi bahan bakar nuklir dengan membakar bahan bakar lebih efisien dan memungkinkan pemanfaatan sumber daya uranium secara optimal serta memiliki potensi untuk mengurangi jumlah limbah nuklir jangka panjang melalui penerapan siklus bahan bakar tertutup yang inovatif (MIT, 2003).

Salah satu jenis reaktor cepat yang menjanjikan adalah reaktor cepat berpendingin logam cair, seperti, *Lead-Cooled Fast Reactor* (LFR). Dalam penelitian yang dilakukan oleh Smith dan Cinotti (2016), terdapat dua jenis pendingin utama yang digunakan dalam LFR, yaitu timbal murni (Pb) dan campuran timbal-bismut eutektik (Pb-Bi). Dalam penelitian ini, fokus diarahkan pada pengembangan LFR dengan menggunakan campuran timbal-bismut (Pb-Bi) sebagai pendingin, karena material ini menawarkan sejumlah keunggulan dibandingkan timbal murni.

Timbal-bismut (Pb-Bi) memiliki titik leleh rendah (123,5°C) dan titik didih tinggi (1670°C), membuatnya lebih stabil dibandingkan natrium dalam berbagai kondisi operasi (*International Atomic Energy Agency* (IAEA), 2002). Selain itu, Pb-Bi

menunjukkan daya serap neutron rendah dan sifat termal unggul, sehingga mendukung efisiensi pembakaran bahan bakar yang tinggi. Dibandingkan dengan pendingin timbal murni (Pb), Pb-Bi memberikan keuntungan tambahan berupa efisiensi *burn up* yang lebih tinggi dan peningkatan faktor multiplikasi neutron efektif (k_{eff}). Hal ini sesuai dengan hasil perhitungan neutronik yang ditunjukkan oleh Widiawati *et al.* (2021) dalam jurnal berjudul “*Neutronic Study of Fast Reactor with Modified CANDLE Burnup Scheme Using natural Pb, Pb(nat)-Bi Eutectic, ^{208}Pb , and ^{208}Pb -Bi Eutectic as Coolant*”, di mana penggunaan pendingin Pb-Bi menghasilkan nilai k_{eff} sebesar 1,0020, lebih tinggi dibandingkan dengan Pb natural sebesar 0,99973. Hasil ini menunjukkan bahwa Pb-Bi memberikan keuntungan neutronik yang nyata, yang turut mendukung efisiensi Burn Up bahan bakar. Keunggulan lain dari Pb-Bi adalah kemampuannya mempertahankan spektrum neutron cepat, yang mendukung transmudasi aktinida minor dan produk fisi jangka panjang. Selain itu, Pb-Bi memiliki kapasitas termal yang tinggi, memungkinkan pendinginan pasif bahkan dalam kondisi darurat (IAEA, 2002).

Meskipun demikian, Pb-Bi juga memiliki potensi menghasilkan isotop radioaktif berumur panjang seperti polonium-210 (Po^{210}), yang memerlukan pengendalian ketat pada gas penutup dan sistem pendingin untuk mencegah pelepasan aerosol radioaktif (*International Atomic Energy Agency* (IAEA), 2002). Dengan sifat kimianya yang *inert* serta risiko kehilangan pendingin yang rendah, reaktor cepat berpendingin Pb-Bi menawarkan solusi yang menjanjikan untuk meningkatkan keamanan, efisiensi, dan keberlanjutan energi nuklir di masa depan (Smith dan Cinotti, 2016).

Selain penggunaan Pb-Bi sebagai pendingin, pemanfaatan bahan bakar Uranium-Plutonium Nitrida ((U-Pu)N) menjadi pilihan menarik dalam mendukung kinerja LFR. Bahan bakar nitrida memiliki densitas atom yang tinggi dan konduktivitas termal yang baik, sehingga memungkinkan transfer panas yang efisien dan stabilitas operasional pada spektrum neutron cepat. Selain itu, bahan bakar (U-Pu)N cocok dipadukan dengan pendingin logam cair seperti timbal atau Pb-Bi, karena keduanya memiliki sifat kimia yang serasi. Dibandingkan dengan bahan bakar lain seperti oksida atau logam, bahan bakar nitrida ini lebih stabil saat digunakan pada suhu

tinggi, sehingga cocok untuk reaktor cepat yang beroperasi pada suhu tinggi (Allen and Crawford, 2007).

Beberapa penelitian sebelumnya telah mendukung potensi bahan bakar nitrida dalam aplikasi reaktor cepat. Yuan *et al.* (2021) menunjukkan bahwa bahan bakar uranium nitrida memiliki keunggulan dalam menghadapi dua tantangan utama, yaitu pembengkakan akibat iradiasi dan degradasi termal pada suhu tinggi. Hal ini memperkuat posisi bahan bakar nitrida sebagai kandidat kuat untuk digunakan pada reaktor cepat berpendingin logam cair seperti LFR.

Penelitian lainnya oleh Munita *et al.* (2018) menganalisis kekritisitas LFR dengan variasi bahan bakar uranium-plutonium nitrida ((U-Pu)N) dan uranium-zirkonium (U-Zr) menggunakan program SRAC. Hasilnya menunjukkan bahwa (U-Pu)N lebih optimal dibandingkan U-Zr, dengan nilai faktor multiplikasi neutron (k_{eff}) yang lebih tinggi pada fraksi bahan bakar yang sama. Selain itu, Syarifah *et al.* (2023) melakukan optimasi bahan bakar (U-Pu)N pada *Gas Cooled Fast Reactor* (GFR) dengan daya 300 MWth menggunakan SRAC-COREBN. Penelitian ini mengkaji variasi persentase Pu^{239} dan fraksi volume bahan bakar, serta menunjukkan bahwa desain optimal dengan konfigurasi teras heterogen mampu menghasilkan k_{eff} maksimum sebesar 1,003 dengan reaktivitas berlebih maksimum sebesar 0,32%. Berdasarkan hasil penelitian tersebut, bahan bakar nitrida khususnya (U-Pu)N terbukti memiliki potensi besar dalam mendukung desain reaktor cepat, khususnya dalam mendukung efisiensi bahan bakar dan stabilitas operasional pada suhu tinggi.

Mengacu pada penelitian-penelitian tersebut, penelitian ini difokuskan pada analisis performa neutronik bahan bakar (U-Pu)N dalam *Lead-Cooled Fast Reactor* (LFR), dengan mempertimbangkan variasi fraksi bahan bakar dan komposisi plutonium untuk mencapai kinerja optimal. Penelitian ini secara spesifik menganalisis performa bahan bakar (U-Pu)N pada LFR yang menggunakan pendingin timbal-bismut (Pb-Bi), dengan bantuan sistem kode SRAC-COREBN. Metode simulasi dilakukan menggunakan SRAC (*Standard Reactor Analysis Code*) yang dirancang untuk perhitungan neutronik pada berbagai jenis reaktor, termasuk analisis sel dan inti dengan perhitungan *burn up* terintegrasi (Okumura et al., 2007).

COREBN sebagai bagian dari SRAC, digunakan untuk perhitungan *burn up* inti reaktor secara multidimensi berdasarkan teori difusi dan interpolasi lintang makroskopik (Okomura, 2007).

1.2. Rumusan Masalah

Rumusan masalah pada penelitian ini adalah sebagai berikut.

1. Bagaimana pengaruh variasi pengayaan Uranium dan lama periode *burn up* terhadap rasio konversi dan fraksi isotop bahan bakar yang dihasilkan selama operasi reaktor LFR berpendingin Pb-Bi?
2. Bagaimana pengaruh variasi pengayaan Uranium dan lama periode *burn up* terhadap reaktivitas operasi reaktor LFR berpendingin Pb-Bi, berdasarkan perubahan nilai k_{eff} selama siklus bahan bakar?
3. Bagaimana pengaruh variasi pengayaan Uranium pada bahan bakar U-PuN terhadap distribusi rapat daya relatif (*relative power density*) sehingga memengaruhi stabilitas daya pada akhir siklus *burn up* reaktor LFR berpendingin Pb-Bi?

1.3. Batasan Masalah

Batasan masalah pada penelitian ini adalah sebagai berikut.

1. Jenis reaktor yang digunakan pada penelitian ini adalah *Lead-cooled fast Reactor* (LFR).
2. Pendingin yang digunakan adalah timbal-bismut (Pb-Bi).
3. Bahan bakar yang digunakan pada penelitian ini adalah Uranium-Plutonium Nitrida ((U-Pu)N). Dengan variasi pengayaan U^{235} tanpa pengayaan, 1,5% dan 3% dari total massa (U-Pu)N.
4. Perhitungan *burn up* pada sel bahan bakar dilakukan menggunakan model susunan heksagonal dengan inti lingkaran.
5. Perhitungan *burn up* pada teras inti dilakukan menggunakan model hexagonal dua dimensi (X_H - Y_H).
6. Periode maksimal yang digunakan dalam penelitian ini adalah 0 sampai 6465 hari atau 18 tahun.

7. Perhitungan *burn up* pada sel bahan bakar menggunakan kode SRAC PIJ dan untuk perhitungan *bun up* pada teras menggunakan kode SRAC COREBN.

1.4. Tujuan Penelitian

Tujuan dari penelitian ini adalah sebagai berikut.

1. Mengetahui pengaruh variasi pengayaan Uranium dan lama periode *burn up* terhadap besar rasio konversi dan fraksi isotop bahan bakar yang dihasilkan selama operasi reaktor LFR berpendingin Pb-Bi.
2. Mengetahui pengaruh variasi pengayaan Uranium dan lama periode *burn up* terhadap reaktivitas reaktor LFR berpendingin Pb-Bi, berdasarkan perubahan nilai k_{eff} selama siklus bahan bakar.
3. Mengetahui pengaruh variasi pengayaan Uranium terhadap distribusi rapat daya relatif (*relative power density*) pada akhir siklus *burn up* reaktor LFR berpendingin Pb-Bi untuk menilai stabilitas daya.

1.5. Manfaat Penelitian

Manfaat dari penelitian ini adalah sebagai berikut.

1. Memberikan kontribusi pada studi *burn up* di reaktor LFR berpendingin timbal-bismut (Pb-Bi) dengan bahan bakar (U-Pu)N.
2. Mendukung penelitian reaktor nuklir generasi IV.
3. Memberikan kontribusi dalam pemecahan masalah di bidang reaktor nuklir.

II. TINJAUAN PUSTAKA

2.1 Reaktor Nuklir

Reaktor nuklir merupakan suatu instalasi yang memanfaatkan reaksi inti atom secara berantai dan terkendali untuk menghasilkan energi. Proses utama yang berlangsung di dalam reaktor terjadi pada bagian yang disebut teras reaktor, yaitu wilayah tempat interaksi antara neutron dan bahan bakar berlangsung. Energi yang dihasilkan dari proses tersebut dapat dimanfaatkan untuk berbagai keperluan, baik dalam bidang penelitian maupun dalam pembangkitan tenaga listrik (Stacey, 2007).

Selain berperan sebagai penghasil energi, reaktor nuklir juga digunakan sebagai sumber radiasi, khususnya radiasi neutron dan sinar gamma, yang dimanfaatkan dalam kegiatan eksperimen, produksi radioisotop, serta pengujian material. Intensitas neutron yang dihasilkan di dalam teras reaktor bergantung pada tingkat daya operasi reaktor, dengan fluks neutron yang dapat mencapai orde 10^{12} hingga 10^{15} neutron per sentimeter persegi per detik. Di sisi lain, pengoperasian reaktor juga menyebabkan terbentuknya produk fisi yang bersifat radioaktif di dalam bahan bakar, sehingga aspek keselamatan dan pengendalian radiasi menjadi bagian penting dalam desain dan pengoperasian reaktor nuklir (Iman Kuntoro, 2023).

Reaksi inti yang berlangsung di dalam reaktor nuklir menghasilkan energi panas dalam jumlah yang sangat besar, yang merupakan keluaran utama dari sistem reaktor. Energi panas ini kemudian dimanfaatkan sesuai dengan tujuan pengoperasian reaktor. Berdasarkan kegunaannya, reaktor nuklir secara umum diklasifikasikan menjadi dua jenis, yaitu reaktor penelitian dan reaktor daya. Reaktor penelitian memanfaatkan neutron hasil reaksi untuk keperluan pendidikan, pelatihan, penelitian material, serta produksi radioisotop, dengan daya termal yang relatif rendah, mulai dari beberapa watt hingga puluhan megawatt. Sebaliknya,

reaktor daya dirancang untuk menghasilkan energi listrik dalam skala besar, dengan daya termal mencapai ribuan megawatt untuk menghasilkan uap yang menggerakkan turbin pada pembangkit listrik tenaga nuklir. Pada reaktor daya, panas digunakan untuk menghasilkan uap yang menggerakkan turbin dan selanjutnya dikonversi menjadi energi listrik, sedangkan pada reaktor penelitian panas umumnya dibuang ke lingkungan setelah fungsi neutronnya dimanfaatkan (Susiati et al., 2023).

Selain pengelompokan berdasarkan kegunaan, reaktor nuklir juga dapat diklasifikasikan berdasarkan spektrum energi neutron yang berperan dalam reaksi pembelahan inti, yaitu reaktor termal dan reaktor cepat. Reaktor termal memanfaatkan neutron berenergi rendah untuk mempertahankan reaksi, sedangkan reaktor cepat beroperasi menggunakan neutron berenergi tinggi tanpa proses moderasi yang signifikan. Perbedaan spektrum neutron ini berpengaruh terhadap pemilihan bahan bakar, sistem pendingin, serta konfigurasi inti reaktor yang digunakan dalam suatu desain reaktor nuklir (Iman Kuntoro, 2023).

2.1.1 Reaksi Nuklir

Energi nuklir merupakan energi yang dihasilkan dari reaksi inti atom. Secara umum, reaksi nuklir terbagi menjadi dua jenis, yaitu reaksi fisi (pembelahan inti) dan reaksi fusi (penggabungan inti), yang keduanya mampu menghasilkan energi dalam jumlah sangat besar (Susdarwono, 2021). Energi yang dihasilkan dalam reaktor nuklir bersumber dari reaksi fisi inti, yaitu proses pembelahan inti atom berat menjadi inti-inti yang lebih ringan. Proses ini disertai pelepasan energi dalam jumlah besar, pembentukan produk fisi, pemancaran sinar gamma, serta pelepasan dua hingga tiga neutron. Secara umum, suatu reaksi nuklir dapat dituliskan seperti Persamaan (1).

$$X + a \rightarrow Y + b + Q \quad (1)$$

dengan a sebagai partikel datang (*incident particle*), X inti target (*target nucleus*), Y inti sisa (*residual nucleus*), b partikel yang dipancarkan (*emitted particle*) dan Q energi reaksi yang dilepaskan atau diserap. Pada reaksi nuklir, hukum kekekalan energi dan momentum berlaku. Dalam sistem koordinat laboratorium, inti target

dianggap diam, sehingga perubahan energi kinetik akibat reaksi dinyatakan melalui nilai Q (Q -value) yang ditunjukkan oleh Persamaan (2).

$$Q = (E_Y + E_b) - E_a \quad (2)$$

Nilai Q juga dapat dihitung dari perbedaan massa partikel sebelum dan sesudah reaksi seperti pada Persamaan (3).

$$Q = [(M_X + M_a) - (M_Y + M_b)]c^2 \quad (3)$$

Reaksi dengan $Q > 0$ bersifat eksoergik, sedangkan reaksi dengan $Q < 0$ bersifat endoergik dan hanya dapat berlangsung apabila energi partikel datang melebihi energi ambang tertentu. Apabila inti sisa berada dalam keadaan tereksitasi, nilai- Q reaksi akan menurun, dan inti tersebut selanjutnya meluruh menuju keadaan dasar. (Sekimoto, 2007).

