

**STUDI PARAMETER DESAIN TERAS *INTEGRAL PRESSURIZED*
WATER REACTOR (iPWR) DENGAN BAHAN BAKAR KERAMIK
CAMPURAN OKSIDA (*MIXED OXIDE CERAMIC FUEL*)
MENGUNAKAN PROGRAM SRAC**

SKRIPSI

untuk memenuhi sebagian persyaratan
untuk memperoleh derajat Sarjana S-1

Program Studi Teknik Nuklir



Diajukan oleh:

HARUN ARDIANSYAH

14/364252/TK/41932

Kepada

**DEPARTEMEN TEKNIK NUKLIR DAN TEKNIK FISIKA
FAKULTAS TEKNIK
UNIVERSITAS GADJAH MADA
YOGYAKARTA**

2018

**STUDI PARAMETER DESAIN TERAS *INTEGRAL PRESSURIZED*
WATER REACTOR (iPWR) DENGAN BAHAN BAKAR KERAMIK
CAMPURAN OKSIDA (*MIXED OXIDE CERAMIC FUEL*)
MENGUNAKAN PROGRAM SRAC**

SKRIPSI

untuk memenuhi sebagian persyaratan
untuk memperoleh derajat Sarjana S-1

Program Studi Teknik Nuklir



Diajukan oleh:

HARUN ARDIANSYAH

14/364252/TK/41932

Kepada

**DEPARTEMEN TEKNIK NUKLIR DAN TEKNIK FISIKA
FAKULTAS TEKNIK
UNIVERSITAS GADJAH MADA
YOGYAKARTA**

2018

PERNYATAAN BEBAS PLAGIARISME

Saya yang bertanda tangan di bawah ini:

Nama : Harun Ardiansyah
NIM : 14/364252/TK/41932
Judul Skripsi : Studi Parameter Desain Teras *Integral Pressurized Water Reactor* (iPWR) dengan Bahan Bakar Keramik Campuran Oksida (*Mixed Oxide Ceramic Fuel*) Menggunakan Program SRAC

menyatakan bahwa skripsi dengan judul tersebut di atas saya susun dengan sejujurnya berdasarkan norma akademik dan bukan merupakan hasil plagiat. Adapun semua kutipan di dalam skripsi ini telah saya sertakan nama pembuatnya/penulisnya dan telah saya cantumkan ke dalam Daftar Pustaka.

Apabila hasil penelitian akan dipublikasikan maka sebelum melakukan proses penulisan dan publikasi saya harus mendapatkan izin dari kedua dosen pembimbing skripsi terlebih dahulu.

Pernyataan ini saya buat dengan sebenarnya dan apabila di kemudian hari ternyata saya terbukti melanggar pernyataan saya tersebut di atas, saya bersedia menerima sanksi sesuai aturan yang berlaku, termasuk di dalamnya pencabutan ijazah dan gelar kesarjanaan.

Yogyakarta, 7 Juni 2018

Yang menyatakan,

Harun Ardiansyah

NIM. 14/364252/TK/41932

HALAMAN PENGESAHAN

SKRIPSI

STUDI PARAMETER DESAIN TERAS *INTEGRAL PRESSURIZED WATER REACTOR* (iPWR) DENGAN BAHAN BAKAR KERAMIK CAMPURAN OKSIDA (*MIXED OXIDE CERAMIC FUEL*) MENGGUNAKAN PROGRAM SRAC

oleh

Harun Ardiansyah
14/364252/TK/41932

telah dipertahankan di depan Tim Penguji
pada tanggal 7 Juni 2018

Susunan Tim Penguji
Ketua Sidang

Dr. Alexander Agung, S.T., M.Sc.
NIP. 197209161998031002

Penguji Utama

Anggota Penguji

Dr.-Ing. Singgih Hawibowo
NIP. 196107061989031001

Ir. Haryono Budi Santosa, M.Sc.
NIP. 196204111988031002

Diterima dan dinyatakan memenuhi
syarat kelulusan pada tanggal 7 Juni 2018

Ketua Departemen Teknik Nuklir dan Teknik Fisika
Fakultas Teknik UGM

Nopriadi, S.T., M.Sc., Ph.D.
NIP. 197311192002121002

HALAMAN TUGAS
KEMENTERIAN RISET, TEKNOLOGI DAN PENDIDIKAN TINGGI
UNIVERSITAS GADJAH MADA
FAKULTAS TEKNIK
DEPARTEMEN TEKNIK NUKLIR DAN TEKNIK FISIKA

Nama : Harun Ardiansyah
NIM : 14/364252/TK/41932
Pembimbing Utama : Dr. Alexander Agung, S.T., M.Sc.
Pembimbing Pendamping : Dr. Ir. Andang Widi Harto, M.T.
Judul Skripsi : Studi Parameter Desain Teras *Integral Pressurized Water Reactor* (iPWR) dengan Bahan Bakar Keramik Campuran Oksida (*Mixed Oxide Ceramic Fuel*) Menggunakan Program SRAC
Permasalahan : Teknologi PWR Integral dapat dimanfaatkan untuk mengatasi permasalahan Indonesia yang membutuhkan sumber energi listrik yang masif namun dapat diterapkan di negara kepulauan. Selain itu, teknologi ini juga dapat dimanfaatkan untuk mengurangi permasalahan limbah ^{239}Pu dan ^{235}U hasil limbah reaktor nuklir yang menumpuk di dunia. Dibutuhkan studi parameter teras reaktor PWR Integral dengan bahan bakar MOX untuk mengetahui performa teras reaktor apabila digunakan bahan bakar MOX.

Pembimbing Utama

Pembimbing Pendamping

Dr. Alexander Agung, S.T., M.Sc.

NIP. 197209161998031002

Dr. Ir. Andang Widi Harto, M.T.

NIP. 196603041994031003

Mengetahui,

Ketua Departemen Teknik Nuklir dan Teknik Fisika

Fakultas Teknik UGM

Nopriadi, S.T., M.Sc., Ph.D.

NIP. 19731119 200212 1 002

Skripsi ini kupersembahkan untuk Keluargaku, dan untuk Negeriku

“Idealisme adalah kemewahan terakhir yang hanya dimiliki oleh pemuda.” –

Tan Malaka

KATA PENGANTAR

Segala puji bagi Allah SWT yang telah memberi berkah, karunia, dan rahmat-Nya sehingga penulis dapat menyelesaikan tugas akhir yang berjudul “Studi Parameter Desain Teras *Integral Pressurized Water Reactor* (iPWR) dengan Bahan Bakar Keramik Campuran Oksida (*Mixed Oxide Ceramic Fuel*) Menggunakan Program SRAC”. Tugas akhir ini merupakan salah satu persyaratan yang diperlukan untuk memperoleh gelar Sarjana Teknik.