Dalam konteks reaktor nuklir, reaksi fisi terjadi ketika neutron menumbuk inti bahan bakar fisil seperti U^{235} atau Pu^{239} , sehingga inti tersebut membelah dan melepaskan energi sekitar 200 MeV per peristiwa fisi. Neutron yang dihasilkan terdiri atas neutron cepat dengan energi rata-rata sekitar 2 MeV serta neutron tertunda yang jumlahnya kurang dari 1% dari total neutron hasil fisi. Meskipun fraksinya kecil, neutron tertunda memiliki peran penting dalam pengendalian reaksi berantai karena memungkinkan perubahan daya reaktor berlangsung secara bertahap dan terkendali. Hasil fisi bersifat asimetris dan spektrum energi neutron yang dipancarkan cenderung meningkat seiring dengan kenaikan energi reaksi, dengan tambahan sekitar satu neutron untuk setiap kenaikan energi 7–15 MeV (Stacey, 2007)

Karakteristik energi neutron yang terlibat dalam reaksi fisi berpengaruh langsung terhadap konsep perancangan reaktor. Berdasarkan energi neutron yang digunakan untuk mempertahankan reaksi fisi, reaktor diklasifikasikan menjadi reaktor termal yang memanfaatkan neutron berenergi rendah dan reaktor cepat yang menggunakan neutron berenergi tinggi. Nuklida fisil mampu mengalami fisi akibat tumbukan neutron lambat, sedangkan nuklida subur, seperti Th^{232} , dapat berubah menjadi nuklida fisil setelah menyerap neutron. Dalam desain reaktor, parameter rasio tangkap terhadap fisi (α) serta jumlah neutron yang dipancarkan per neutron yang diserap (η) menjadi pertimbangan utama karena parameter-parameter tersebut

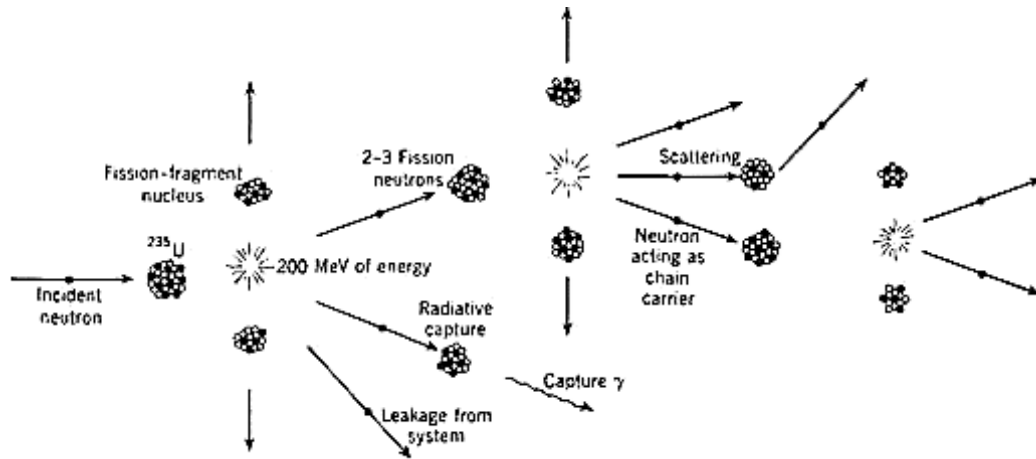
menentukan keberlangsungan reaksi berantai, efisiensi bahan bakar, dan margin keselamatan reaktor (Alameri dan Alkaabi, 2020).

Konsep reaksi berantai fisi pertama kali diwujudkan secara eksperimental pada tahun 1942 melalui pembangunan reaktor buatan pertama di *University of Chicago* oleh tim yang dipimpin Enrico Fermi. Keberhasilan mencapai reaksi berantai mandiri yang stabil menandai tonggak penting dalam sejarah teknologi nuklir. Kondisi reaktor dinyatakan melalui faktor multiplikasi neutron (k), yang merepresentasikan keseimbangan antara neutron yang dihasilkan dan neutron yang hilang akibat penyerapan maupun kebocoran. Reaktor berada pada kondisi kritis ketika ($k = 1$), yaitu saat populasi neutron bersifat konstan. Sebaliknya, reaktor berada pada kondisi subkritis ($k < 1$) apabila populasi neutron menurun, dan superkritis ($k > 1$) apabila populasi neutron meningkat secara progresif (Tester et al., 2012).

Neutron memegang peranan sentral dalam operasi reaktor nuklir, karena tingkat daya reaktor berbanding lurus dengan laju reaksi fisi yang terjadi di dalam teras. Interaksi neutron yang dominan meliputi hamburan dan penyerapan. Proses hamburan umumnya terjadi lebih sering dibandingkan penyerapan, sehingga banyak neutron kehilangan energi atau keluar dari sistem tanpa menyebabkan fisi. Apabila penyerapan neutron lebih dominan dibandingkan peristiwa fisi, maka jumlah neutron yang tersedia untuk mempertahankan reaksi berantai akan berkurang. Nasib setiap neutron di dalam teras reaktor tidak dapat dipastikan secara deterministik, melainkan ditentukan oleh probabilitas yang sangat bergantung pada komposisi material, densitas bahan bakar, serta geometri teras. Gambar 1 memperlihatkan skema reaksi fisi berantai dan berbagai kemungkinan interaksi neutron hasil fisi di dalam teras reaktor, termasuk proses hamburan, penangkapan radiatif, serta kebocoran neutron dari sistem (Tester et al., 2012).

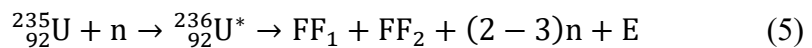
Berdasarkan skema pada Gambar 1, interaksi neutron dengan inti ^{235}U dapat dirumuskan dalam beberapa persamaan reaksi nuklir. Proses diawali oleh penyerapan neutron yang membentuk inti tereksitasi seperti dalam Persamaan (4).



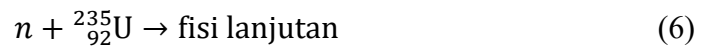


Gambar 1. Reaksi Berantai Fisi (Duderstadt *and* Hamilton, 1976).

Kemudian, mengalami fisi menjadi dua fragmen fisi disertai pelepasan 2–3 neutron dan energi sekitar 200 MeV sebagaimana dinyatakan pada Persamaan (5).



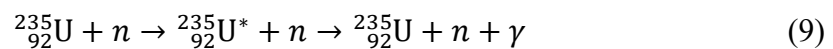
Neutron hasil fisi selanjutnya dapat bertindak sebagai pembawa reaksi berantai melalui reaksi pada Persamaan (6).



Selain reaksi fisi, sebagian neutron dapat mengalami penangkapan radiasi yang menghasilkan emisi sinar gamma sebagaimana Persamaan (7).



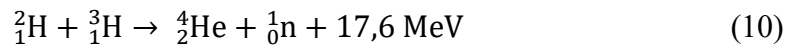
Neutron juga dapat mengalami hamburan elastik dan inelastik yang masing-masing dinyatakan oleh Persamaan (8) dan (9).



Selain itu, sebagian neutron dapat keluar dari sistem tanpa berinteraksi lebih lanjut (*leakage*) (Duderstadt *and* Hamilton, 1976).

Selain reaksi fisi, terdapat pula reaksi fusi, yaitu proses penggabungan inti-inti ringan yang menghasilkan inti atom yang lebih berat (Dittmar, 2012). Reaksi fusi tidak bersifat radioaktif dan tidak menghasilkan produk sampingan berbahaya seperti pada reaksi fisi. Namun, sebelum dua inti ringan dapat bergabung, keduanya harus mampu mengatasi gaya tolak Coulomb yang sangat kuat. Contoh reaksi fusi

ditunjukkan pada Persamaan (10), yaitu reaksi fusi antara deuterium dan tritium (Susiati *et al.*, 2023).



Berbeda dengan reaksi fusi, reaksi fisi dapat dipicu oleh neutron yang tidak memiliki muatan listrik sehingga tidak mengalami penghalang Coulomb, dan oleh karena itu dapat berlangsung menggunakan partikel berenergi relatif rendah. Hingga saat ini, hanya sedikit negara yang mengembangkan reaktor fusi nuklir. Hal ini disebabkan karena reaktor fusi belum mampu beroperasi secara stabil dalam jangka waktu yang lama, sebagaimana proses fusi yang terjadi secara alami di matahari dan bintang lainnya (Takeda *et al.*, 2015).

Selain itu, energi yang dibutuhkan untuk memicu reaksi fusi masih jauh lebih besar dibandingkan energi yang dihasilkan. Kendala lain adalah suhu operasi yang sangat tinggi, yang berpotensi menyebabkan material penahan, seperti bejana reaktor, mengalami pelelehan. Sebagai contoh, negara-negara seperti Tiongkok dan Prancis yang saat ini tengah mengembangkan reaktor fusi, masih hanya mampu menghasilkan arus listrik dalam jumlah yang relatif kecil (Susiati *et al.*, 2023).

2.1.2 Komponen Utama Reaktor Nuklir

Dalam sistem reaktor nuklir, keberlangsungan reaksi fisi yang terkendali ditentukan oleh interaksi sejumlah komponen utama yang tersusun di dalam inti reaktor, meliputi bahan bakar, moderator, reflektor, batang kendali, sistem pendingin, dan pelindung radiasi. Setiap komponen memiliki fungsi spesifik dalam menjaga keseimbangan neutron, kestabilan reaktivitas, serta keselamatan operasi reaktor. Meskipun konfigurasi dan material penyusunnya dapat berbeda antarjenis reaktor, prinsip dasar fungsi komponen tersebut tetap menjadi fondasi dalam perancangan reaktor daya, reaktor riset, maupun reaktor generasi lanjut (Iman Kuntoro, 2023).

2.1.2.1 Bahan bakar

Bahan bakar reaktor nuklir mengandung material fisil dan biasanya dilapisi dengan kelongsong untuk menahan produk fisi serta mencegah kontaminasi lingkungan reaktor. Elemen bahan bakar ini ditempatkan di inti reaktor, tempat terjadinya reaksi fisi (Sekimoto, 2007). Komposisi awal bahan bakar bergantung pada siklus

bahan bakarnya. Dalam siklus uranium, bahan bakar yang berasal dari uranium alami mengandung isotop U^{234} , U^{235} , dan U^{238} , dengan kadar U^{235} yang bervariasi tergantung pada tingkat pengayaannya. Bahan bakar daur ulang juga dapat mengandung isotop hasil transmutasi. Sementara itu, dalam siklus thorium, bahan bakar umumnya tersusun dari Th^{232} dan U^{233} atau U^{235} , dengan kemungkinan mengandung isotop hasil transmutasi jika berasal dari daur ulang (Stacey, 2007). Selama reaksi fisi berlangsung, bahan bakar mengalami pembakaran yang menghasilkan energi panas, yang kemudian diserap oleh sistem pendingin (Sekimoto, 2007). Pada penelitian ini, bahan bakar yang digunakan adalah uranium-plutonium nitrida ((U-Pu)N). Pembahasan lebih rinci mengenai karakteristik, komposisi, serta perilaku pembakaran bahan bakar (U-Pu)N disajikan pada subbab tersendiri.

2.1.2.2 Moderator

Moderator dalam reaktor nuklir berfungsi untuk memperlambat neutron cepat menjadi neutron berenergi rendah melalui tumbukan elastis maupun inelastis. Proses moderasi ini meningkatkan peluang terjadinya reaksi fisi berantai pada reaktor termal, karena neutron berenergi rendah memiliki probabilitas penangkapan yang lebih besar oleh nuklida fisil. Oleh karena itu, material moderator umumnya memiliki massa atom rendah serta penampang penyerapan neutron yang kecil, sehingga mampu memperlambat neutron tanpa menyerapnya secara signifikan (Wang *et al.*, 2021).

Pada reaktor termal, keberadaan moderator merupakan komponen esensial dalam mempertahankan reaksi berantai. Sebaliknya, pada reaktor cepat, penggunaan material moderator secara sengaja dihindari atau diminimalkan untuk mempertahankan spektrum neutron cepat. Oleh karena itu, karakteristik spektrum neutron menjadi pembeda utama antara reaktor termal dan reaktor cepat, baik dari sisi desain inti maupun karakteristik neutroniknya (Sekimoto, 2007).

Beberapa material yang umum digunakan sebagai moderator antara lain air ringan (H_2O), air berat (D_2O), grafit, dan berilium. Air ringan memiliki kemampuan moderasi yang tinggi, namun juga menyerap neutron sehingga memerlukan tingkat pengayaan bahan bakar yang lebih tinggi. Grafit memiliki rasio moderasi yang baik

dan penyerapan neutron yang rendah, tetapi membutuhkan volume yang lebih besar dalam desain reaktor. Berilium digunakan pada beberapa desain reaktor khusus karena performa moderasinya yang baik, meskipun bersifat toksik dan mahal. Selain itu, hidrida logam seperti ZrH_2 dan YH_2 dimanfaatkan pada reaktor kompak bersuhu tinggi karena densitas hidrogen yang tinggi, meskipun menghadapi tantangan teknis berupa kehilangan hidrogen dan degradasi material (Wang *et al.*, 2021).

2.1.2.3 Reflektor

Reflektor dalam reaktor nuklir berfungsi untuk memantulkan neutron yang keluar dari inti kembali ke dalam teras, sehingga mengurangi kebocoran neutron dan meningkatkan efisiensi pemanfaatan neutron dalam reaksi fisi (Iman Kuntoro, 2023). Pemilihan material reflektor berpengaruh langsung terhadap spektrum neutron, tingkat reaktivitas, serta karakteristik neutronik inti reaktor, karena sifat hamburan dan penyerapan neutron dari material reflektor menentukan probabilitas neutron untuk kembali ke teras (Stacey, 2007).

Menurut Cisneros *et al.* (2020), reflektor neutron dapat dirancang secara dinamis untuk menyesuaikan spektrum neutron dan reaktivitas teras, misalnya dengan menggunakan material reflektif yang mengalir seperti cairan bismut atau timbal–bismut (Pb–Bi), di mana perubahan volume atau posisi reflektor dapat digunakan sebagai mekanisme pengendalian reaktivitas tambahan. Selain itu, reflektor juga dapat dikombinasikan dengan material moderasi atau penyerapan neutron untuk memberikan fleksibilitas pengendalian reaktor.

Dalam penelitian ini, reflektor yang digunakan adalah paduan timbal–bismut (Pb–Bi) yang difungsikan sebagai reflektor neutron statis. Paduan Pb–Bi dipilih karena memiliki kemampuan refleksi neutron yang baik, sifat moderasi yang lemah, serta kompatibilitas yang tinggi dengan spektrum neutron cepat, sehingga sesuai untuk aplikasi reaktor cepat (Agency, 2015).

2.1.2.4 Pelindung (*Shielding*)

Pelindung (*shielding*) dalam reaktor nuklir merupakan sistem proteksi yang dirancang untuk mengurangi paparan radiasi neutron dan sinar gamma yang dihasilkan selama operasi reaktor. Fungsi utama sistem pelindung adalah

melindungi operator, peralatan, dan lingkungan dari bahaya radiasi, sekaligus mendukung keselamatan operasi reaktor melalui pengendalian fluks radiasi yang keluar dari teras (Schaeffer, 1973).

Material *shielding* dipilih berdasarkan jenis dan energi radiasi yang akan diredam. Radiasi neutron secara efektif dilemahkan oleh material hidrogenous, seperti air, parafin, dan beton kaya air, melalui proses perlambatan neutron akibat tumbukan elastis dengan atom hidrogen. Sebaliknya, radiasi gamma yang bersifat sangat penetratif memerlukan material dengan nomor atom tinggi, seperti timbal, baja, atau beton bertimbal, yang mampu menyerap energi foton melalui mekanisme efek fotoelektrik, hamburan Compton, dan pembentukan pasangan (Schaeffer, 1973).

Dalam penelitian ini, sistem *shielding* menggunakan baja tahan karat AISI 316L yang dipadu dengan 1% boron (Stafie *et al.*, 2024). Baja 316L berperan sebagai peredam radiasi gamma sekaligus memberikan kekuatan mekanik dan ketahanan korosi yang baik, sedangkan boron berfungsi sebagai penyerap neutron yang efektif melalui reaksi penangkapan neutron oleh isotop B^{10} . Kombinasi material ini memungkinkan peredaman radiasi neutron dan gamma secara simultan, sehingga meningkatkan efektivitas sistem pelindung dalam reaktor cepat dengan spektrum neutron energi tinggi (Agency, 2015).

2.1.2.5 Batang Kendali (*Control Rods*)

Batang kendali (*control rods*) berfungsi sebagai penyerap neutron untuk mengatur reaktivitas reaktor selama seluruh tahapan operasi, mulai dari tahap awal pengoperasian (*start-up*), operasi normal, hingga pemadaman reaktor (*shut-down*). Pengaturan reaktivitas melalui batang kendali memungkinkan reaksi fisi berantai berlangsung secara terkendali dan menjaga kondisi reaktor tetap stabil. (Sekimoto, 2007).

Selama operasi reaktor, reaktivitas inti cenderung menurun akibat berkurangnya jumlah bahan fisil karena pembakaran serta akumulasi produk fisi yang bersifat penyerap neutron. Untuk mengimbangi penurunan tersebut, inti reaktor umumnya dirancang dengan *excess reactivity* pada awal siklus operasi, yang kemudian dikompensasi melalui pengaturan posisi batang kendali. Penarikan atau penyisipan

batang kendali dilakukan untuk mempertahankan kondisi kritis, yaitu saat faktor multiplikasi efektif neutron berada pada nilai $k_{\text{eff}} = 1$ (Sekimoto, 2007).

Selain aspek neutronik, desain batang kendali juga mempertimbangkan faktor struktural dan ketahanan material terhadap lingkungan iradiasi. Murakami *et al.* (2003) melaporkan bahwa salah satu pendekatan desain modern adalah penggunaan *sleeve* pada ruang annular antara material penyerap neutron dan kelongsong (*cladding tube*). Konfigurasi ini bertujuan untuk menekan ekspansi radial akibat iradiasi dan beban mekanik, sehingga dapat memperpanjang umur operasional batang kendali serta meningkatkan keselamatan sistem reaktor.

2.1.2.6 Pendingin reaktor

Pendingin reaktor berfungsi untuk menyerap panas yang dihasilkan dari reaksi fisi di dalam inti reaktor dan mentransfernya ke sistem di luar teras, sehingga temperatur bahan bakar dan komponen reaktor tetap berada dalam batas operasi yang aman. Keandalan sistem pendingin merupakan aspek krusial dalam keselamatan reaktor, karena ketidakmampuan pendingin dalam mengeluarkan panas, baik panas operasi maupun panas peluruhan (*decay heat*), dapat menyebabkan peningkatan temperatur yang signifikan dan berujung pada kerusakan kelongsong bahan bakar. (Sekimoto, 2007).

Pada beberapa desain reaktor, satu jenis fluida dapat menjalankan lebih dari satu fungsi. Sebagai contoh, pada reaktor air ringan (*Light Water Reactor*, LWR), air ringan berperan tidak hanya sebagai pendingin, tetapi juga sebagai moderator dan reflektor neutron (Sekimoto, 2007). Namun, konfigurasi ini tidak berlaku pada reaktor cepat, yang secara prinsip dirancang untuk mempertahankan spektrum neutron cepat dengan menghindari penggunaan material moderator.

Seiring perkembangan teknologi reaktor generasi lanjut, reaktor cepat (*fast reactor*) dikembangkan dengan menggunakan sistem pendingin non-moderator, seperti logam cair atau gas, untuk mempertahankan spektrum neutron cepat dan meningkatkan efisiensi pemanfaatan bahan bakar (Pioro, 2023). Dalam penelitian ini, sistem pendingin yang digunakan adalah logam cair timbal–bismut (Pb–Bi), yang pemilihan serta karakteristiknya akan dibahas secara khusus pada bab selanjutnya.

Dalam skenario kecelakaan kehilangan pendingin (*Loss of Coolant Accident*, LOCA), panas peluruhan yang tidak dapat segera dikeluarkan dari inti reaktor dapat menyebabkan kegagalan kelongsong dalam rentang waktu detik hingga menit, bergantung pada desain reaktor dan karakteristik sistem pendingin yang digunakan (Samokhin, 2020). Oleh karena itu, sistem pendingin reaktor umumnya dirancang dengan prinsip redundansi serta sistem keselamatan pasif dan aktif untuk memastikan pembuangan panas tetap berlangsung dalam kondisi operasi normal maupun keadaan darurat.

2.2 *Lead-Cooled Fast Reactor (LFR)*

Reaktor nuklir secara umum diklasifikasikan berdasarkan spektrum energi neutron yang digunakan untuk mempertahankan reaksi fisi berantai, yaitu reaktor termal dan reaktor cepat. Reaktor termal memanfaatkan neutron berenergi rendah hasil proses moderasi untuk meningkatkan probabilitas fisi pada nuklida fisil seperti U-235, sedangkan reaktor cepat beroperasi dengan spektrum neutron berenergi tinggi tanpa moderasi yang signifikan (Iman Kuntoro, 2023). Spektrum neutron cepat memungkinkan pemanfaatan neutron berenergi tinggi untuk meningkatkan peluang pembiakan bahan bakar serta pembakaran aktinida minor, sehingga mendukung siklus bahan bakar tertutup dan pengurangan limbah radioaktif jangka panjang (Sekimoto, 2007)

Dalam konteks pengembangan teknologi reaktor generasi lanjut, *Generation IV International Forum* (GIF) dibentuk pada tahun 2000 sebagai wadah kerja sama internasional untuk pengembangan sistem energi nuklir generasi keempat (Gen-IV). Pengembangan reaktor Gen-IV diarahkan untuk memenuhi kebutuhan energi masa depan dengan karakteristik yang lebih berkelanjutan, aman, ekonomis, serta memiliki ketahanan terhadap proliferasi. Tujuan utama GIF meliputi peningkatan efisiensi pemanfaatan bahan bakar, pengurangan limbah radioaktif berumur panjang, peningkatan keselamatan operasional, serta fleksibilitas aplikasi, seperti produksi hidrogen dan panas proses industri. Dari lebih dari 130 konsep reaktor yang dievaluasi, GIF menetapkan enam desain utama untuk dikembangkan, yaitu *Gas-cooled Fast Reactor* (GFR), *Lead-cooled Fast Reactor* (LFR), *Molten Salt Reactor* (MSR), *Supercritical Water-cooled Reactor* (SCWR), *Sodium-cooled Fast*

Reactor (SFR), dan *Very High Temperature Reactor* (VHTR) yang diharapkan menjadi solusi energi rendah karbon pada masa depan (Pioro, 2023).

Lead-Cooled Fast Reactor (LFR) merupakan salah satu konsep reaktor cepat yang dikembangkan dalam kerangka sistem Gen-IV. LFR beroperasi dengan spektrum neutron cepat dan menggunakan logam cair berbasis timbal sebagai pendingin utama. Sifat fisika timbal yang memiliki penampang hamburan dan penyerapan neutron yang rendah memungkinkan spektrum neutron tetap berada pada daerah cepat tanpa menyebabkan moderasi yang signifikan. Reaktor ini dirancang untuk beroperasi pada suhu tinggi dengan tekanan mendekati tekanan atmosfer, mengingat titik didih timbal yang sangat tinggi serta tekanan uapnya yang rendah, sehingga memberikan keuntungan dari sisi keselamatan dan penyederhanaan desain sistem tekanan (Smith dan Cinotti, 2016).

Keunggulan lain dari LFR meliputi potensi penerapan keselamatan pasif yang tinggi, kemampuan beroperasi dengan siklus bahan bakar tertutup, serta fleksibilitas dalam penggunaan bahan bakar, termasuk bahan bakar berbasis nitrida, bahan bakar matriks inert, maupun bahan bakar berbasis thorium. Selain itu, LFR berpotensi berfungsi sebagai pembakar aktinida minor dari bahan bakar bekas reaktor air ringan (LWR), sehingga berkontribusi pada pengurangan inventori limbah radioaktif berumur panjang (Pioro, 2023).

Beberapa keunggulan utama LFR dapat dirangkum sebagai berikut (Smith & Cinotti, 2016).

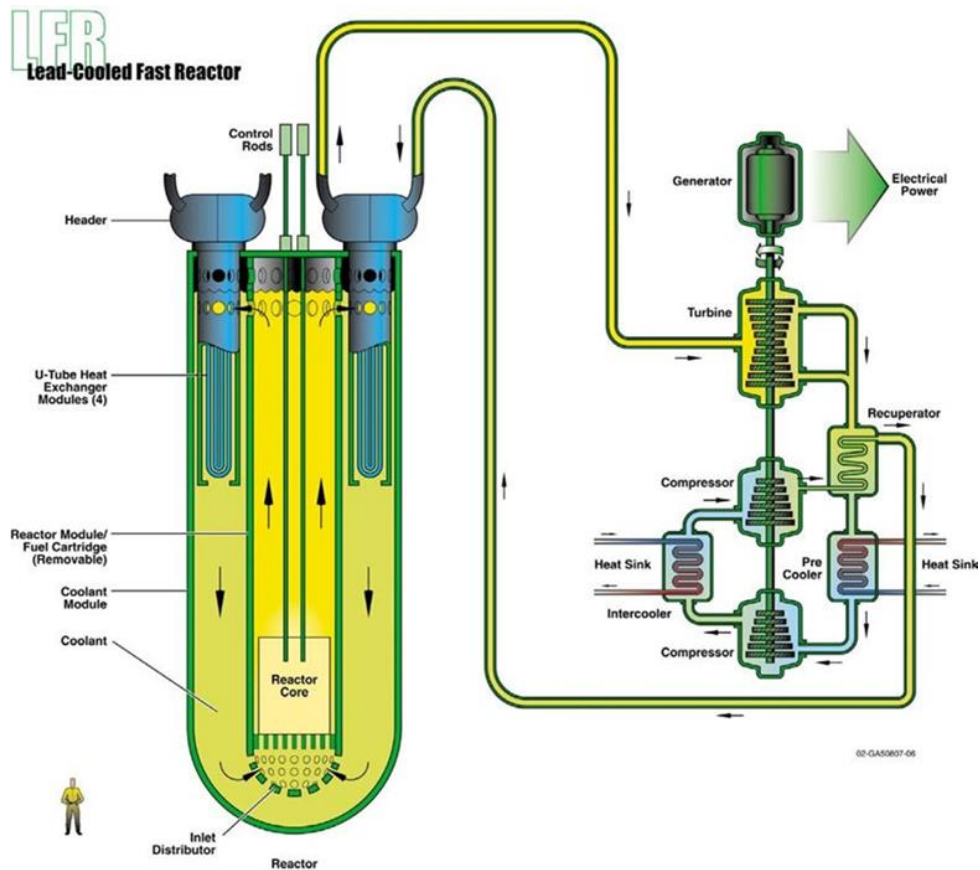
- a. Tidak adanya reaksi kimia cepat antara timbal dengan air atau udara.
- b. Titik didih yang sangat tinggi memungkinkan operasi pada tekanan rendah dan mengurangi risiko pengosongan inti akibat pendidihan pendingin.
- c. Kapasitas panas dan panas laten timbal yang besar mendukung inersia termal tinggi ketika sistem pendinginan mengalami kegagalan.
- d. Kemampuan timbal dalam menyerap radiasi gamma serta menahan produk fisi seperti iod dan cesium hingga suhu sekitar 600°C sehingga menurunkan risiko pelepasan material radioaktif.

- e. Sifat moderasi neutron yang sangat rendah sehingga memungkinkan jarak antar pin bahan bakar lebih besar dan menurunkan tekanan neutronik pada teras reaktor.

Saat ini, terdapat beberapa pendekatan ukuran LFR yang sedang dikembangkan, mulai dari sistem kecil portabel berdaya 10–100 MWe dengan umur inti sangat panjang, sistem menengah sekitar 300–600 MWe, hingga konsep sistem besar berdaya tinggi. Salah satu proyek penting adalah pembangunan prototipe BREST-OD-300 di Seversk, Rusia, yang menjadi representasi pengembangan LFR skala penuh. Selain itu, konsep lain seperti ELFR-EU dan SSTAR juga menjadi bagian dari upaya internasional dalam pengembangan LFR. Gambaran desain konseptual LFR ditunjukkan pada Gambar 2 (Pioro, 2023).

Gambaran pada Gambar 2 memperlihatkan skema kerja LFR yang mencakup sistem primer, sistem sekunder, serta sistem konversi energi. Pada sistem primer, teras reaktor ditempatkan di dalam bejana reaktor dan didinginkan oleh logam cair timbal–bismut (Pb–Bi) yang mengalir secara vertikal untuk menyerap panas hasil reaksi fisi bahan bakar. Panas dari pendingin primer kemudian dipindahkan ke sistem sekunder melalui *intermediate heat exchanger* tipe *U-tube*, sehingga fluida radioaktif tetap terisolasi dari sistem pembangkitan daya. Selanjutnya, energi termal pada sistem sekunder dimanfaatkan dalam siklus *Brayton* tertutup untuk menggerakkan turbin dan generator listrik, dengan dukungan komponen penukar panas tambahan seperti *recuperator*, *intercooler*, dan *precooler* guna meningkatkan efisiensi termal sistem. Mekanisme pengendalian reaktor dilakukan melalui batang kendali yang berfungsi mengatur reaktivitas teras, sementara sifat termofisika pendingin Pb–Bi mendukung penerapan sistem keselamatan pasif pada desain LFR (Allen dan Crawford, 2007)

Sebagai salah satu karakteristik utama LFR, penggunaan pendingin logam cair berbasis timbal, khususnya paduan timbal–bismut (Pb–Bi) memegang peranan penting dalam aspek keselamatan, karakteristik neutronik, dan performa termohidraulik reaktor. Oleh karena itu, karakteristik pendingin timbal–bismut (Pb–Bi) dibahas secara khusus pada subbab berikutnya.



Gambar 2. Desain *Lead Cooled Fast Reactor* (LFR) (Pioro, 2023)

2.3 Pendingin Timbal–Bismut (Pb–Bi)

Pendingin timbal–bismut (Pb–Bi) merupakan paduan eutektik yang tersusun dari sekitar 44,5% timbal (Pb) dan 55,5% bismut (Bi), dengan titik leleh sekitar 124°C. Titik leleh ini jauh lebih rendah dibandingkan dengan timbal murni yang memiliki titik leleh sekitar 327°C, sehingga memberikan fleksibilitas operasional yang lebih baik, terutama pada kondisi *start-up*, *shut-down*, serta selama transien suhu rendah. Karakteristik tersebut menjadikan Pb–Bi lebih mudah dikelola dari sisi operasi dan keselamatan dibandingkan pendingin timbal murni (Smith dan Cinotti, 2016).

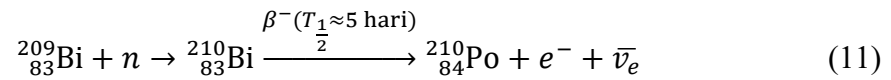
Pb–Bi memiliki kestabilan kimia yang tinggi terhadap air dan udara, serta tidak menunjukkan reaksi eksotermik cepat sebagaimana yang terjadi pada pendingin berbasis natrium. Sifat kimia ini menjadikan Pb–Bi menarik dari perspektif keselamatan, karena mengurangi risiko kejadian kimia yang dapat memperparah kondisi kecelakaan. Pengalaman penggunaan Pb–Bi telah diperoleh pada reaktor

kapal selam kelas *Alfa*, serta menjadi dasar pengembangan beberapa desain reaktor modern seperti SVBR-100 dan CLEAR-I. Selain itu, Pb–Bi juga dipertimbangkan sebagai media pendingin dan target dalam sistem subkritis untuk transmisi radionuklida berumur panjang dari bahan bakar bekas (Smith dan Cinotti, 2016)

Titik leleh Pb–Bi yang relatif rendah memperluas rentang operasi termal pendingin. Sebaliknya, penggunaan timbal murni memerlukan suhu masuk inti yang lebih tinggi untuk mencegah pembekuan selama operasi normal maupun kondisi transien. Upaya untuk menurunkan risiko pembekuan pada sistem berbasis timbal murni umumnya dilakukan dengan meningkatkan laju aliran pendingin, yang berdampak pada meningkatnya kebutuhan daya pompa serta menurunkan efisiensi ekonomi sistem. Selain itu, titik leleh timbal yang tinggi menambah kompleksitas pada sistem pembangkit uap karena memerlukan suhu air masuk yang lebih tinggi serta sistem pemanas tambahan. Prosedur pemeliharaan juga menjadi lebih menantang, karena timbal harus dijaga pada suhu sekitar 400°C agar tetap dalam fase cair, sehingga meningkatkan biaya dan kompleksitas operasi (Toshinsky *et al.*, 2020).