Penulis berharap tulisan ini dapat memberikan sumbangsih terhadap opsi perkembangan teknologi reaktor nuklir di Indonesia, utamanya mengenai analisis neutronik reaktor berpendingin air ringan dengan dimensi kecil dan berbentuk modul – modul (*Small and Modular Reactor*) dan pemanfaatan Plutonium sebagai salah satu bahan bakar dalam reaktor nuklir. Namun, penulis menyadari terdapat banyak kekurangan dalam tugas akhir ini. Untuk itu penulis berharap kritik dan saran yang membangun untuk perbaikan tugas akhir ini.

Pada kesempatan ini, penulis ingin mengucapkan terima kasih yang sebesar – besarnya dalam proses pembuatan tugas akhir ini baik secara moril maupun materiil kepada:

1. Bapak, Ibu, dan adik penulis di Surabaya yang menjadi pendorong utama selama penulis menjalani kuliah di Yogyakarta, serta memotivasi penulis untuk wisuda di bulan Agustus 2018,
2. Ketua Departemen Teknik Nuklir dan Teknik Fisika serta dosen dan karyawan DTNTF FT UGM atas segala dukungan dan fasilitas yang diberikan kepada penulis selama penulis berkuliah tahun 2014 – 2018,
3. Bapak Dr. Alexander Agung, S.T., M.Sc. selaku dosen pembimbing Utama yang telah membimbing, mengarahkan, dan selalu memberikan masukan – masukan yang sangat membantu penulis selama pengerjaan tugas akhir ini,
4. Bapak Dr. Ir. Andang Widi Harto, M.T. selaku dosen pembimbing Pendamping yang telah membimbing, mengarahkan, dan selalu

memberikan masukan – masukan yang sangat membantu penulis selama pengerjaan tugas akhir ini,

5. Ibu Anung Muharini, S.T., M.T. selaku pembimbing akademik penulis selama berkuliah di DTNTF FT UGM yang selalu memberikan saran positif dan masukan agar penulis dapat segera menyelesaikan tugas akhir ini,
6. Mas Wahid Lutfi, S.T. atas bantuan, saran, serta masukan dalam pembuatan tugas akhir ini,
7. Teman–teman Program Studi Teknik Nuklir angkatan 2014 atas kebersamaannya selama 4 tahun dalam satu kelas yang sama,
8. Teman-teman Program Studi Teknik Fisika angkatan 2014 atas pengalaman yang berharga selama 4 tahun penulis berkuliah di DTNTF FT UGM,
9. Teman – teman tim KKN – PPM PPA 02 Kabupaten Supiori 2017 atas dukungan yang sangat terasa setelah penarikan KKN.
10. Teman – teman KMTNTF FT UGM, BEM KMFT UGM, Bina Antarbudaya Chapter Yogyakarta, Hosting Binabud Jogja, MPM KMFT UGM 2017, Sampoerna Academy Alumni, dan teman – teman organisasi saya yang lain yang sudah memberikan warna yang beragam selama masa kuliah penulis

Semoga Allah SWT berkenan untuk membalas segala kebaikan pihak yang telah membantu penulis untuk menyelesaikan tugas akhir ini.

Yogyakarta, 7 Juni 2018

Harun Ardiansyah

DAFTAR ISI

HALAMAN JUDUL.....	i
PERNYATAAN BEBAS PLAGIARISME.....	ii
HALAMAN PENGESAHAN.....	iii
LAMAN PERSEMBAHAN	vi
HALAMAN MOTTO	vii
KATA PENGANTAR	viii
DAFTAR ISI.....	x
DAFTAR TABEL.....	xiii
DAFTAR GAMBAR	xv
DAFTAR LAMBANG DAN SINGKATAN	xviii
INTISARI.....	xxi
ABSTRACT.....	xxii
BAB I PENDAHULUAN	1
I.1. Latar Belakang.....	1
I.2. Perumusan Masalah	3
I.2.1. Batasan Masalah	4
I.3. Tujuan Penelitian	5
I.4. Manfaat Penelitian	5
BAB II TINJAUAN PUSTAKA.....	6
II.1. Teknologi <i>Small and Modular Reactor</i> (SMR).....	6
II.2. Teknologi PWR Integral.....	7
II.3. Bahan Bakar Oksida Campuran (<i>Mixed Oxide Fuel</i>).....	9
II.4. Penelitian Mengenai Reaktor berbahan Bakar MOX.....	11

BAB III DASAR TEORI	12
III.1. Interaksi Neutron dengan Materi	12
III.2. Teori Difusi Neutron	14
III.3. Parameter Performa Neutronik Teras Reaktor	17
III.3.1. Faktor Multiplikasi Efektif.....	17
III.3.2. Rasio Konversi (<i>Conversion Ratio</i>)	21
III.3.3. <i>Burnup</i> Bahan Bakar	23
III.4. Reaktor Nuklir Termal (<i>Thermal Reactor</i>)	25
III.5. Fuel Temperature Coefficient (FTC), Moderator Temperature Coefficient (MTC), dan Void Coefficient (VC)	26
III.6. Algoritma Penyelesaian SRAC dan COREBN	29
BAB IV PELAKSANAAN PENELITIAN	33
IV.1. Alat dan Bahan Penelitian.....	33
IV.2. Tata Laksana Penelitian	33
IV.2.1. Pelaksanaan Penelitian.....	33
IV.2.2. Diagram Alir Penelitian	45
IV.3. Rencana Analisis Hasil Penelitian	51
BAB V HASIL DAN PEMBAHASAN.....	54
V.1. Desain Awal Teras Reaktor PWR Integral Menggunakan UO ₂	54
V.2. Variasi Rasio PuO ₂ di dalam Bahan Bakar MOX.....	62
V.3. Variasi Jumlah Bahan Bakar	69
V.4. Variasi Jenis Kelongsong	75
V.5. Variasi Tebal Reflektor	82
V.6. Variasi Jenis Reflektor	87
V.7. Desain Optimum Teras Reaktor	96

BAB VI KESIMPULAN DAN SARAN	104
VI.1. Kesimpulan	104
VI.2. Saran	105
DAFTAR PUSTAKA	106
LAMPIRAN.....	111
A. Kode <i>input</i> SRAC untuk membuat data tampang lintang bahan bakar dalam format macroPDS	111
B. Kode <i>input</i> HIST-COREBN untuk membuat file tampang lintang yang digunakan untuk COREBN dalam format macroPS	122
C. Kode <i>input</i> HIST-COREBN untuk mendaftarkan dan menginisiasi komponen teras reaktor	125
D. Kode <i>input</i> untuk memulai perhitungan <i>burnup</i> teras reaktor.....	132