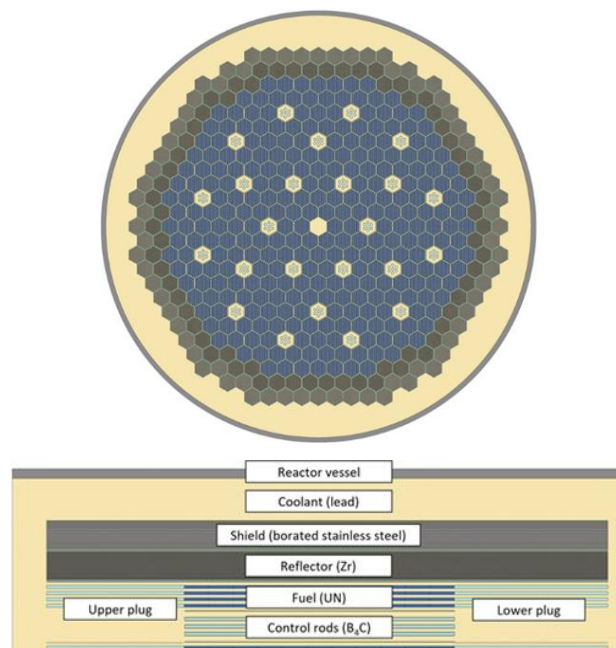
Dari sisi mekanika termal, Pb–Bi tidak mengalami perubahan volume yang signifikan selama proses peleburan, sehingga tidak menimbulkan tekanan mekanis yang besar pada struktur baja fasilitas reaktor. Sebaliknya, timbal murni mengalami peningkatan volume hingga sekitar 3,7% saat melebur, yang dapat menimbulkan tantangan dalam proses *unfreezing* dan berpotensi menyebabkan deformasi struktural. Stabilitas volume Pb–Bi ini menjadikannya lebih sesuai untuk sistem yang membutuhkan fleksibilitas operasi pada kondisi beku–cair yang berulang (Toshinsky *et al.*, 2020).

Meskipun memiliki berbagai keunggulan, penggunaan Pb–Bi juga menghadapi beberapa tantangan. Paduan ini memiliki harga yang lebih tinggi serta potensi keterbatasan pasokan bismut apabila diterapkan pada skala armada besar. Selain itu, Pb–Bi cenderung lebih korosif dibandingkan timbal murni dan memiliki konduktivitas termal yang lebih rendah, yaitu sekitar 14,3 W/m·K pada 500°C dibandingkan dengan 17,7 W/m·K pada timbal murni. Tantangan lain yang signifikan adalah produksi isotop polonium-210 (Po^{210}) akibat penyerapan neutron oleh Bi^{209} , sebagaimana ditunjukkan pada Persamaan (11).



Po^{210} memiliki waktu paruh sekitar 138,4 hari dan bersifat sangat radiotoksik serta menghasilkan panas peluruhan. Produksi Po^{210} dalam sistem berpendingin Pb–Bi dapat mencapai sekitar 10.000 kali lebih besar dibandingkan sistem berbasis timbal murni, sehingga berpotensi menimbulkan risiko paparan radiasi apabila terjadi kebocoran pendingin. Risiko ini dapat dikelola melalui penerapan protokol keselamatan yang ketat, seperti penggunaan sistem ventilasi terkontrol, alat pelindung diri, serta prosedur dekontaminasi yang sesuai (Toshinsky *et al.*, 2020).

Dengan mempertimbangkan karakteristik termofisika, kimia, dan neutroniknya, Pb–Bi tetap menjadi pendingin yang menarik untuk aplikasi reaktor cepat. Titik leleh yang rendah serta sifat neutronik yang mendukung memungkinkan penggunaan fraksi volume pendingin yang besar dan mendukung terjadinya sirkulasi alami yang kuat. Kondisi ini meningkatkan kemampuan penghilangan panas secara pasif dan mengurangi ketergantungan pada sistem pendinginan aktif (Smith dan Cinotti, 2016). Dalam penelitian ini, desain reaktor LFR yang digunakan merujuk pada Stafie *et al.* (Stafie *et al.*, 2024) dengan modifikasi bahan bakar dari UN menjadi (U–Pu)N serta penggantian pendingin dari timbal murni menjadi Pb–Bi. Gambaran representatif teras reaktor ditampilkan pada Gambar 3.



Gambar 3. Gambaran representatif dari teras reaktor LFR (Stafie *et al.*, 2024)

Tabel 1. Desain Reaktor (Stafie *et al.*, 2024)

Parameter	Nilai
Daya termal inti	100 MWth
Bahan bakar	Uranium-Plutonium Nitrida ((U-Pu)N)
Pendingin primer	Timbal-Bismut (Pb-Bi)
Material reflektor	Zirkonium
Material perisai	Stainless steel with boron (1 wt%)
Material lapisan	MA956 ODS
Material bejana reaktor	Stainless steel
Material batang kendali	B ₄ C
Jumlah FAs (<i>Fuel Assemblies</i>)	288
Jumlah pin per FA	61
Jumlah batang kontrol	24
Tinggi inti aktif	220 cm
Diameter luar pelet bahan bakar	1,485 cm
Ketebalan celah	0,043 cm
Ketebalan lapisan	0,063 cm
Diameter pin bahan bakar	1,697 cm
Bahan celah	Sodium
Densitas <i>smear</i>	89%
Ketebalan saluran FA	0,245 cm
FA <i>pitch</i>	16,3 cm
Pin <i>pitch</i>	1,94 cm
Pin <i>pitch</i> /rasio diameter	1.14
Kecepatan pendingin	1.9 m/s
Suhu rata-rata bahan bakar	900°C
Suhu rata-rata lapisan	600°C
Suhu rata-rata pendingin	600°C

2.4 Uranium-Plutonium Nitrida ((U-Pu)N)

Bahan bakar Uranium–Plutonium Nitrida ((U-Pu)N) merupakan salah satu kandidat bahan bakar yang banyak diteliti untuk aplikasi reaktor cepat karena memiliki karakteristik yang sesuai dengan kondisi operasi bersuhu tinggi. Keunggulan utama (U-Pu)N meliputi densitas atom yang tinggi, konduktivitas termal yang baik, serta stabilitas termal yang memadai. Sifat-sifat tersebut mendukung perpindahan panas yang lebih efisien, menurunkan gradien temperatur dalam bahan bakar, dan meningkatkan margin keselamatan reaktor. Selain itu, (U-Pu)N memiliki kompatibilitas kimia yang baik dengan pendingin berbasis timbal, sehingga berpotensi diaplikasikan pada *Lead-Cooled Fast Reactor* (LFR) (Allen dan Crawford, 2007).

Bahan bakar nitrida umumnya memiliki titik leleh yang tinggi, yaitu sekitar 2500 °C, serta konduktivitas termal yang relatif lebih besar dibandingkan bahan bakar oksida. Konduktivitas termal yang tinggi memungkinkan perbedaan temperatur yang lebih rendah antara pusat pin bahan bakar dan pendingin, sehingga mengurangi risiko kerusakan akibat akumulasi panas. Parameter fisis utama bahan bakar (U-Pu)N, seperti densitas, titik leleh, dan konduktivitas termal pada berbagai temperatur, ditunjukkan pada Tabel 4. Karakteristik ini menjadikan (U-Pu)N sesuai untuk memenuhi tuntutan kinerja reaktor cepat, termasuk operasi pada temperatur tinggi dan waktu operasi teras yang panjang (IAEA, 2003).

Komposisi isotop uranium dan plutonium dalam bahan bakar (U-Pu)N berpengaruh terhadap karakteristik neutronik reaktor cepat. Berdasarkan rekomendasi IAEA (2003) komposisi (U-Pu)N yang umum digunakan pada reaktor cepat mengikuti perbandingan (U_{0,8}, Pu_{0,2})N. Komposisi isotop plutonium dan uranium masing-masing ditampilkan pada Tabel 2 dan Tabel 3. Dari tabel tersebut terlihat bahwa Pu²³⁹ mendominasi fraksi plutonium dan berperan penting dalam reaksi fisi neutron cepat, sedangkan uranium didominasi oleh U²³⁸ yang berkontribusi dalam proses pembiakan bahan bakar.

Tabel 2. Komposisi Plutonium (Sobolev *et al.*, 2009)

Isotop	Fraksi (%)
Pu ²³⁸	2,332
Pu ²³⁹	56,873
Pu ²⁴⁰	26,997
Pu ²⁴¹	6,105
Pu ²⁴²	7,693

Tabel 3. Komposisi Uranium (Meija *et al.*, 2016)

Isotop	Fraksi (%)
U ²³⁴	0,0054
U ²³⁵	0,7204
U ²³⁸	99,2742

Tabel 4. Parameter bahan bakar (U-Pu)N (IAEA, 2003)

Parameter	Nilai
Densitas (g/cm ³)	14,32
Titik leleh (K)	3070 pada 1 atm dari N ₂
Konduktivitas termal (W/mK):	
1000 K	15,8
1500 K	18,0
2000 K	20,1

Berbagai studi sebelumnya menunjukkan keunggulan (U-Pu)N dibandingkan bahan bakar lain untuk reaktor cepat. Munita *et al.* (2018) melaporkan bahwa (U-Pu)N memiliki nilai faktor multiplikasi neutron yang lebih tinggi dibandingkan bahan bakar U-Zr pada fraksi bahan bakar yang sama dalam sistem LFR. Mishra *et al.* (2018) menekankan bahwa konduktivitas termal (U-Pu)N yang lebih tinggi menghasilkan distribusi panas yang lebih merata dan menurunkan risiko kegagalan *cladding*. Selain itu, penelitian lain menunjukkan bahwa (U-Pu)N juga memiliki potensi yang baik untuk diaplikasikan pada sistem reaktor cepat berbasis gas, seperti *Gas-Cooled Fast Reactor* (GFR) (Syarifah *et al.*, 2023).

Meskipun memiliki berbagai keunggulan, penggunaan (U-Pu)N juga menghadapi beberapa tantangan. Salah satu isu utama adalah kebutuhan pengayaan isotop N^{15} untuk mencegah pembentukan C^{14} yang bersifat radioaktif. Proses pengayaan N^{15} memerlukan biaya yang relatif tinggi, sehingga berdampak pada aspek keekonomian bahan bakar. Oleh karena itu, diperlukan penelitian lanjutan terkait kinerja jangka panjang, uji iradiasi, serta pengembangan metode fabrikasi yang lebih efisien untuk mendukung pemanfaatan (U-Pu)N secara optimal (Mishra *et al.*, 2018).

Berdasarkan berbagai kajian pustaka tersebut, bahan bakar (U-Pu)N dinilai memiliki prospek yang baik untuk mendukung pengembangan reaktor cepat generasi lanjut, khususnya reaktor berpendingin timbal. Keunggulan sifat termal dan kompatibilitas kimianya menjadikan (U-Pu)N sebagai salah satu pilihan bahan bakar yang relevan untuk dikaji lebih lanjut dalam analisis reaktor cepat (Allen dan Crawford, 2007)

2.5 *Burn up* Bahan Bakar Nuklir

Burn up adalah ukuran energi yang dilepaskan per satuan massa bahan bakar, menjadi indikator efisiensi pemanfaatan bahan bakar dalam reaktor. *Burn up* yang tinggi menunjukkan pemanfaatan bahan bakar yang lebih optimal. Dengan pengayaan bahan bakar yang lebih tinggi, tingkat *burn up* dapat meningkat, namun diimbangi oleh akumulasi produk fisi dan penurunan bahan fertil, yang menyebabkan rasio konversi cenderung menurun seiring kemajuan *burn up* (Sekimoto, 2007).

Energi yang dilepaskan pada satu peristiwa fisi inti U^{235} adalah sekitar 200 MeV atau setara dengan $3,2 \times 10^{-11}$ J. Untuk menentukan energi total yang dihasilkan oleh sejumlah bahan bakar, diperlukan informasi mengenai jumlah atom yang terkandung di dalam massa bahan bakar tersebut. Jumlah atom dapat dihitung menggunakan bilangan Avogadro, $N_A = 6,022 \times 10^{23}$ atom/mol, yang menyatakan jumlah partikel dalam satu mol zat. Dengan massa molar U^{235} sebesar 235 g/mol, jumlah atom U^{235} dalam 1 gram bahan bakar dapat dinyatakan dalam Persamaan (12).

$$N = \frac{N_A}{235} \quad (12)$$

dengan N adalah jumlah atom per gram bahan bakar dan N_A adalah bilangan Avogadro. Energi total yang dihasilkan apabila seluruh atom dalam 1 gram bahan bakar mengalami fisi, kemudian dapat dihitung sebagai hasil kali antara jumlah atom dan energi per peristiwa fisi seperti pada Persamaan (13).

$$E_{1g} = N \times E_f \quad (13)$$

dengan E_f menyatakan energi per satu reaksi fisi. Hasil perhitungan menunjukkan bahwa energi yang dihasilkan bernilai sekitar $8,2 \times 10^{10}$ J atau setara dengan kurang lebih 1,05 MWd. Berdasarkan nilai tersebut, burn-up teoritis maksimum untuk bahan bakar U^{235} dapat diperoleh dengan mengonversi energi per gram ke dalam satuan per ton bahan bakar seperti pada Persamaan (14).

$$BU_{\max} = \frac{1 \text{ MWd}}{1,05 \text{ g}} \times 10^6 \frac{\text{g}}{\text{t}} \approx 9,5 \times 10^5 \text{ MWd/t} \quad (14)$$

Nilai burn-up maksimum tersebut merepresentasikan kondisi ideal ketika seluruh atom U^{235} mengalami fisi. Dalam praktiknya, hanya sebagian atom yang bereaksi, sehingga diperkenalkan parameter *burn up* fraksional β , yang didefinisikan sebagai perbandingan antara jumlah atom yang telah mengalami fisi dengan jumlah atom awal dalam bahan bakar yang ditunjukkan pada Persamaan (15).

$$\beta = \frac{N_f}{N_0} \quad (15)$$

dengan N_f menyatakan jumlah atom yang telah mengalami fisi dan N_0 jumlah atom awal. Karena *burn up* maksimum terjadi pada $\beta = 1$, maka *burn up* spesifik pada suatu waktu tertentu akan sebanding dengan nilai β , sehingga dapat dituliskan pada Persamaan (16).

$$BU = \beta \times BU_{\max} \approx 9,5 \times 10^5 \beta \text{ MWd/t} \quad (16)$$

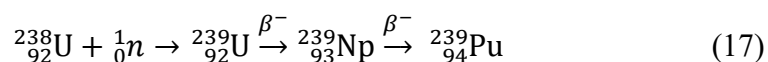
Ukuran pembakaran bahan bakar biasanya dinyatakan berdasarkan energi fisi yang dihasilkan per satuan massa bahan bakar dalam satuan megawatt-hari per ton (MWd/t). Satuan ini menunjukkan jumlah energi (dalam MWd) yang dilepaskan oleh setiap 1000 kg (1 ton) bahan bakar inti, baik fisil maupun subur (Lamarsh, 1983).

Sebagai contoh, jika sebuah reaktor memiliki 100 ton bahan bakar dan beroperasi pada daya 3000 MW selama 1000 hari, total energi yang dilepaskan adalah

3.000.000 MWd. Dengan membaginya dengan massa bahan bakar, diperoleh pembakaran sebesar 30.000 MWd/t. Pada reaktor air ringan (LWR), pembakaran bahan bakar biasanya mencapai 30.000–50.000 MWd/t, sedangkan pada reaktor cepat, pembakaran dapat mencapai 100.000–150.000 MWd/t, menunjukkan kemampuan reaktor cepat dalam memanfaatkan bahan bakar lebih efisien (Lamarsh, 1983).

2.5.1 Evolusi Bahan Bakar Selama *Burn up*

Proses penting dalam reaktor cepat adalah konversi bahan fertil menjadi isotop fisil, yang menghasilkan bahan bakar baru. Salah satu reaksi utama adalah produksi seperti Pu^{239} dari U^{238} yang ditunjukkan oleh Persamaan (17).



Dari neutron yang dihasilkan selama fisi, satu neutron diperlukan untuk mempertahankan reaksi berantai. Jika setidaknya satu neutron tambahan dapat menghasilkan inti fisil baru, reaktor disebut “*breeder*” atau pembiak bahan bakar. Sebaliknya, jika kurang dari satu inti fisil baru terbentuk, reaktor disebut “*converter*” atau pembakar. Pada reaktor pembiak, jumlah bahan bakar fisil yang dihasilkan dari bahan fertil dapat lebih besar daripada jumlah yang dimasukkan pada awal pengisian. Bahan bakar baru ini dapat dipisahkan secara kimia dan digunakan kembali dalam elemen bahan bakar baru (*recycle*) (Tester *et al.*, 2012). Reaksi konversi terjadi paling cepat pada reaktor spektrum neutron cepat karena jumlah neutron yang dihasilkan per fisi tunggal lebih tinggi, meskipun reaksi ini juga berlangsung pada reaktor termal. Konversi bahan ini penting karena berpotensi meningkatkan pasokan bahan bakar nuklir. Bahkan tanpa daur ulang, fisi Pu^{239} tetap menjadi sumber energi penting pada reaktor termal. Namun, Pu^{239} yang dihasilkan dari U^{238} juga merupakan bahan potensial untuk senjata nuklir. Oleh karena itu, penggunaan plutonium daur ulang diatur ketat untuk mencegah proliferasi, sehingga beberapa negara menghindari daur ulang, sementara negara lain mendukungnya untuk alasan strategis (Tester *et al.*, 2012).

Satu-satunya bahan alami yang dapat digunakan sebagai bahan bakar nuklir adalah uranium dan thorium. Uranium alami terdiri dari isotop U^{238} dan U^{235} , sedangkan thorium hanya terdiri dari isotop Th^{232} . Dari ketiganya, hanya U^{235} yang bersifat

Gambar 4. Diagram Rantai Transmutansi (Sekimoto, 2007)

Laju reaksi neutron diwakili dalam persamaan (18).

$$R = \sigma_x^{nm} \phi n^{nm} \quad (18)$$

di mana σ_x adalah penampang lintang reaksi (misalnya penangkapan, (n,2n), atau fisi), ϕ adalah fluks neutron, dan n^{nm} adalah kerapatan nuklida. Untuk spektrum energi kontinu, perhitungan ini juga memperhitungkan efek *resonance self-shielding*, yaitu pengurangan fluks neutron efektif akibat penyerapan pada energi resonansi oleh lapisan inti luar bahan bakar (Stacey, 2007).

Perubahan konsentrasi isotop selama *burn up* kemudian dapat dijelaskan melalui persamaan diferensial produksi dan penghancuran nuklida yang ditunjukkan oleh Persamaan (19).

$$\begin{aligned} \frac{\partial n^{24}}{\partial t} &= -\sigma_a^{24} \phi n^{24} \\ \frac{\partial n^{25}}{\partial t} &= \sigma_\gamma^{24} \phi n^{24} - \sigma_a^{25} \phi n^{25} \\ \frac{\partial n^{26}}{\partial t} &= \sigma_\gamma^{25} \phi n^{25} - \sigma_a^{26} \phi n^{26} + \lambda_{ec}^{36} n^{36} \\ \frac{\partial n^{27}}{\partial t} &= \sigma_\gamma^{26} \phi n^{26} - \sigma_{n,2n}^{28} \phi n^{28} - \lambda^{27} n^{27} \\ \frac{\partial n^{28}}{\partial t} &= -\sigma_a^{28} \phi n^{28} \\ \frac{\partial n^{29}}{\partial t} &= \sigma_\gamma^{28} \phi n^{28} - (\lambda^{29} + \sigma_a^{29} \phi) n^{29} \\ \frac{\partial n^{36}}{\partial t} &= \sigma_{n,2n}^{37} \phi n^{37} - (\lambda^{36} + \sigma_a^{36} \phi) n^{36} \\ \frac{\partial n^{37}}{\partial t} &= \lambda^{27} n^{27} - \sigma_a^{27} \phi n^{37} \\ \frac{\partial n^{38}}{\partial t} &= \sigma_\gamma^{37} \phi n^{37} - (\lambda^{38} + \sigma_a^{38} \phi) n^{38} \\ \frac{\partial n^{39}}{\partial t} &= \lambda^{29} n^{29} - (\lambda^{39} + \sigma_a^{39} \phi) n^{39} \\ \frac{\partial n^{48}}{\partial t} &= \lambda^{38} n^{38} - \sigma_a^{48} \phi n^{48} \\ \frac{\partial n^{49}}{\partial t} &= \lambda^{39} n^{39} - \sigma_a^{49} \phi n^{49} + \sigma_\gamma^{48} \phi n^{48} \\ \frac{\partial n^{40}}{\partial t} &= \sigma_\gamma^{49} \phi n^{49} - \sigma_a^{40} \phi n^{40} + \sigma_\gamma^{29} \phi n^{29} + \sigma_\gamma^{39} \phi n^{39} \\ \frac{\partial n^{41}}{\partial t} &= \sigma_\gamma^{40} \phi n^{40} - (\lambda^{41} + \sigma_a^{41} \phi) n^{41} \\ \frac{\partial n^{42}}{\partial t} &= \sigma_\gamma^{41} \phi n^{41} - \sigma_a^{42} \phi n^{42} \end{aligned} \quad (19)$$

$$\begin{aligned}\frac{\partial n^{43}}{\partial t} &= \sigma_Y^{42} \phi n^{42} - (\lambda^{43} + \sigma_a^{43} \phi) n^{43} \\ \frac{\partial n^{51}}{\partial t} &= \lambda^{41} n^{41} - (\lambda^{51} + \sigma_a^{51} \phi) n^{51} \\ \frac{\partial n^{52}}{\partial t} &= \sigma_Y^{51} \phi n^{51} - \sigma_a^{52} \phi n^{52} \\ \frac{\partial n^{53}}{\partial t} &= \lambda^{43} n^{43} - \sigma_a^{53} \phi n^{53} + \sigma_Y^{52} \phi n^{52}\end{aligned}$$

Berdasarkan Gambar 4b, beberapa penyederhanaan dilakukan untuk mempermudah analisis. Proses penangkapan neutron oleh U^{239} yang menghasilkan U^{240} , diikuti oleh peluruhan U^{240} ($t^{1/2} = 14$ jam) menjadi Np^{240} dan akhirnya meluruh lagi ($t^{1/2} = 7$ menit) menjadi Pu^{240} , disederhanakan sebagai produksi langsung Pu^{240} melalui penangkapan neutron pada U^{239} . Hal serupa diterapkan pada jalur penangkapan neutron Np^{239} yang pada kenyataannya menghasilkan Np^{240} sebelum mencapai Pu^{240} . Penyederhanaan ini menghilangkan skala waktu peluruhan sangat cepat sehingga sistem persamaan lebih stabil dan efisien untuk diselesaikan secara numerik tanpa mengurangi akurasi pada skala waktu pembakaran bahan bakar (Stacey, 2007).

Peristiwa fisi menghasilkan dua inti massa menengah dan 2–3 neutron. Produk fisi cenderung kaya neutron dan dapat mengalami peluruhan radioaktif atau menangkap neutron lebih lanjut, dengan laju produksi dan penghancuran isotop j diberikan oleh persamaan (20).

$$\frac{dn_j}{dt} = \gamma_j \sum f \phi + \sum_i (\lambda^{i \rightarrow j} + \sigma^{i \rightarrow j} \phi) n_i - (\lambda^j + \sigma_a^j \phi) n_j \quad (20)$$

dengan γ_j adalah fraksi peristiwa fisi yang menghasilkan isotop j , f adalah laju fisi, dan $\lambda^{i \rightarrow j}$ serta $\sigma^{i \rightarrow j}$ masing-masing menyatakan laju peluruhan dan penampang lintang transmudasi menuju isotop tersebut. Jumlah total produk fisi langsung maupun turunannya bertambah dari waktu ke waktu sesuai Persamaan (21).

$$\frac{dn_{fp}}{dt} = \sum_j \frac{dn_j}{dt} = \sum_j \gamma_j f \phi \quad (21)$$

Perubahan komposisi bahan bakar selama siklus reaktor diperoleh dengan mengintegrasikan persamaan di atas menggunakan fluks neutron terhadap waktu, yang diperbarui secara iteratif pada interval *burn up* tertentu (t_{burn}) hingga akhir siklus (Stacey, 2007).

Konversi bahan dijelaskan secara kuantitatif dengan rasio konversi (C), yaitu jumlah rata-rata atom fisil yang dihasilkan per atom fisil yang dikonsumsi. Jika NC atom bahan fertil diubah menjadi atom fisil baru, dan atom fisil baru ini juga dikonsumsi untuk mengubah atom fertil berikutnya, jumlah total atom fertil yang dikonversi adalah Persamaan (22).

$$NC + NC^2 + NC^3 = \frac{NC}{1-C} \quad (22)$$

Jika $C > 1$, reaktor disebut *breeder*, menghasilkan lebih dari satu atom fisil baru per atom fisil yang dikonsumsi. Reaktor yang hanya mengubah tetapi tidak menghasilkan fisil lebih disebut *converter*, sedangkan yang hanya mengkonsumsi bahan bakar disebut *burner* (Lamarsh, 1983).

Gain pemuliaan (G) mengukur seberapa jauh *breeding* terjadi dan didefinisikan pada Persamaan (23) sebagai peningkatan bersih jumlah atom fisil per atom yang dikonsumsi.

$$G = C - 1 \quad (23)$$

Jadi, misalkan $C = 1,2$. Ini berarti 1,2 atom bahan bakar baru dihasilkan untuk setiap atom yang dikonsumsi. Peningkatan bersih jumlah atom bahan bakar per atom yang dikonsumsi jelas 0,2, sehingga gain *breeding* adalah 0,2 (Lamarsh, 1983).

Breeding juga dapat dijelaskan melalui waktu penggandaan (t_{DI}), yaitu interval waktu di mana jumlah bahan fisil berlipat ganda. Dengan reaktor beroperasi pada daya konstan P_0 dan laju konsumsi bahan bakar wP_0 , waktu penggandaan linier didefinisikan pada Persamaan (24).

$$t_{DI} = \frac{m_0}{GwP_0} \quad (24)$$

Dalam praktik nyata, bahan bakar tambahan biasanya diambil secara teratur dan digunakan untuk mengisi reaktor *breeder* lainnya, sehingga total daya dan efisiensi bahan bakar dapat meningkat seiring waktu (Lamarsh, 1983).

2.5.2 Dinamika Reaktivitas Selama *Burn up*

Untuk mencapai efisiensi *burn up* yang optimal dalam reaktor nuklir, penerapan sistem siklus pengisian bahan bakar secara bertahap (*multi-batch*) sangat penting. Sistem ini memungkinkan penggantian sebagian bahan bakar yang telah terbakar dengan bahan bakar segar, sehingga durasi *burn up* dapat diperpanjang hingga

mendekati kondisi ideal. Selain itu, penggunaan racun bakar (*burnable poison*), seperti Boron-10 (B^{10}) dan Gadolinium (Gd), diperlukan untuk mengendalikan reaktivitas berlebih selama proses *burn up*. Racun bakar ini dirancang agar habis pada akhir siklus, mengikuti penurunan reaktivitas bahan bakar seiring waktu, sehingga distribusi daya reaktor tetap stabil dan terkendali. Lebih lanjut, desain distribusi daya awal serta penggunaan mekanisme pengendalian, seperti batang kontrol atau penambahan asam borat, memainkan peran krusial dalam menjaga kestabilan reaktor sepanjang siklus *burn up* (Sekimoto, 2007).

Dalam pengoperasian reaktor nuklir, faktor perkalian efektif (k_{eff}) merupakan parameter penting yang menentukan apakah jumlah neutron dalam reaktor akan meningkat atau menurun setelah satu generasi. Masa hidup rata-rata neutron (l) berbeda secara signifikan antara reaktor cepat dan reaktor termal. Pada reaktor termal, seperti reaktor air ringan (LWR), masa hidup neutron berkisar antara 2 hingga 6×10^{-5} detik, sedangkan pada reaktor cepat, masa hidup neutron lebih pendek, yaitu sekitar 0,8 hingga 2×10^{-7} detik. Seiring dengan itu, jika k_{eff} sedikit lebih besar dari 1, jumlah neutron dapat meningkat sangat cepat, sebagaimana dijelaskan oleh Persamaan (25).

$$\phi(t) = \phi(0) \exp\left(\frac{k_{\text{eff}} - 1}{l} t\right) \quad (25)$$

di mana ϕ adalah jumlah neutron, l adalah masa hidup rata-rata neutron, dan k_{eff} adalah faktor perkalian efektif. Dalam kondisi ini, kontrol reaksi sangat bergantung pada kontribusi neutron tertunda, yaitu neutron yang dilepaskan beberapa waktu setelah peristiwa fisi terjadi. Keberadaan neutron tertunda memungkinkan fluks neutron berubah secara perlahan, memberi waktu bagi mekanisme pengendalian untuk berfungsi lebih efektif (Sekimoto, 2007).

Selanjutnya, reaktivitas (ρ) menjadi parameter utama untuk mengukur penyimpangan k_{eff} dari nilai 1, yang sangat penting dalam mengontrol reaksi berantai. Reaktivitas dapat dihitung menggunakan Persamaan (26).

$$\rho = \frac{k_{\text{eff}} - 1}{k_{\text{eff}}} \quad (26)$$

Pada kondisi yang mengandalkan hanya neutron prompt, reaktor berada dalam keadaan "kritikalitas cepat." Sementara itu, kondisi yang mengandalkan neutron

tertunda disebut "kritikalitas tertunda," yang lebih diinginkan dalam desain reaktor karena memberikan kontrol daya yang lebih stabil (Sekimoto, 2007).

Reaktor nuklir juga memiliki umpan balik negatif alami, di mana peningkatan daya keluaran akan menyebabkan penurunan reaktivitas, sehingga daya reaktor akan cenderung stabil. Salah satu contoh mekanisme umpan balik negatif adalah efek Doppler, di mana peningkatan suhu bahan bakar memperlebar resonansi penampang nuklir, meningkatkan penyerapan neutron, dan mengurangi reaktivitas. Efek Doppler ini dapat dijelaskan dengan persamaan (27).

$$R(T) = N \int \sigma(T, E) \phi(T, E) dE \quad (27)$$

di mana $R(T)$ adalah penampang serapan total, ϕ adalah fluks neutron pada energi E , dan σ adalah penampang serapan energi E . Selain efek Doppler, perubahan suhu moderator juga mempengaruhi spektrum neutron termal, yang berkontribusi pada umpan balik negatif dalam reaktor (Sekimoto, 2007).

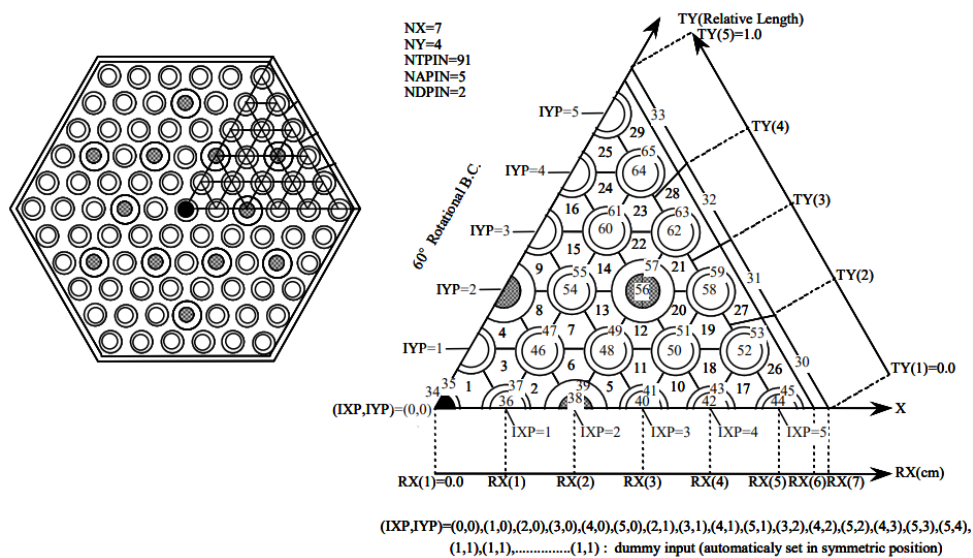
Perubahan daya dalam reaktor tidak hanya mempengaruhi suhu, tetapi juga dapat menyebabkan ekspansi bahan bakar, pendingin, dan moderator, serta perubahan tekanan dan void dalam sistem pendingin atau moderator. Efek *void* ini diukur menggunakan koefisien *void*, yang menunjukkan seberapa besar reaktivitas berubah akibat munculnya *void* dalam sistem. Secara keseluruhan, dinamika reaktor mempelajari respons reaktor terhadap perubahan daya atau kejadian tak terduga, sedangkan statika reaktor berfokus pada analisis kondisi dalam keadaan tanpa perubahan waktu. Dengan mempertimbangkan semua faktor ini dalam desain reaktor, diharapkan dapat memastikan operasi reaktor yang stabil, aman, dan efisien sepanjang siklus bahan bakar (Sekimoto, 2007).