DAFTAR TABEL

Tabel II.1 Spesifikasi reaktor untuk satu modul [15].....	9
Tabel IV.1 Variasi rasio PuO_2 dalam MOX.....	43
Tabel IV.2 Variasi diameter teras	43
Tabel IV.3 Variasi jenis kelongsong	44
Tabel IV.4 Variasi tebal radial	44
Tabel IV.5 Variasi jenis reflektor.....	45
Tabel V.1 Properti dari desain awal PWR Integral	54
Tabel V.2 Jumlah aktinida yang dihasilkan oleh desain awal teras reaktor	61
Tabel V.3 Komposisi plutonium pada PuO_2	62
Tabel V.4 Periode kekritisian yang dihasilkan oleh variasi rasio PuO_2 dalam MOX	64
Tabel V.5 Jumlah aktinida dari variasi 12% PuO_2 dalam MOX.....	67
Tabel V.6 Nilai diameter, tinggi, dan H/D dari variasi jumlah bahan bakar.....	70
Tabel V.7 Jumlah aktinida yang dihasilkan pada tahun kelima dalam variasi jumlah bahan bakar	73
Tabel V.8 Jumlah aktinida yang dihasilkan oleh teras reaktor berdiameter 165 cm	75
Tabel V.9 Jumlah aktinida yang dihasilkan oleh teras reaktor dengan jenis kelongsong zircalloy-4	81
Tabel V.10 Periode kekritisian dari variasi tebal reflektor.....	84

Tabel V.11 Jumlah aktinida yang dihasilkan oleh teras reaktor dengan tebal reflektor 14 cm	87
Tabel V.12 Jumlah aktinida yang dihasilkan oleh teras reaktor dengan reflektor <i>stainless steel</i> 304L	95
Tabel V.13 Suhu bahan bakar yang digunakan dalam perhitungan FTC	97
Tabel V.14 Hasil Perhitungan FTC	98
Tabel V.15 Nilai densitas dalam perhitungan MTC	99
Tabel V.16 Hasil Perhitungan MTC	100
Tabel V.17 Nilai densitas pada perhitungan VC	101
Tabel V.18 Hasil perhitungan VC	102

DAFTAR GAMBAR

Gambar II.1 Gambaran umum teras reaktor dari NuScale.....	8
Gambar III.1 Jumlah neutron dalam reaktor terhadap waktu berdasarkan kekritisan [24]	18
Gambar III.2 Siklus hidup neutron di dalam teras reaktor [17].....	19
Gambar III.3 Proses transmudasi sebagian material aktinida di dalam teras reaktor [22]	23
Gambar III.4 Daya reaktor sebagai fungsi waktu setelah pemasukan step reaktivitas pada tiga koefisien suhu berbeda [24].....	27
Gambar IV.1 Gambar teras reaktor dari sisi samping	38
Gambar IV.2 Gambar <i>fuel assembly</i> dari sisi atas.....	39
Gambar IV.3 Gambar teras reaktor dari sisi atas	40
Gambar IV.4 Diagram alir penelitian secara umum.....	46
Gambar IV.5 Diagram alir sub-penelitian variasi komponen teras PWR Integral	47
Gambar IV.6 Diagram alir penelitian pembuatan teras <i>Benchmark</i>	48
Gambar IV.7 Diagram alir variasi parameter teras secara umum	49
Gambar IV.8 Diagram alir perhitungan FTC, MTC, dan VC	50
Gambar V.1 Nilai k_{eff} teras desain awal selama operasi reaktor	57
Gambar V.2 Nilai rasio konversi desain awal teras reaktor selama periode operasi reaktor	58

Gambar V.3 Densitas daya aksial dari desain awal teras reaktor.....	59
Gambar V.4 Nilai k_{eff} selama operasi reaktor pada variasi rasio PuO_2 dalam MOX	63
Gambar V.5 Nilai rasio konversi selama operasi raktor pada variasi rasio PuO_2 dalam MOX.....	65
Gambar V.6 Densitas daya aksial dari variasi 12% PuO_2 dalam MOX.....	66
Gambar V.7 Perbandingan antara nilai rasio PuO_2 dalam MOX dan rasio konversi	68
Gambar V.8 Nilai k_{eff} selama periode operasi reaktor dalam variasi jumlah bahan bakar.....	71
Gambar V.9 Nilai rasio konversi selama operasi reaktor dalam variasi jumlah bahan bakar	72
Gambar V.10 Densitas daya aksial pada diameter teras reaktor 165 cm	74
Gambar V.11 Nilai k_{eff} selama operasi teras reaktor pada variasi jenis kelongsong	77
Gambar V.12 Hubungi rasio konversi selama operasi teras reaktor dalam variasi jenis kelongsong.....	79
Gambar V.13 Densitas daya aksial dari teras reaktor dengan kelongsong jenis zircalloy-4	81
Gambar V.14 Nilai k_{eff} selama operasi teras reaktor pada variasi tebal reflektor	83
Gambar V.15 Nilai k_{eff} untuk variasi tebal reflektor pada hari ke-1521	84
Gambar V.16 Nilai rasio konversi selama operasi teras reaktor dalam variasi tebal reflektor.....	85

Gambar V.17 Densitas daya aksial dalam teras reaktor dengan tebal reflektor 14 cm.....	86
Gambar V.18 Nilai k_{eff} selama operasi teras reator dalam variasi jenis reflektor	88
Gambar V.19 Nilai rasio konversi selama operasi teras reaktor dalam variasi jenis reflektor	89
Gambar V.20 Konfigurasi teras dalam PWR integral dalam CITATION X-Y ..	90
Gambar V.21 Distribusi neutron dari teras reaktor selama MOL pada teras reaktor <i>benchmark</i>	91
Gambar V.22 Distribusi neutron dari teras reaktor selama MOL pada teras reaktor yang paling optimum.....	92
Gambar V.23 Fluks neutron termal di dalam teras reaktor benchmark pada MOC	93
Gambar V.24 Fluks neutron termal di dalam teras reaktor dengan bahan bakar MOX pada MOC	93
Gambar V.25 Tampang lintang serapan neutron dari ^{240}Pu	93
Gambar V.26 Densitas daya aksial yang dihasilkan oleh teras reaktor dengan reflektor <i>stainless steel</i> 304L	95
Gambar V.27 Hasil perhitungan FTC.....	97
Gambar V.28 Hasil perhitungan MTC	99
Gambar V.29 Hasil perhitungan VC	102