2.6 *Standard Reactor Analysis Code (SRAC)*

Pengembangan reaktor nuklir memerlukan simulasi yang akurat untuk menganalisis distribusi fluks neutron, perubahan komposisi bahan bakar, serta parameter kinetika yang berpengaruh terhadap keselamatan dan efisiensi operasi reaktor. Salah satu alat yang digunakan untuk mendukung analisis ini adalah SRAC (*Standard Reactor Analysis Code*), yang dikembangkan oleh *Japan Atomic Energy Agency* (JAEA). SRAC adalah sistem komprehensif untuk melakukan analisis

neutronik pada berbagai jenis reaktor nuklir. Dikembangkan oleh JAEA, SRAC dirancang untuk menyediakan solusi pada perhitungan sel dan inti reaktor, termasuk analisis *burn up* bahan bakar. Sistem ini dilengkapi dengan beberapa library data nuklir seperti JENDL, ENDF/B, dan JEFF untuk lebih dari 300 isotop, serta mendukung berbagai model geometris dan metode perhitungan transport neutron (Okumura *et al.*, 2007).

Komponen utama SRAC mencakup lima kode transport dan difusi neutron yaitu PIJ untuk metode probabilitas tumbukan, pada metode ini biasanya pengguna bisa menginput geometri sel yang akan digunakan untuk perhitungan, contoh geometri sel yang bisa digunakan oleh Gambar 5.



Gambar 5. Contoh Geometri dari PIJ yaitu Hexagonal assembly with triangular pin rod arrangement (Okumura *et al.*, 2007).

Selanjutnya, ANISN dan TWOTRAN untuk transport SN satu dan dua dimensi, serta TUD dan CITATION untuk difusi multi-dimensi. SRAC juga menyediakan PEACO, opsi perhitungan resonansi *hyper-fine* menggunakan mesh energi yang sangat halus, yang meningkatkan akurasi dalam memperhitungkan efek resonansi pada bahan bakar heterogen. Selain itu, SRAC mengintegrasikan berbagai metode perhitungan resonansi, termasuk pendekatan *Narrow Resonance* (NR), *Intermediate Resonance* (IR), dan metode *hyper-fine* PEACO untuk keakuratan yang lebih tinggi dalam aplikasi tertentu. Sistem ini fleksibel dengan mendukung mode sumber tetap dan mode nilai eigen, memungkinkan simulasi spektrum

neutron pada seluruh rentang energi. Salah satu contoh perhitungan yang dapat dilakukan pada SRAC yaitu perhitungan rasio konversi pada sel bahan bakar yang dituliskan pada Persamaan (28).

$$\text{instantaneous CR}(t) = \frac{\text{FISSProduction}(t)}{\text{FISSDepletion}(t)} \quad (28)$$

Dalam SRAC, pengguna dapat secara fleksibel, tentukan pembilang (*numerator*) dan penyebut (*denominator*) dari Persamaan (28). Pembilang dan penyebut tersebut dihitung menggunakan Persamaan (29). Keduanya memiliki bentuk fungsi yang sama.

$$\text{FISSP}(t) = \int \left[\sum_g \sum_{i \in \text{Specified}} \{ \alpha^i < N^i(t) > \sigma_{x(i),g}^i(t) \Phi_g(t) + \beta^i \lambda^i N^i \} \right] dV \quad (29)$$

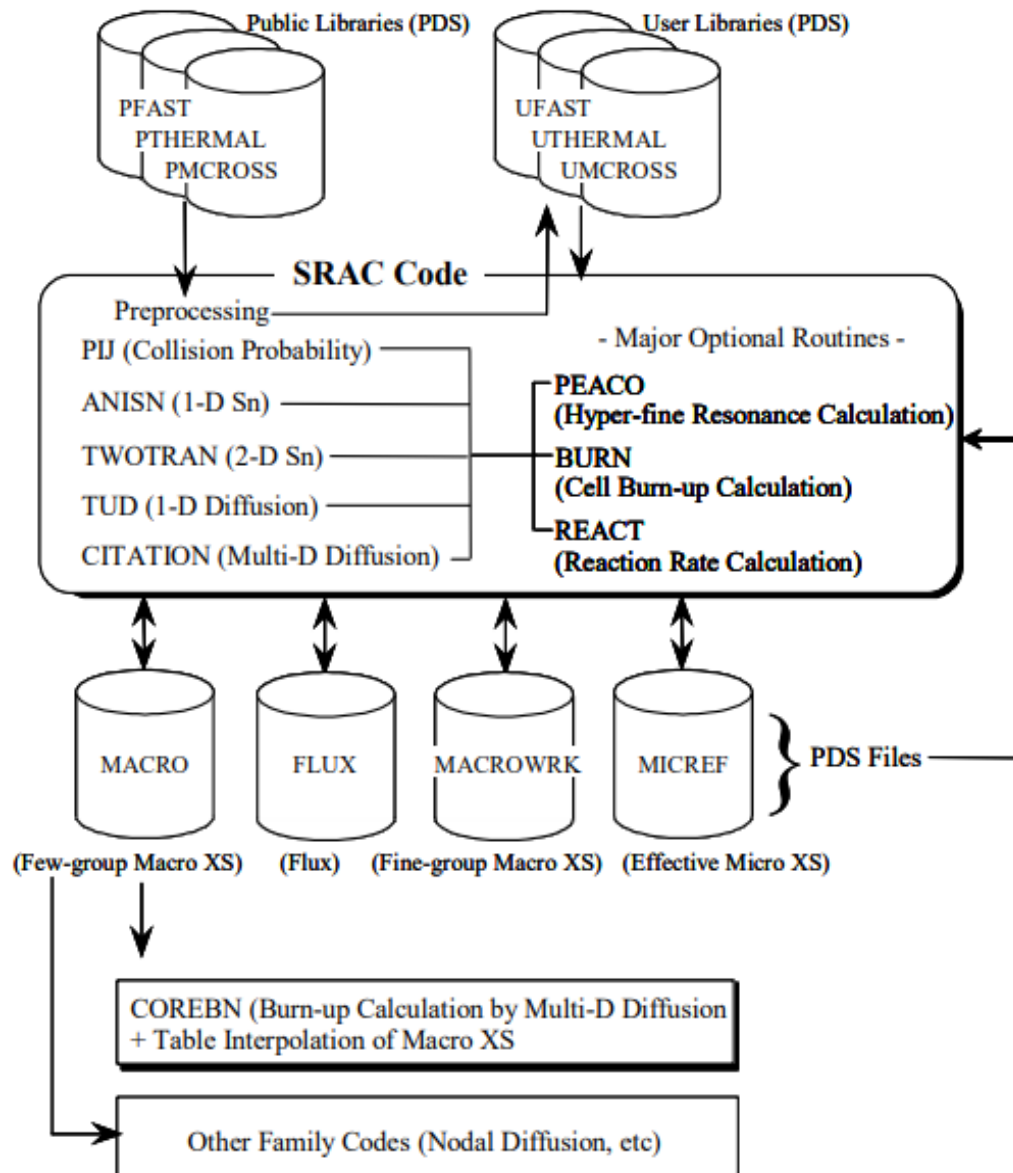
$$\text{FISSD}(t) = \int \left[\sum_g \sum_{j \in \text{Specified}} \{ \alpha^j < N^j(t) > \sigma_{x(j),g}^j(t) \Phi_g(t) + \beta^j \lambda^j N^j \} \right] dV$$

Dengan i dan j adalah nuklida terpilih dari rantai *burn up* yang digunakan pustaka, α, β adalah faktor-faktor arbitrer yang ditentukan oleh pengguna, digunakan untuk mempertimbangkan rasio percabangan (*branching ratio*) atau untuk menghilangkan (memotong) istilah-istilah yang tidak diperlukan (misalnya, $\beta=0,0$), N adalah densitas atom (*atomic number density*) dari nuklida i atau nilai 1.0 digunakan untuk mendefinisikan laju reaksi mikroskopik, $\sigma_{x(i)}^i$ adalah penampang lintang mikroskopik (*microscopic cross-section*) dari nuklida i untuk jenis reaksi x . Jenis reaksi ditentukan oleh pengguna tergantung pada nuklida i , λ adalah konstanta peluruhan dari setiap nuklida yang nilainya ditentukan dalam pustaka rantai *burn up* (*burn up chain library*). Dengan fitur ini, SRAC menjadi alat penting untuk perancangan reaktor nuklir, pengelolaan bahan bakar, dan analisis eksperimental yang memerlukan prediksi parameter fisik reaktor dengan presisi tinggi. Struktur SRAC dapat dilihat pada Gambar 6 (Okumura *et al.*, 2007).

Salah satu modul penting dalam sistem SRAC adalah COREBN, yang dirancang khusus untuk melakukan perhitungan *burn up* bahan bakar pada inti reaktor secara multi-dimensi berbasis teori difusi. COREBN mengintegrasikan interpolasi makroskopik *cross-section* berdasarkan parameter lokal seperti tingkat *burn up*, suhu bahan bakar, dan suhu moderator. Data ini diperoleh dari hasil perhitungan sel menggunakan metode probabilitas tumbukan (*collision probability*) di SRAC. COREBN memiliki fleksibilitas untuk diaplikasikan pada berbagai geometri

reaktor, termasuk geometri reaktor cepat (*fast reactor*) yang membutuhkan keakuratan tinggi dalam perhitungan spektrum neutron energi tinggi. Proses simulasi COREBN melibatkan dua tahap utama. Tahap pertama adalah perhitungan *burn up* sel dengan SRAC untuk menghasilkan tabel *cross-section* homogen. Tahap kedua adalah interpolasi tabel tersebut berdasarkan kondisi lokal inti seperti suhu bahan bakar dan moderator. Interpolasi ini memungkinkan COREBN menghitung parameter neutronik inti dengan memperhatikan perubahan distribusi waktu dan ruang, sehingga mendukung desain reaktor cepat yang lebih kompleks (Okomura, 2007).

Keunggulan COREBN dalam desain reaktor cepat termasuk kemampuan untuk menangani variasi parameter seperti fraksi void moderator dan tingkat boron kimia. Hal ini sangat relevan untuk simulasi reaktor cepat yang menggunakan bahan bakar berbasis uranium-plutonium atau thorium-uranium, di mana efek resonansi dan absorpsi neutron pada energi tinggi memiliki dampak signifikan. Selain itu, COREBN mendukung simulasi kinetika neutron dengan menghitung parameter kinetika satu-titik seperti fraksi neutron tertunda dan konstanta peluruhan untuk berbagai isotop. COREBN juga mampu menghitung reaktivitas akibat perubahan konsentrasi Xenon-135, yang krusial dalam operasi reaktor cepat berbasis spektrum neutron keras. Dengan fleksibilitas dan kemampuan analitisnya, COREBN menjadi alat penting untuk mendukung desain reaktor cepat, baik dalam tahap konseptual maupun operasional. Kombinasi antara perhitungan *burn up* sel di SRAC dan analisis inti di COREBN memberikan landasan yang kokoh untuk optimasi desain reaktor nuklir generasi berikutnya (Okomura, 2007).



Gambar 6. Struktur dari Sistem SRAC (Okumura et al., 2007)

III. METODE PENELITIAN

3.1. Waktu dan Tempat Penelitian

Penelitian ini dilaksanakan pada bulan Februari sampai November 2025. Tempat dilaksanakannya penelitian yaitu Jurusan Fisika Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam Universitas Lampung.

3.2. Alat dan Bahan

Alat dan bahan yang digunakan dalam penelitian ini yaitu Personal komputer Asus BR1100CK dengan *Operating System* (OS) *Virtualbox* Ubuntu 16.04 dan program *System Reactor Atomic Code* (SRAC) dengan tambahan kode COREBN

3.3. Prosedur Percobaan

Penelitian ini menggunakan program SRAC dan COREBN sebagai kode tambahan serta sumber data nuklida dari Pustaka JENDL-3.2 yang dikembangkan oleh *Japan Atomic Energy Agency* (JAEA). Prosedur pada penelitian ini dibagi menjadi beberapa bagian sebagai berikut.

3.3.1. Penentuan Pengayaan Bahan Bakar dan Perhitungan Densitas Atom

a. Penentuan Pengayaan Bahan Bakar

Pada penelitian ini bahan bakar yang digunakan merupakan campuran dari Uranium Nitrida (N) dan Plutonium (Pu) yang diikat dengan Nitrida (N) dengan variasi tingkat pengayaan isotop U-235, yaitu tanpa pengayaan (0%), pengayaan sebesar 1,5%, dan 3%. Pengayaan dilakukan untuk meningkatkan fraksi isotop fisil dalam bahan bakar sehingga pemanfaatannya di dalam reaktor menjadi lebih efektif. Isotop yang diperkaya adalah U^{235} karena merupakan nuklida fisil utama yang berperan dalam mempertahankan reaksi fisi berantai di dalam teras reaktor.

b. Perhitungan Densitas Atom

Tahap selanjutnya adalah melakukan perhitungan densitas atom material bahan bakar, kelongsong (*cladding*), dan pendingin menggunakan persamaan yang telah ditetapkan. Perhitungan densitas atom didasarkan pada massa jenis material, massa atom rata-rata, serta komposisi isotop bahan bakar yang digunakan. Karena penelitian ini menggunakan tiga variasi tingkat pengayaan, yaitu 0%, 1,5%, dan 3%, maka densitas atom untuk setiap variasi pengayaan dihitung secara terpisah. Hal ini bertujuan untuk memastikan bahwa masing-masing variasi pengayaan memiliki representasi komposisi atom yang sesuai dengan kondisi bahan bakar aktual di dalam teras reaktor.

Selain itu, perhitungan densitas atom disesuaikan dengan karakteristik campuran bahan bakar uranium–plutonium nitrida ((U-Pu)N) sebagaimana dijelaskan pada metode penelitian. Nilai densitas atom yang diperoleh selanjutnya digunakan sebagai parameter input utama dalam perhitungan neutronik dan *burn up* menggunakan program SRAC pada tahap analisis berikutnya. Contoh perhitungan densitas atom untuk isotop U^{235} pada bahan bakar ditunjukkan sebagai berikut.

$$\begin{aligned}
 Muo_2 &= M_1 + (Mro_2) \\
 &= 238,21768 + 32 \\
 &= 270,21768 \\
 \rho_1 &= \frac{M_1}{Mu_0} = \frac{238,21768}{270,21768} = 0,81576957 \\
 N_{U-235} &= \frac{\rho_1 \cdot f_i \cdot N_A}{M_{UO_2}} \\
 N_{U-235} &= \frac{(0,81577) \cdot (0,8) \cdot (0,6022 \times 10^{24})}{270,21768} \\
 N_{U-235} &= \frac{1,4544 \times 10^{21}}{270,21768} = 5,38232 \times 10^{18} \tag{30}
 \end{aligned}$$

Nilai densitas atom U^{235} sebesar $5,38232 \times 10^{18}$ atom/cm³ selanjutnya dikonversi ke dalam format input SRAC dengan mengalikan nilai tersebut dengan 10^{24} . Nilai densitas atom untuk nuklida lainnya dihitung dengan prosedur yang sama dan

disajikan secara lengkap pada lampiran. Komposisi bahan bakar serta nilai densitas atom untuk masing-masing variasi pengayaan ditunjukkan pada Tabel 5, Tabel 6, dan Tabel 7.