DAFTAR LAMBANG DAN SINGKATAN

Lambang Romawi

<i>Lambang</i>	<i>Kuantitas</i>	<i>Satuan</i>
h	Koefisien perpindahan panas konveksi	W/(cm ² .K)
p	Probabilitas neutron lolos resonansi	-
P(t)	Laju produksi neutron	neutron/s
q	Energi	Joule
T	Suhu	K

Lambang Yunani

<i>Lambang</i>	<i>Kuantitas</i>	<i>Satuan</i>
Σ	Tampang lintang makroskopik	- cm ⁻¹
ε	Faktor fisi cepat	
λ	Konstanta Peluruhan	s ⁻¹
ρ	Densitas	g/cc
σ	Tampang lintang mikroskopik	barn (10 ⁻²⁴ cm ²)
σ_c	Tampang lintang mikroskopik reaksi tangkapan	barn (10 ⁻²⁴ cm ²)
σ_e	Tampang lintang mikroskopik reaksi hamburan elastis	barn (10 ⁻²⁴ cm ²)
σ_f	Tampang lintang mikroskopik reaksi fisi	barn (10 ⁻²⁴ cm ²)
σ_i	Tampang lintang mikroskopik reaksi hamburan inelastis	barn (10 ⁻²⁴ cm ²)
σ_s	Tampang lintang mikroskopik reaksi hamburan	barn (10 ⁻²⁴ cm ²)

Subskrip

<i>Lambang</i>	<i>Deskripsi</i>
a	<i>Absorption</i>
c	<i>Capture</i>
cli	Permukaan dalam kelongsong
clo	Permukaan luar kelongsong
d	Difusi
e	<i>Elastic</i>
F	Fuel
f	<i>Fissile</i> / fast
fl	Aliran
g	Grup
i	<i>Inelastic</i>
j	Indeks koordinat
s	<i>Scattering</i>
th/T	Termal
w	Permukaan

Superskrip

<i>Lambang</i>	<i>Deskripsi</i>
F	Fuel
fert	Fertil
fiss	Fisil
I	Iodin
i	Indeks koordinat
j	Indeks koordinat
k	Indeks koordinat
Pm	Prometium
Sm	Samarium
Xe	Xenon

Singkatan

BBNB	Bahan Bakar Nuklir Bekas
BOL	<i>Beginning of Life</i>
BWR	<i>Boiling Water Reactor</i>
CR	<i>Conversion Ratio</i>
EOL	<i>End of Life</i>
FA	<i>Fuel Assembly</i>
FP	<i>Fission Product</i> (Produk Fisi)
FTC	<i>Fuel Temperature Coefficient</i>
GWe	<i>Gigawatt-electric</i>
HTR	<i>High Temperature Reactor</i>
IAEA	<i>International Atomic Energy Agency</i>
iPWR	<i>Integral PWR</i> (PWR Integral)
MOL	<i>Middle of Life</i>
MOX	<i>Mixed Oxide Fuel</i>
MTC	<i>Moderator Temperature Coefficient</i>
MW	<i>Megawatt</i>
MWe	<i>Megawatt-electric</i>
NTT	Nusa Tenggara Timur
PLTN	Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir
PWR	<i>Pressurized Water Reactor</i>
SMR	<i>Small and Modular Reactor</i>
SSK	Sistem, Struktur, dan Komponen
TBP	<i>Tributyl Phosphate</i>
VC	<i>Void Coefficient</i>

STUDI PARAMETER DESAIN TERAS *INTEGRAL PRESSURIZED WATER REACTOR* (iPWR) DENGAN BAHAN BAKAR KERAMIK CAMPURAN OKSIDA (*MIXED OXIDE CERAMIC FUEL*) MENGGUNAKAN PROGRAM SRAC

oleh

Harun Ardiansyah
14/364252/TK/41932

Diajukan kepada Departemen Teknik Nuklir dan Teknik Fisika Fakultas Teknik
Universitas Gadjah Mada pada tanggal
untuk memenuhi sebagian persyaratan untuk memperoleh derajat
Sarjana S-1 Program Studi Teknik Nuklir

INTISARI

Pressurized Water Reactor (PWR) Integral dengan menggunakan bahan bakar *Mixed Oxide* (MOX) dapat menjadi solusi untuk mengatasi permasalahan elektrifikasi di negara kepulauan dan dapat mengakomodasi pergantian bahan bakar dari UO_2 menuju MOX. PWR Integral merupakan reaktor nuklir modular dengan daya sekitar 45 *megawatt-electric* (MWe) untuk satu modulnya. Saat ini, PWR Integral menggunakan bahan bakar UO_2 sebagai bahan bakar utama. Belum adanya penelitian mengenai PWR Integral dengan menggunakan bahan bakar MOX membuat penelitian ini penting untuk dilakukan.

Penelitian ini bertujuan untuk mengetahui perubahan performa neutronik teras reaktor dari yang sebelumnya menggunakan bahan bakar UO_2 menjadi MOX. Penelitian ini dilakukan dengan cara mengubah rasio PuO_2 dalam MOX, jumlah bahan bakar, jenis kelongsong, tebal reflektor, dan jenis reflektor. Faktor-faktor yang diperhatikan adalah nilai kekritisasi (k_{eff}), rasio konversi, jumlah aktinida, *fuel temperature coefficient* (FTC), *moderator temperature coefficient* (MTC), dan *void coefficient* (VC), juga dilakukan perbandingan dengan teras reaktor *benchmark*.

Hasil penelitian menunjukkan performa teras reaktor dengan menggunakan bahan bakar MOX lebih baik daripada UO_2 . Hal ini dilihat dari periode kekritisasi teras reaktor yang mencapai 1521 hari dengan nilai rasio konversi paling rendah adalah 0,622004. *Excess reactivity* yang dimiliki juga lebih rendah yaitu 1,0745932 dimana desain awal bernilai 1,1035821. Aktinida yang dihasilkan juga mengalami tren penurunan seiring reaktor beroperasi. Nilai FTC, MTC, VC yang dihasilkan selalu bernilai negatif baik di awal, tengah, atau akhir operasi reaktor. nilai FTC terendah terjadi saat awal operasi reaktor dengan nilai -3,83211 pcm/K, nilai MTC terendah terjadi di tengah operasi reaktor dengan nilai -32,3523 pcm/K, nilai VC terendah terjadi saat akhir operasi reaktor dengan nilai -151,982 pcm/% void.

Kata kunci: PWR Integral, MOX, k_{eff} , rasio konversi, faktor keselamatan
Pembimbing Utama : Dr. Alexander Agung, S.T., M.Sc.
Pembimbing Pendamping : Dr. Ir. Andang Widi Harto, M.T.

**CORE DESIGN PARAMETRIC STUDY OF INTEGRAL PRESSURIZED
WATER REACTOR (iPWR) WITH MIXED OXIDE CERAMIC FUEL USING
SRAC CODE SYSTEM**

by

Harun Ardiansyah
14/364252/TK/41932

Submitted to the Department of Nuclear Engineering and Engineering Physics
Faculty of Engineering Universitas Gadjah Mada on
In partially fulfillment of the requirement for the Degree of
Bachelor of Engineering in Nuclear Engineering

ABSTRACT

Integral Pressurized Water Reactor (PWR) using Mixed Oxide (MOX) fuel can be used as a solution to handle electrification problem in archipelago countries. It also can be used to accomodate the transition of fuel from UO_2 to MOX. Integral PWR is a modular nuclear power plant with amount of power around 45 megawatt-electric (MWe) for each module. Recently, Integral PWR use UO_2 fuel as the main fuel. Reseach about Integral PWR using MOX is hardly found. It makes this research worth to be done.

This research has a purpose to determine the change of reactor core neutronic performance from UO_2 fuel into MOX fuel. This research is done by modifying PuO_2 ratio in MOX, number of fuel, type of cladding, reflector thickness, and type of reflector. Factors to be observed are value of criticality (k_{eff}), conversion ratio, actinide inventory, fuel temperature coefficient (FTC), moderator temperature coefficient (MTC), and void coefficient (VC). It is also done by having a comparison with benchmark reactor core.

The result shows that the performance of reactor core using MOX is better that reactor core using UO_2 . this can be observed from period of criticality of reactor core that can be critical up to 1521 days with the lowest value of conversion ratio is 0,622004. The excess reactivity of this reactor core is lower that the benchmark design (1,07745932 compared to 1,1035821). Actinide produced by this core shows a declining trend during reactor operation. The value of FTC and VC was always negative in the beginning, middle, and end of reactor operation. The lowest FTC value happened at the beginning of reactor operation by -3,83211 pcm/K, the lowest value of MTC happened in the middle of reactor operation by -32,3523 pcm/K, the lowest value of VC happened at the end of reactor operation by -151,982 pcm/% void.

Kata kunci: Integral PWR, MOX fuel, k_{eff} , conversion ratio, safety-related factors
Supervisor : Dr. Alexander Agung, S.T., M.Sc.
Co-supervisor : Dr. Ir. Andang Widi Harto, M.T.

BAB I

PENDAHULUAN

I.1. Latar Belakang

Kebutuhan energi di dunia saat ini semakin meningkat seiring dengan berkembangnya teknologi yang ada di dunia, termasuk di Indonesia. Saat ini, sudah berkembang begitu banyak jenis energi baru dan terbarukan yang diterapkan di Indonesia seperti sel surya, tenaga air, tenaga angin, dan lain sebagainya [1]. Namun, saat ini kebutuhan energi di Indonesia tidak hanya berfokus pada pemenuhan energinya, namun juga bermasalah pada pemerataan pasokan energi. Rasio elektrifikasi di Indonesia berkisar pada angka 92,80%. Namun, hal itu tidak menjamin meratanya pasokan listrik di seluruh Indonesia. Pada kenyataannya, menurut paparan dari Menteri Energi dan Sumber Daya Mineral pada bulan Juni 2017, terdapat beberapa provinsi yang rasio elektrifikasinya masih sangat rendah seperti NTT dengan rasio 59,17% dan Papua dengan rasio 48,74% [2]. Teknologi reaktor nuklir dapat menjadi solusi untuk menyelesaikan permasalahan ini.

Teknologi nuklir adalah salah satu jenis teknologi ramah lingkungan yang dapat menjadi solusi untuk mengatasi kebutuhan energi yang masif. Teknologi nuklir dapat berperan untuk menjadi beban dasar (*base load*) untuk menopang kebutuhan energi di Indonesia, namun teknologi reaktor nuklir belum sepenuhnya dapat diterapkan di Indonesia. Saat ini, reaktor dengan pendingin air yang memiliki daya besar menjadi pilihan di sebagian besar negara yang sudah menerapkan teknologi nuklir seperti Amerika Serikat, Jepang, Swedia, dan Prancis [3]. Teknologi reaktor dengan daya besar ini tidak dapat sepenuhnya diterapkan di Indonesia meskipun banyak negara telah menggunakannya. Indonesia yang merupakan negara kepulauan, terdiri dari ribuan pulau baik pulau kecil maupun besar. Apabila reaktor dengan daya besar digunakan di Indonesia, maka struktur, sistem, komponen (SSK) dari reaktor tersebut harus dibangun secara *on-site*, yang berarti pembangunan harus dilakukan pada lokasi yang akan menjadi lokasi tapak reaktor nuklir. Pertimbangan lainnya, juga terdapat kerugian akibat hilangnya

energi listrik yang terbuang akibat transmisi yang terlalu jauh apabila listrik yang dihasilkan hendak ditransmisikan ke luar pulau yang menjadi tapak reaktor nuklir.

Selain permasalahan jenis teknologi reaktor yang digunakan, permasalahan limbah bahan bakar juga perlu untuk diperhatikan. Saat ini, terdapat sekitar 450 reaktor nuklir yang beroperasi di seluruh dunia dengan didominasi PLTN tipe PWR dan BWR [4]. Mayoritas *spent fuel* dari reaktor nuklir tersebut dikelola dalam *interim storage* dan pembuangan langsung tanpa melalui *reprocessing*. Berdasarkan penelitian yang telah dilakukan pada tahun 2017, limbah reaktor nuklir termal komersial pada umumnya akan menghasilkan 28 kg plutonium per *Terawatt-hour-electrical* keluaran listrik. Nilai ini dapat bervariasi sesuai dengan nilai rata – rata *burnup* dari reaktor. Jumlah plutonium yang ada di dunia saat ini makin menumpuk karena tidak digalakkannya *reprocessing* untuk mengolah kembali plutonium yang masih memiliki potensi menjadi bahan bakar reaktor nuklir. Plutonium yang tidak diolah ini juga memiliki potensi untuk disalahgunakan menjadi bom nuklir bila tidak dimanfaatkan dengan baik [5].