Tabel 5. Komposisi bahan bakar tanpa pengayaan

Jenis bahan bakar	Persentase (%)	Densitas Atom ($\times 10^{24}$ atom/cm³)
U ²³⁴	0,00216	$1,46937 \times 10^{-6}$
U ²³⁵	0,28816	$1,96025 \times 10^{-4}$
U ²³⁸	39,70968	$2,70130 \times 10^{-2}$
Pu ²³⁸	0,23320	$1,58637 \times 10^{-4}$
Pu ²³⁹	5,68730	$3,86886 \times 10^{-3}$
Pu ²⁴⁰	2,69970	$1,83651 \times 10^{-3}$
Pu ²⁴¹	0,61050	$4,15300 \times 10^{-4}$
Pu ²⁴²	0,76930	$5,23326 \times 10^{-4}$
N ¹⁵	50	$3,40131 \times 10^{-2}$
Total	100	

Tabel 6. Komposisi bahan bakar dengan pengayaan U²³⁵ 1,5 %

Jenis bahan bakar	Persentase (%)	Densitas Atom ($\times 10^{24}$ atom/cm³)
U ²³⁴	0,002295	$1,56198 \times 10^{-6}$
U ²³⁵	0,63750	$4,33884 \times 10^{-4}$
U ²³⁸	41,860205	$2,84901 \times 10^{-2}$
Pu ²³⁸	0,174900	$1,19037 \times 10^{-4}$
Pu ²³⁹	4,265475	$3,87079 \times 10^{-3}$
Pu ²⁴⁰	2,024775	$1,37807 \times 10^{-3}$
Pu ²⁴¹	0,457875	$3,11631 \times 10^{-4}$
Pu ²⁴²	0,576975	$3,92690 \times 10^{-4}$
N ¹⁵	50	$3,40301 \times 10^{-2}$
Total	100	

Tabel 7. Komposisi bahan bakar dengan pengayaan U^{235} 3 %

Jenis bahan bakar	Persentase (%)	Densitas Atom ($\times 10^{24}$ atom/cm ³)
U^{234}	0,00243	$1,65510 \times 10^{-6}$
U^{235}	1,35000	$9,19499 \times 10^{-4}$
U^{238}	43,64757	$2,97288 \times 10^{-2}$
Pu^{238}	0,11660	$7,94174 \times 10^{-5}$
Pu^{239}	2,84365	$1,93684 \times 10^{-3}$
Pu^{240}	1,34985	$9,19396 \times 10^{-4}$
Pu^{241}	0,30525	$2,07909 \times 10^{-4}$
Pu^{242}	0,38465	$2,61989 \times 10^{-4}$
N^{15}	50	$3,40555 \times 10^{-2}$
Total	100	

3.3.2. Penentuan Radius Pin

Perhitungan fraksi volume digunakan untuk menentukan proporsi material di dalam satu sel bahan bakar, yang meliputi bahan bakar, kelongsong, dan pendingin. Bahan bakar yang digunakan berupa campuran uranium–plutonium nitrida ((U–Pu)N) dengan variasi kandungan U^{235} tanpa pengayaan, 1,5%, dan 3%. Bahan bakar berbasis nitrida dipilih karena memiliki konduktivitas termal yang tinggi, densitas atom yang besar, serta stabilitas yang baik pada kondisi operasi reaktor cepat.

Material kelongsong yang digunakan adalah MA956 ODS, yaitu baja dispersi oksida (*oxide dispersion strengthened steel*) yang memiliki ketahanan tinggi terhadap temperatur tinggi, korosi, serta fluensi radiasi (*Special Metals Cooperation*, 2004). Pendingin yang digunakan adalah timbal–bismut (Pb–Bi), yang dikenal memiliki stabilitas termal yang baik serta tidak bereaksi secara signifikan dengan bahan bakar maupun kelongsong pada temperatur operasi Lead-Cooled Fast Reactor (LFR).

Penentuan radius sel bahan bakar dilakukan berdasarkan fraksi volume masing-masing material dengan menggunakan Persamaan (31) hingga (34)

$$A_{total} = \pi r^2 \quad (31)$$

$$A_f = \%A_f \times A_{total} \quad (32)$$

$$A_{cd} = \%A_{cd} \times A_{total} \quad (33)$$

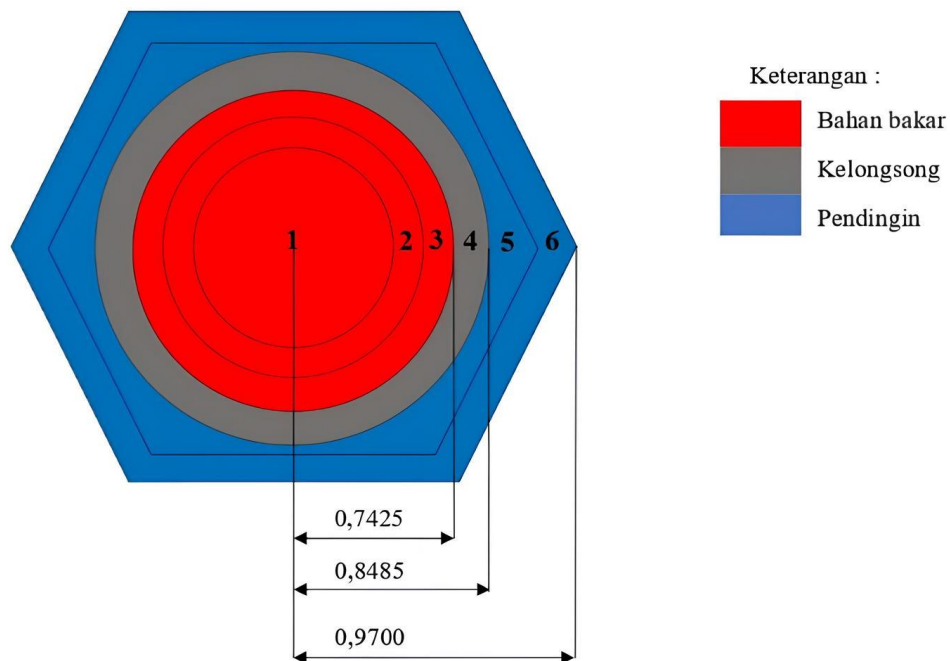
$$A_{cool} = \%A_{cool} \times A_{total} \quad (34)$$

Simbol yang digunakan meliputi A_f untuk luas area bahan bakar, A_{cd} untuk luas area kelongsong, dan A_c untuk luas area pendingin. Fraksi volume masing-masing dinyatakan dalam $\%A_f$, $\%A_{cl}$, dan $\%A_c$. Posisi setiap area ditunjukkan pada Gambar 7, sedangkan hasil perhitungan radius setiap lapisan dicantumkan pada Tabel 8.

Tabel 8. Radius Sel Bahan Bakar

Komponen	Fraksi Volume (%)	Luas (cm ²)	Radius (cm)
Bahan bakar	60%	1,77265	0,7425
Kelongsong	10%	0,29544	0,8485
Pendingin	30%	0,88633	0,9700

Hasil radius pin digunakan sebagai input dalam file PIJ untuk proses perhitungan grup lintang. Sel bahan bakar berbentuk silinder sehingga radius menjadi parameter utama yang menentukan ketebalan setiap material, seperti terlihat pada Gambar 7.



Gambar 7. Radius Sel Bahan Bakar

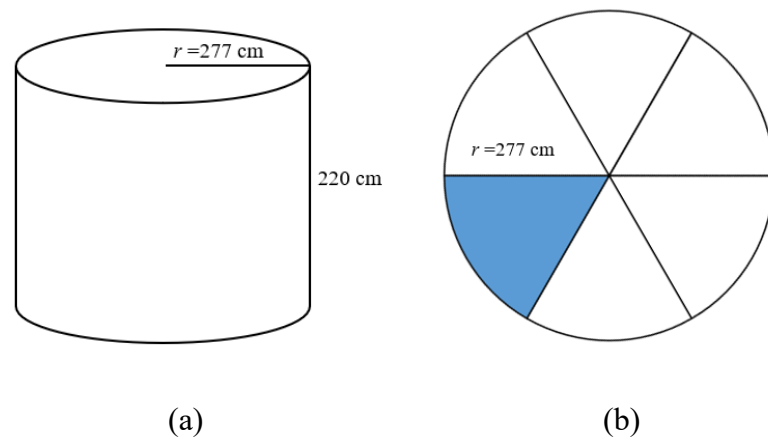
Berdasarkan Gambar 7 maka radius dari bahan bakar adalah 0,7425 cm kemudian radius dari kelongsong adalah 0,8485 cm dan radius dari pendingin adalah 0,97 cm. Pada Gambar 7, area berwarna merah atau yang ditandai dengan nomor 1, 2, dan 3 merupakan tempat bahan bakar, area berwarna abu-abu atau yang ditandai dengan nomor 4 adalah kelongsong, serta area berwarna biru atau yang ditandai dengan nomor 5 dan 6 merupakan area pendingin.

3.3.3. Homogenisasi Teras Reaktor

Perhitungan sel bahan bakar diawali dengan penentuan radius masing-masing material serta densitas atom setiap nuklida. Seluruh parameter tersebut kemudian dimasukkan ke dalam file input U1, U2, dan U3 sebagai bagian dari modul PIJ pada program SRAC. Data input meliputi radius tiap material, densitas atom nuklida, suhu operasi reaktor LFR sebesar 900 °C (1173 K), serta spesifikasi reflektor yang digunakan pada model teras.

Reflektor yang digunakan adalah timbal–bismut eutektik (*Lead–Bismuth Eutectic*, LBE), yang dipilih karena memiliki penampang serapan neutron yang rendah serta mampu mempertahankan spektrum neutron cepat. Karakteristik tersebut berkontribusi terhadap peningkatan ekonomi neutron dan efektivitas pemantulan neutron di dalam teras. Selain itu, penggunaan LBE sebagai reflektor juga kompatibel dengan jenis pendingin reaktor, sehingga mendukung kestabilan termal serta konsistensi karakteristik neutronik sistem (*Agency*, 2015).

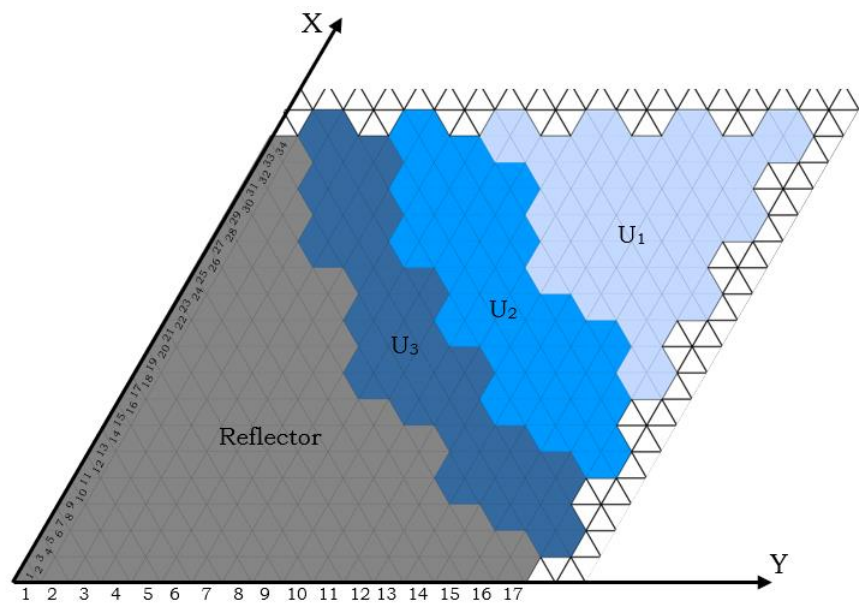
File U1, U2, dan U3 selanjutnya digunakan dalam modul COREBN untuk mengeksekusi perhitungan Burn Up sel bahan bakar dengan tiga variasi pengayaan (Okomura, 2007), yaitu tanpa pengayaan pada U1, pengayaan 1,5% pada U2, dan pengayaan 3% pada U3. Modul PIJ tidak hanya digunakan untuk perhitungan parameter neutronik tingkat sel menggunakan metode *collision probability*, tetapi juga untuk melakukan homogenisasi energi neutron dan menghasilkan data penampang lintang makroskopik yang disimpan dalam direktori *macroPDS*.



Gambar 8. (a) Teras reaktor dan (b) Penampang lintang teras reaktor

Gambar 8(a) menunjukkan teras reaktor yang dimodelkan dalam bentuk silinder dengan tinggi 220 cm dan jari-jari 277 cm. Gambar 8(b) memperlihatkan pembagian teras menjadi enam bagian simetris, di mana pada penelitian ini hanya digunakan $1/6$ bagian teras sebagai domain perhitungan untuk mengurangi beban komputasi dengan tetap mempertahankan karakteristik geometris teras secara representatif.

Pada bagian $1/6$ teras tersebut, selain zona bahan bakar UN–PuN, terdapat pula reflektor yang mengelilingi teras aktif. Reflektor ini berfungsi untuk meningkatkan pemantulan neutron ke dalam teras dan menjaga distribusi fluks neutron tetap relatif merata.



Gambar 9. Perhitungan *Burn Up* Model Triangular 2D

Gambar 9 menunjukkan representasi geometris 1/6 teras reaktor secara lebih rinci dengan pembagian zona bahan bakar ke dalam tiga area pemuatan, yaitu area U1, U2, dan U3, yang masing-masing memiliki komposisi bahan bakar berbeda. Pola pemuatan bahan bakar direpresentasikan dalam bentuk *mesh* berukuran 34×17 .

Area A diisi dengan bahan bakar tanpa pengayaan U^{235} , area B menggunakan bahan bakar dengan pengayaan U^{235} sebesar 1,5%, dan area C menggunakan bahan bakar dengan pengayaan U^{235} sebesar 3%. Penomoran elemen bahan bakar, seperti A20, menunjukkan posisi elemen tersebut pada koordinat tertentu dalam *mesh* di zona yang bersangkutan, sehingga memudahkan identifikasi lokasi bahan bakar di dalam domain 1/6 teras reaktor.

3.3.4. Penginputan Data pada HIST File (*History File*)

Setelah perhitungan tingkat sel menggunakan modul PIJ selesai dan diperoleh file *macroPDS*, langkah selanjutnya adalah menyusun HIST File (*History File*). File ini berfungsi untuk mengonversi data penampang lintang makroskopik dari *macroPDS* menjadi format file PS yang dapat dibaca dan diproses oleh modul COREBN. Selain itu, HIST File digunakan untuk mendefinisikan geometri inti reaktor, melakukan registrasi material, serta menentukan dan menempatkan elemen bahan bakar maupun elemen non-bahan bakar ke dalam teras reaktor sesuai dengan konfigurasi yang telah dirancang (Okomura, 2007).

Penyusunan HIST File dilakukan dengan memasukkan seluruh parameter yang diperlukan secara lengkap dan konsisten, meliputi pembagian zona teras, jenis material pada setiap zona, serta spesifikasi elemen bakar dan reflektor. Setelah proses input selesai, file HIST dijalankan sehingga menghasilkan file keluaran *HIST.EOIC*, yang selanjutnya digunakan sebagai data masukan utama pada simulasi *burn up* teras reaktor menggunakan COREBN. Dengan demikian, HIST File berperan sebagai penghubung utama antara perhitungan neutronik tingkat sel menggunakan PIJ dan analisis *burn up* inti reaktor secara menyeluruh menggunakan COREBN.

3.3.5. Perhitungan *Burn up* Teras Reaktor Menggunakan COREBN

Perhitungan *burn up* pada tingkat inti reaktor dilakukan menggunakan modul COREBN dalam paket program SRAC. Modul ini memanfaatkan data penampang lintang makroskopik hasil homogenisasi sel bahan bakar dari PIJ yang telah dikonversi melalui HIST File ke dalam format file PS. Data masukan utama yang diperlukan oleh COREBN meliputi periode operasi reaktor, daya termal, pola pemuatan elemen bahan bakar, serta konfigurasi elemen kendali. Proses simulasi *burn up* dijalankan menggunakan file eksekusi *CRBNgo*, yang memungkinkan perhitungan dilakukan secara bertahap sesuai dengan periode operasi yang telah ditentukan (Okomura, 2007).

Pada penelitian ini, periode *burn up* ditetapkan selama 335 hari dan 6465 hari untuk merepresentasikan kondisi awal dan kondisi operasi lanjut bahan bakar. Daya termal reaktor ditetapkan sebesar 420 MWth, sedangkan nilai daya linier disesuaikan secara otomatis oleh program berdasarkan daya total teras dan konfigurasi geometri elemen bahan bakar.