Untuk mengatasi kedua permasalahan di atas, PWR Integral dapat dijadikan pilihan yang dapat dipertimbangkan. PWR Integral merupakan jenis reaktor nuklir dengan daya yang kecil (160 MW) yang terpasang dalam bentuk modul – modul. Layaknya reaktor jenis PWR lainnya, di dalam PWR Integral terdapat *pressurizer* dan *steam generator* yang terpasang secara integral di dalam modul pengungkung bejana reaktor, sehingga reaktor ini memiliki dimensi yang kecil bila dibandingkan dengan PWR lainnya. Bentuknya yang berupa modul juga mempermudah proses pembangunan karena pembangunan SSK tidak harus dilakukan secara *in-site* [6]. Dengan daya yang kecil dan bentuknya berupa modul, reaktor ini menempati luas wilayah yang lebih kecil dibandingkan dengan PWR lainnya.

Saat ini, desain PWR integral masih menggunakan bahan bakar berupa keramik UO_2 yang menghasilkan *spent fuel* yang besar. Untuk permasalahan bahan bakar nuklir, *Pu-vector* yang menumpuk di dunia dapat dilakukan *reprocessing* dan dibuat dalam satu bahan bakar baru berupa *Mixed Oxide* (MOX). MOX menggunakan campuran uranium dan plutonium yang dibuat dalam keramik

oksida. Penggunaan MOX dalam bahan bakar nuklir diharapkan akan mampu mengurangi jumlah limbah radioaktif Plutonium yang menumpuk di seluruh dunia [7]. Belum adanya penelitian mengenai performa teras PWR Integral dengan bahan bakar MOX menjadikan penelitian ini dibutuhkan untuk mengetahui informasi parameter desain teras yang memengaruhi kinerja teras reaktor.

Penelitian mengenai komparasi antara desain PWR Integral berbahan bakar UO_2 dan berbahan bakar MOX dilakukan dengan menggunakan perangkat lunak atau simulasi yang dapat menggambarkan kondisi teras reaktor. Untuk penelitian ini, kode simulasi reaktor yang digunakan adalah SRAC2006 dengan kode tambahan COREBN. Kedua kode tersebut bekerja secara seri untuk menyelesaikan perhitungan *burnup*. Dari hasil perhitungan menggunakan SRAC dan COREBN, dapat diketahui informasi parameter desain teras sehingga dapat diketahui pula bagaimana kinerja dari teras yang berbahan bakar MOX bila dibandingkan dengan UO_2 . Pada penelitian ini, geometri yang digunakan disesuaikan dengan pustaka dan desain PWR Integral berbahan bakar UO_2 sebagai dasar acuan untuk dilakukan variasi. Variasi dilakukan pada rasio PuO_2 pada MOX, bahan kelongsong, tebal reflektor, bahan reflektor, dan jumlah bahan bakar yang digunakan. Diharapkan dengan penelitian ini didapatkan konfigurasi teras yang optimum dan dapat diterapkan sebagai opsi penerapan teknologi PLTN yang dapat digunakan di Indonesia.

1.2. Perumusan Masalah

PWR Integral yang saat ini akan dioperasikan di dunia menggunakan bahan bakar UO_2 sebagai bahan bakar utamanya. Akan tetapi, desakan untuk melakukan *reprocessing* terhadap bahan bakar bekas untuk dijadikan bahan bakar yang baru berupa MOX menjadi begitu besar seiring menumpuknya limbah bahan bakar nuklir yang ada di dunia. Secara teoritis, PWR Integral dengan bahan bakar MOX akan mampu meningkatkan kemampuan neutronik dari teras reaktor. Namun, untuk

mengetahui lebih lanjut mengenai kinerja reaktor secara umum, perlu dilakukan penelitian yang lebih komprehensif.

Penelitian mengenai kinerja teras reaktor dengan bahan bakar MOX ini dapat dilakukan dengan melakukan simulasi teras reaktor PWR Integral dengan menggunakan kode simulasi teras reaktor nuklir. Dengan menggunakan simulasi ini, penelitian akan mendapatkan informasi parameter desain teras reaktor seperti kekritisitas (k_{eff}), rasio konversi (*conversion ratio*/CR), inventori aktinida, *fuel temperature coefficient* (FTC), *moderator temperature coefficient* (MTC), dan *Void Coefficient* (VC). Kelima informasi tersebut dapat dianalisis untuk menentukan performa teras reaktor secara keseluruhan. Sebagai acuan, disimulasikan pula teras reaktor dengan bahan bakar UO_2 untuk mengetahui perubahan performa teras reaktor dari bahan bakar UO_2 ke MOX.

I.2.1. Batasan Masalah

Berikut batasan masalah yang digunakan dalam penelitian ini:

1. Parameter yang akan divariasikan meliputi rasio PuO_2 dalam bahan bakar MOX, jumlah bahan bakar, jenis kelongsong, tebal reflektor, dan jenis reflektor,
2. Data yang diperlukan untuk parameter yang divariasi didapatkan dari sumber terkait dan telah diolah sebelum simulasi dilakukan,
3. Simulasi parameter desain teras dilakukan dengan menggunakan program SRAC dan COREBN,
4. Simulasi termohidrolik tidak dilakukan dalam penelitian ini. Sifat-sifat termohidrolik dalam simulasi ini dianggap konstan dan sesuai dengan data yang ada,
5. Simulasi dilakukan dengan asumsi seluruh bahan bakar dalam kondisi baru (*fresh fuel*) dan tidak terdapat batang kendali di dalam teras reaktor. Simulasi juga dilakukan dalam keadaan normal (bukan kecelakaan),
6. Struktur teras disederhanakan dengan tidak memperhitungkan komponen-komponen penyokong teras seperti *gas plenum*, *spacer*, dan sebagainya.

I.3. Tujuan Penelitian

Tujuan dari penelitian ini adalah untuk mengetahui perubahan performa neutronik teras PWR Integral dari yang awalnya menggunakan bahan bakar UO_2 menjadi bahan bakar MOX. Dalam penelitian ini, perubahan performa teras reaktor dilakukan untuk mengetahui,

1. Perubahan kekritisan (k_{eff}) pada periode *burnup* tertentu,
2. Perubahan nilai Rasio Konversi (*Conversion Ratio*) dari bahan bakar MOX untuk PWR Integral,
3. Jumlah material aktinida hasil dari reaksi fisi dalam PWR Integral.
4. Nilai *Fuel Temperature Coefficient* (FTC), *Void Coefficient* (VC), dan *Moderator Temperature Coefficient* (MTC) untuk desain yang paling optimum dalam kondisi *Beginning of Life* (BOL), *Middle of Life* (MOL), *End of Life* (EOL).

I.4. Manfaat Penelitian

Penelitian ini dapat memberikan manfaat pada perancangan dan pengembangan desain teras PWR Integral untuk memenuhi persyaratan umum yang diperlukan untuk sebuah PWR Integral dengan bahan bakar MOX. Dengan perancangan dan pengembangan desain ini, diharapkan reaktor PWR Integral ini dapat dijadikan opsi untuk terapkan sebagai teknologi PLTN yang diterapkan di Indonesia.