Proses perhitungan menghasilkan file keluaran utama berupa *CRBNgo.CFT99*. Apabila seluruh data masukan telah diberikan dengan benar dan proses komputasi berjalan tanpa kesalahan, pada akhir file keluaran akan muncul pesan berikut:

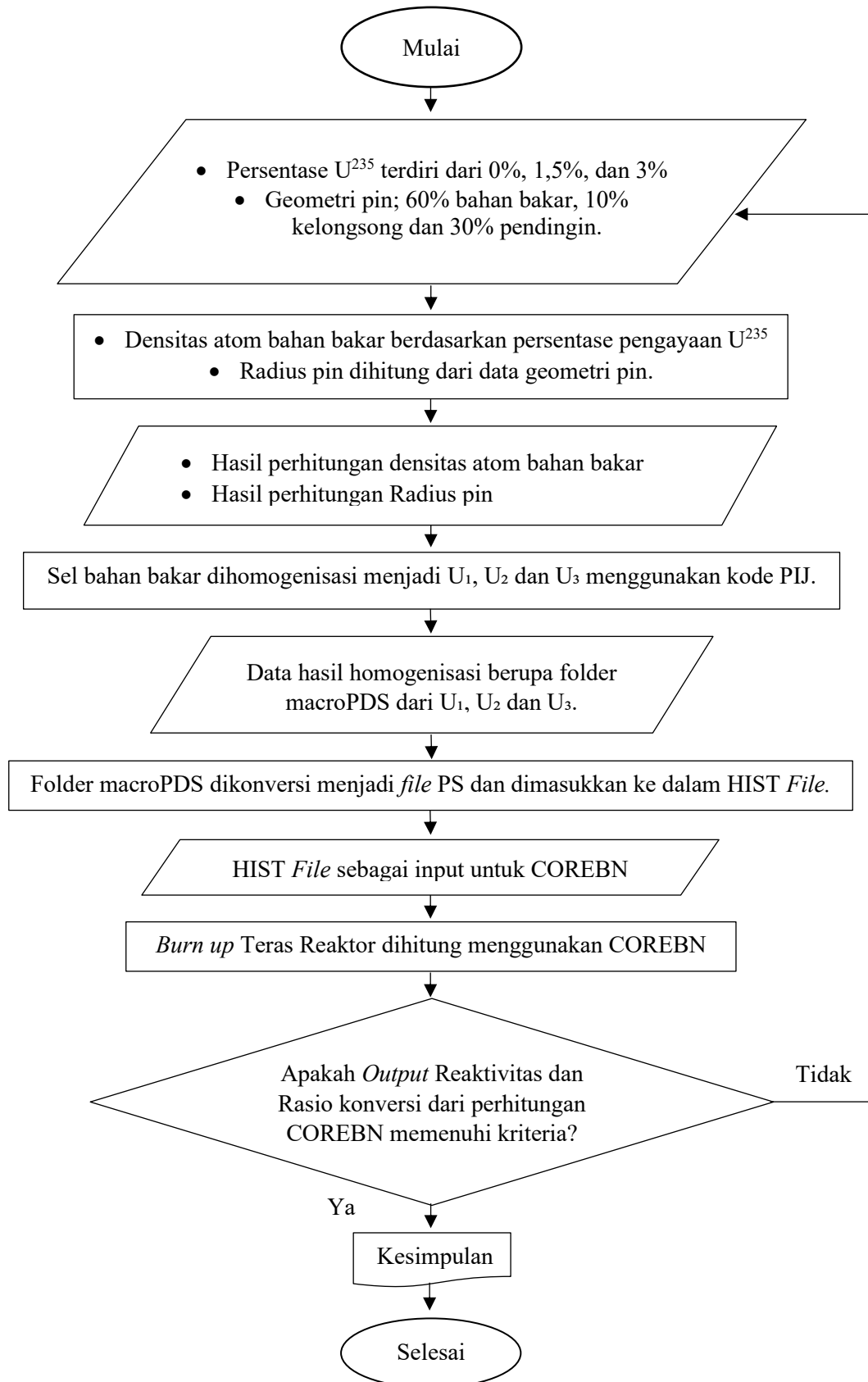
===== END OF COREBN CALCULATION =====

Apabila pesan tersebut tidak muncul, maka dilakukan pemeriksaan ulang terhadap data masukan, konfigurasi HIST File, maupun file eksekusi *CRBNgo*. Setelah kesalahan diperbaiki, proses perhitungan *burn up* dijalankan kembali hingga simulasi berhasil diselesaikan.

File *CRBNgo.CFT99* memuat parameter neutronik utama, seperti faktor multiplikasi efektif (k_{eff}) dan rasio konversi (*conversion ratio*). Parameter-parameter tersebut selanjutnya digunakan sebagai dasar analisis performa neutronik dan karakteristik *burn up* teras reaktor yang dibahas pada Bab 4.

3.4. Diagram Alir Penelitian

Diagram alir pada penelitian ini ditunjukkan oleh Gambar 10.



Gambar 10. Diagram Alir Penelitian

V. KESIMPULAN DAN SARAN

5.1 Kesimpulan

Berdasarkan pembahasan dari bab sebelumnya dapat diambil kesimpulan dari penelitian ini adalah sebagai berikut.

1. Rasio konversi dan fraksi isotop bahan bakar dipengaruhi oleh variasi tingkat pengayaan uranium dan periode *burn up*. Selama siklus *burn up*, rasio konversi meningkat dari 0,74157 pada hari ke-335 menjadi 0,81575 pada hari ke-6465, namun tetap berada di bawah satu untuk seluruh variasi pengayaan yang dianalisis. Hal ini menunjukkan bahwa reaktor LFR yang dikaji beroperasi sebagai reaktor tipe *converter*. Selain itu, pada akhir siklus *burn up* terjadi penurunan fraksi isotop fisil U^{235} , Pu^{239} , dan Pu^{241} , serta terbentuknya isotop U^{236} sebagai akibat proses penangkapan neutron.
2. Reaktivitas reaktor, yang ditinjau berdasarkan nilai faktor multiplikasi efektif (k_{eff}), dipengaruhi oleh variasi tingkat pengayaan uranium dan periode *burn up*. Pada awal periode operasi (hari ke-0), nilai k_{eff} berada pada kondisi superkritis sebesar 1,52197, kemudian menurun menjadi 1,51227 pada hari ke-335 dan terus menurun hingga mencapai 1,40364 pada akhir siklus operasi, yaitu hari ke-6465 atau sekitar 18 tahun. Penurunan ini menunjukkan terjadinya degradasi reaktivitas teras selama proses *burn up* berlangsung. Berdasarkan hasil regresi linear, kondisi kritis ($k_{eff} = 1$) diperkirakan akan tercapai pada sekitar hari ke-25.670 atau sekitar 70 tahun.
3. Distribusi rapat daya relatif dipengaruhi oleh variasi tingkat pengayaan uranium. Pada akhir siklus *burn up* (hari ke-6465), terdapat perbedaan distribusi rapat daya relatif antar zona bahan bakar. Namun demikian, pola distribusi daya secara keseluruhan tetap stabil hingga akhir periode simulasi, yaitu sekitar 18 tahun operasi reaktor.

5.2 Saran

Penelitian selanjutnya disarankan mengevaluasi konfigurasi desain teras yang lebih optimal, seperti peningkatan pengayaan awal, modifikasi fraksi volume bahan bakar, pemilihan reflektor yang lebih efektif, atau variasi pendingin alternatif untuk meningkatkan k_{eff} dan rasio konversi menuju kondisi *breeder*. Selain itu, simulasi dapat diperluas menggunakan model *burn up* lebih panjang serta mempertimbangkan distribusi daya agar diperoleh karakteristik reaktor yang lebih komprehensif dan sesuai dengan kebutuhan desain LFR generasi lanjut.

DAFTAR PUSTAKA

- Agency, N. E. (2015). *Eutectic Alloy and Lead Properties , Materials Compatibility , Thermal- hydraulics and Technologies 2015 Edition Handbook on Lead-bismuth*. Nuclear Energy Agency Organisation For Economic Co-Operation And Development.
- Alameri, S. A., & Alkaabi, A. K. (2020). *Nuclear Reactor Technology Development and Utilization: A volume in Woodhead Publishing Series in Energy*. Woodhead Publishing.
- Allen, T. R., & Crawford, D. C. (2007). Lead-Cooled Fast Reactor Systems and the Fuels and Materials Challenges. *Science and Technology of Nuclear Installations*, 7(97486),1–11.
- Asnita, R., & Fitriyani, D. (2019). Analisis Neutronik pada Reaktor Cepat dengan Variasi Fraksi Pengayaan Bahan Bakar (U-Pu)N, UC-PuC dan MOX. *Jurnal Fisika Unand*, 8(3), 266–272.
- Cisneros, A. T., Freeman, C. G., Johns, J. C., Kramer, K., & Jeffery F., L. (2020). Neutron Reflector Assembly For Dynamic Spectrum Shifting. *United States Patent*, 8(2), 1–62.
- Dittmar, M. (2012). Nuclear energy : Status and future limitations. *Energy*, 37(1), 35–40.
- Duderstadt, J., & Hamilton. (1976). *Nuclear Reactor Analysis*. John Wiley & Sons.
- Iman Kuntoro. (2023). Keselamatan Reaktor Nuklir: Reaktor Serba Guna G.A Siwabesy (RSG-GAS). Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN).
- International Atomic Energy Agency (IAEA). (2002). Comparative assessment of thermophysical and thermohydraulic characteristics of lead, lead-bismuth and sodium coolants for fast reactors. *Nuclear Power Technology Development Section International Atomic Energy Agency Wagramer Strasse 5*, 7(6), 1–65.
- International Atomic Energy Agency (IAEA). (2003). Development status of metallic, dispersion and non-oxide advanced and alternative fuels for power and research reactors. *Nuclear Power Technology Development Section International Atomic Energy Agency Wagramer Strasse 5*, 9(95), 1–95.
- Lamarsh, J. R. (1983). *Introduction to Nuclear Engineering: 2nd Edition*. Addison-Wesley Publishing Company.

- Lestari, M. A., & Fitriyani, D. (2014). Pengaruh Bahan Bakar (U-Pu)N, UC-PuC dan MOX terhadap Nilai Breeding Ratio pada Reaktor Pembiak Cepat. *Jurnal Fisika Unand*, 3(10), 14–19.
- Lewis, E. ., & Miller, W. (1984). *Computational Methods of Neutron Transport*. John Wiley & Sons.
- Massachusetts Institute of Technology (MIT). (2003). *The Future of Nuclear Power: An Interdisciplinary MIT Study*. The MIT Press.
- Meija, J., Coplen, T. B., Berglund, M., Brand, W. A., De Bièvre, P., Gröning, M., Holden, N. E., Irrgeher, J., Loss, R. D., Walczyk, T., & Prohaska, T. (2016). Isotopic compositions of the elements 2013 (IUPAC Technical Report). *Pure and Applied Chemistry*, 88(3), 293–306.
- Mishra, S., Kaity, S., Banerjee, J., Nandi, C., Dey, G. K., & Khan, K. B. (2018). U-PuO₂, U-PuC, U-PuN cermet fuel for fast reactor. *Journal of Nuclear Materials*, 499(1), 272–283.
- Munita, L., Shafii, M. A., Irka, F. H., & Su'ud, Z. (2018). Analisis Kekritisan Lead-Cooled Fast Reactor (LFR) Berdasarkan Variasi Bahan Bakar (U-Zr dan (U-Pu)N). *Jurnal Fisika Unand*, 7(1), 80–83.
- Murakami, K., Suzuki, S., & Yoshigai, K. (2003). Control Rod For Nuclear Reactor. *United States Patent*, 1(12), 1–4.
- National Research Council. (2010). *The power of renewables: Opportunities and challenges for China and the United States*. Washington: National Academy of Sciences.
- Nurkholilah, N., & Fitriyani, D. (2019). Analisis Burn Up pada Reaktor Pembiak Cepat Berpendingin Pb-Bi dengan Variasi Fraksi Bahan Bakar dan Bahan Pendingin. *Jurnal Fisika Unand*, 8(2), 184–190.
- Okomura, K. (2007). *COREBN: A Core Burn-up Calculation Module for SRAC2006*. Japan Atomic Energy Agency (JAEA).
- Okumura, K., Kugo, T., Kunio, K., & Tsuchihashi, K. (2007). SRAC2006: A Comprehensive Neutronics Calculation Code System. Japan Atomic Energy Agency (JAEA).
- Pioro, I. L. (2022). *Handbook of Generation IV Nuclear Reactors: Second Edition*. Generation IV International Forum (GIF).
- Samokhin, D. S. (2020). Nuclear reactor safety. In *Nuclear Reactor Technology Development and Utilization*. Elsevier Ltd.
- Sari, N. P., Fitriyani, D., & Irka, F. H. (2016). Analisis Neutronik Super Critical Water Reactor (SCWR) dengan Variasi Bahan Bakar ((U-Pu)N, UC-PuC dan MOX). *Jurnal Fisika Unand*, 5(1), 47–52.
- Schaeffer, N. M. (1973). *Radiation Shielding For Nuclear Engineers*. Atomic Energy Commission.

- Sekimoto, H. (2007). *Textbook Nuclear Reactor Theory*. Tokyo Institute of Technology
- Smith, C. F., & Cinotti, L. (2016). *Lead-cooled fast reactor* dalam Handbook of Generation IV Nuclear Reactors. Generation IV International Forum (GIF).
- Sobolev, V., Malambu, E., & Abderrahim, H. A. (2009). Design of a fuel element for a lead-cooled fast reactor. *Journal of Nuclear Materials*, 385(2), 392–399.
- Special Metals Cooperation. (2004). *INCOLOY alloy MA956*. 3, 1–8.
- Stacey, W. M. (2007). *Nuclear Reactor Physics*. Wiley-VCH Verlag GmbH & Co. KGa.
- Stafie, A. C., Nishiyama, J., & Obara, T. (2024). Practical Design of a Breed-and-Burn Lead-Cooled Fast Reactor with Rotational Fuel Shuffling Strategy. *Nuclear Science and Engineering*, 00(00), 1–14.
- Susdarwono, E. T. (2021). Reaksi Fisi Dan Reaksi Fusi Dalam Mekanisme Bom Atom Dan Senjata Termonuklir Vektor. *Jurnal Pendidikan IPA*. 02(1), 16–30.
- Susiati, H., Sriyana, Bahari, M. S., Fepriadi, Birmano, M. D., Priambodo, D., Anggoro, Y. D., Suparman, Lesmana, A. C., & Aryanto, A. (2023). *Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir di Indonesia (Upaya Berkelanjutan Menuju Net Zero Emission)*. Unisma Press.
- Syarifah, R. D., Aula, M. H., Arkundato, A., Nugroho, A. T., Jatisukanto, G., & Handayani, and S. (2023). Design Study Of 300mwth GFR With (U-PU)N Fuel USING SRAC-COREBN Code. *Journal of Engeenering and Applied Sciences*, 2(18), 264.
- Takeda, S., Sakurai, S., Yamamoto, Y., Kasada, R., & Konishi, S. (2015). Limitation of fusion power plant installation on future power grids under the effect of renewable and nuclear power sources. *Fusion Engineering and Design*, 1–5.
- Tester, J. W., Drake, E. M., & Driscoll, M. J. (2012). *Sustainable Energy Choosing Among Options*. The MIT Press.
- Toshinsky, G. I., Dedul, A. V., Komlev, O. G., Kondaurov, A. V., & Petrochenko, V. V. (2020). Lead-Bismuth and Lead as Coolants for Fast Reactors. *World Journal of Nuclear Science and Technology*, 10(02), 65–75.
- Wang, Z., Liu, F., Guo, Z., Zhang, J., Wang, L., & Yan, G. (2021). Advance in and prospect of moderator materials for space nuclear reactors. *International Journal of Energy Research*, 45(8), 11493–11509.
- Widiawati, N., Su'ud, Z., Irwanto, D., & Andris, D. (2021). Neutronic Study of Fast Reactor with Modified CANDU Burnup Scheme Using natural Pb, Pb(nat)-Bi Eutectic, 208Pb, and 208Pb-Bi Eutectic as Coolant. *Journal of Physics: Conference Series*, 1949(1), 1–9.

Yuan, H., Wang, G., Yu, R., Tao, Y., Wang, Z., Guo, S., Liu, W., Yun, D., & Gu, L. (2021). Lead-Cooled Fast Reactor Annular UN Fuel Design and Development of Performance Analysis Program. *Frontiers in Energy Research*, 9(7), 1–9.