BAB II

TINJAUAN PUSTAKA

II.1. Teknologi *Small and Modular Reactor* (SMR)

Teknologi *Small And Modular Reactor* (SMR) didefinisikan sebagai salah satu jenis reaktor maju yang memiliki kapasitas daya hingga 300 MWe dan dapat dibuat dalam satu pabrik dalam bentuk modul-modul. Yang dimaksud dari dapat dibuat dalam satu pabrik ini adalah komponen utama yang menyusun reaktor dapat dibuat secara terpisah di dalam pabrik dan tidak mengharuskan reaktor dibuat secara *on-site* [8]. Teknologi ini memungkinkan penggunaanya untuk mendapatkan desain yang *compact* dan dapat ditransportasikan dengan menggunakan kapal, truk, ataupun kereta menuju tapak reaktor nuklir [9].

Teknologi ini awalnya berkembang dari adanya keinginan untuk membuat reaktor nuklir dengan ukuran yang lebih kecil. Sebelumnya, desain reaktor nuklir bervariasi antara 60 MWe hingga lebih dari 1600 MWe. Alasan utama reaktor yang lebih kecil ini dikembangkan adalah karena begitu mahalnya biasa konstruksi yang harus dikeluarkan untuk reaktor yang memiliki daya besar. Hal ini salah satunya disebabkan kebutuhan dari reaktor yang memiliki daya besar terhadap pasokan daya listrik hingga sekitar 4 GWe. Teras reaktor dalam SMR dapat dibuat secara independen atau beberapa modul tergantung kebutuhan generasi listrik yang diinginkan [10].

Selain ukurannya yang kecil dan bentuk modularnya yang menguntungkan untuk mempercepat proses konstruksi, keuntungan lain dari penerapan teknologi SMR di antaranya adalah fleksibilitas daya yang dihasilkan oleh SMR dimana teknologi ini dapat mengisi wilayah yang terlalu kecil untuk dibuat reaktor nuklir dalam skala besar. Wilayah yang dimaksud adalah wilayah yang terisolasi, wilayah nonindustri, atau wilayah yang memiliki keterbatasan air [11].

Menurut laporan penelitian IAEA pada tahun 2016, terdapat 12 negara yang memiliki teknologi ini dengan jenis yang berbeda-beda. Secara umum jenis teknologi yang digunakan dalam SMR adalah:

- SMR berpendingin air yang berbasis di daratan (*Land-based Water Cooled SMR*)
- SMR berpendingin air yang digunakan untuk kapal selam (*Marine-based Water Cooled SMR*)
- SMR berpendingin gas dengan suhu tinggi (*High temperature Gas Cooled SMR*)
- SMR dengan spektrum neutron cepat (*Fast Neutron Spectrum SMR*)
- SMR berpendingin garam lebur (*Molten Salt SMR*)

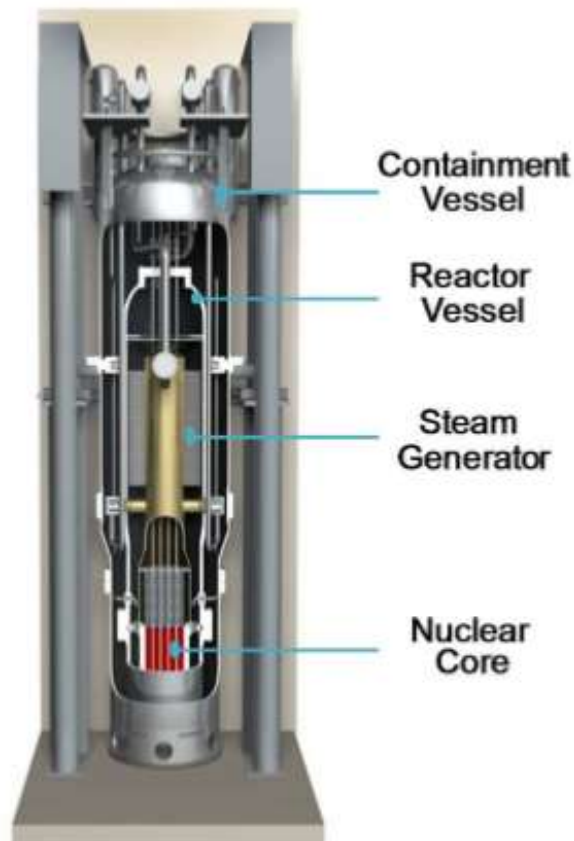
Berdasarkan laporan yang sama, diketahui bahwa SMR berpendingin air berbasis di daratan memiliki jumlah yang paling banyak dibandingkan SMR jenis yang lain [12].

II.2. Teknologi PWR Integral

Teknologi PWR Integral dimulai dari perkembangan kapal selam yang menggunakan nuklir sebagai bahan bakar pada sekitar tahun 1950. Perkembangan teknologi selanjutnya menghasilkan teknologi integral. Teknologi integral ini pada awalnya diinisiasi oleh Jerman melalui reaktor Otto Hahn. Persaingan kemudian berkembang ketika Amerika Serikat mulai membangun teknologi yang sama dengan konsep pembangkitan uap yang berbeda [13]. Saat ini, beberapa negara sedang mengembangkan teknologi PWR Integral. Negara-negara tersebut di antaranya adalah Amerika Serikat (mPower, NuScale Reactor), Argentina (CAREM), dan Korea Selatan (SMART) [12].

Konsep dari PWR Integral adalah menggabungkan seluruh komponen primer dari PWR ke dalam satu buah bejana. hal ini berarti dalam satu bejana terdapat teras reaktor, pendingin primer, *steam generator*, akumulator, dan lain-lain. Untuk menyesuaikan ukuran dari bejana reaktor, beberapa komponen yang

digunakan memiliki jenis yang berbeda dibandingkan dengan PWR pada umumnya. Contohnya yaitu penggunaan *Helical Coil Steam Generator* agar dapat mengakomodasi perpindahan panas primer namun tetap dapat menempati ruang di dalam bejana [14].



Gambar II.1 Gambaran umum teras reaktor dari NuScale

PWR Integral mulai dikembangkan dan dikomersilkan. PWR integral yang dikembangkan oleh NuScale saat ini menggunakan bahan bakar *Uranium Oxide* (UO_2) dengan tingkat pengayaan kurang dari 4,95% pada *fuel assembly* 17 x 17 dalam satu siklus bahan bakar yaitu selama 24 bulan. PWR integral memiliki rata-rata *discharge burnup* 37,37 MWd/kg dalam satu siklus bahan bakar [15]. Spesifikasi desain dari PWR Integral yang dikembangkan oleh NuScale adalah sebagai berikut:

Tabel II.1 Spesifikasi reaktor untuk satu modul [15]

Parameter	Nilai	Satuan
Luaran daya termal per modul	160	MW(th)
Luaran daya listrik per modul	45	MW(e)
Material moderator	Air ringan	
Siklus termodinamika	Rankine	
Panjang aktif teras	2	meter
Material bahan bakar	Pelet Keramik UO ₂	
Geometri kisi	<i>Square Array</i>	
<i>Pitch</i> antar FA	8.466	Inch
Material kelongsong	SS340L	
Pengayaan UO ₂ rerata	<4,95	%berat
Material <i>Burnable Poison</i>	Gadolinia	
Panjang siklus bahan bakar	24	Bulan
Tekanan operasi reaktor	12,76	MPa

Beberapa keuntungan dari PWR Integral yang dikembangkan oleh NuScale di antaranya adalah,

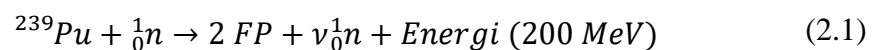
- Menggunakan sirkulasi alami untuk pendingin primer, sehingga memperkecil kemungkinan kegagalan pompa, pipa, dan katup.
- Desain NuScale didukung oleh fasilitas uji integral berskala tiga, yang beroperasi pada tekanan dan suhu penuh. Pengoperasian fasilitas uji integral untuk rancangan non-konvensional semacam itu, sehingga memudahkan dalam mendapat persetujuan peraturan dari badan pengatur seperti Komisi Regulasi Nuklir Selandia Baru atau NRC (*Nuclear Regulatory Commission*) [15].

II.3. Bahan Bakar Oksida Campuran (*Mixed Oxide Fuel*)

Bahan bakar MOX merupakan bahan bakar hasil *reprocessing* dari bahan bahan nuklir bekas (BBNB) dari satu reaktor daya nuklir. Pada umumnya, dalam

sebuah reaktor nuklir akan dihasilkan satu persen plutonium. Dari satu persen plutonium tersebut, dua per tiga bagian di antaranya merupakan isotop ^{239}Pu dan ^{241}Pu yang merupakan nuklida fisil [16].

Dengan adanya ^{239}Pu dan ^{241}Pu dalam campuran bahan bakar, maka neutron yang diproduksi akan semakin banyak. Hal ini dikarenakan nilai ν yang menunjukkan jumlah neutron rerata tiap fisi lebih besar dibanding dengan nuklida fisil yang lain. Sebagai contoh, reaksi fisi untuk ^{239}Pu adalah sebagai berikut,



Dimana FP adalah produk fisi dari reaksi yang terjadi. Di dalam reaksi di atas, nilai dari ν adalah sekitar 2,53 [17].

Bahan bakar MOX pertama kali digunakan untuk reaktor termal pada tahun 1963, namun tidak dikomersialkan hingga tahun 1980. Hingga saat ini terdapat lebih dari 2000 ton bahan bakar MOX yang telah diproduksi dan digunakan dalam reaktor daya. Pada tahun 2006 sekitar 180 ton bahan bakar MOX digunakan dalam 30 reaktor di Eropa, kebanyakan digunakan untuk PWR. Pada pertengahan 2016 lebih dari 7500 MOX *fuel Assembly* digunakan pada lebih dari 40 reaktor.

Saat ini, MOX banyak digunakan di Eropa dan Jepang. Sekitar 40 reaktor di Eropa (Belgia, Swiss, Jerman, dan Prancis) telah memiliki izin untuk menggunakan MOX dan lebih dari 30 reaktor lain sedang mengusahakan izin tersebut. Di Jepang, sekitar sepuluh reaktor telah memiliki izin untuk menggunakan MOX dan sebagai yang lain sedang mengusahakan izin tersebut. Reaktor-reaktor tersebut pada umumnya menggunakan MOX pada sepertiga teras reaktor mereka namun dapat menggunakan hingga setengah teras bila diperlukan [16].

Teknologi *reprocessing* digunakan untuk menghasilkan bahan bakar MOX. Saat ini, telah dikembangkan beberapa pilihan yang dapat digunakan untuk melakukan *reprocessing* untuk BBNB. *Reprocessing* ini pada awalnya dilakukan dengan melakukan metode pemisahan isotop yang diinginkan dari BBNB. Metode pemisahan isotop yang digunakan untuk memisahkan plutonium dari BBNB adalah

PUREX. PUREX merupakan proses ekstraksi kimia dengan menggunakan *tributhyl phosphate* (TBP) yang dicampurkan ke dalam pelarut hidrokarbon sebagai ekstraktan untuk memisahkan plutonium dan uranium [7]. Setelah plutonium dipisahkan secara kimia, dilakukan proses sintering untuk plutonium sehingga dihasilkan PuO_2 . PuO_2 yang dihasilkan kemudian dibuat dalam bentuk bubuk untuk dicampurkan dengan bubuk UO_2 . Namun sebelum itu, dilakukan proses awal yaitu prekompaksi dalam sebuah *slugging press*, kemudian diteruskan dengan proses granulasi. Keluaran dari proses ini adalah campuran PuO_2UO_2 dimana PuO_2 di dalamnya terdistribusi secara homogen [18].

II.4. Penelitian Mengenai Reaktor berbahan Bakar MOX

Penggunaan MOX sebagai bahan bakar nuklir belum dijadikan sebagai bahan bakar utama. Pada beberapa penelitian yang telah dilakukan sebelumnya, paling banyak sepertiga bagian dari keseluruhan teras reaktor menggunakan bahan bakar MOX. Fraksi PuO_2 di dalam MOX yang digunakan juga tidak lebih dari 10%. Dari penelitian yang dilakukan ini, tidak didapatkan adanya perbedaan yang signifikan terhadap kinerja teras karena perubahan komposisi dari teras reaktor juga tidak terlalu signifikan. Sifat fisis seperti konduktivitas termal dari MOX lebih kecil dibandingkan dengan UO_2 . Dari sisi neutronik, adanya MOX berpengaruh terhadap kemampuan batang kendali dan racun gadolinia untuk menyerap neutron [19].

Dalam penelitian yang lain, disebutkan bahwa penambahan MOX dalam bahan bakar menyebabkan naiknya nilai rata-rata *burnup* teras reaktor. Bahan bakar MOX dibuat dalam bentuk *fuel Assembly* tersendiri yang membuatnya memiliki kandungan plutonium yang lebih banyak dari sebelumnya. Selain *burnup*, didapatkan informasi bahwa nilai *moderator temperature coefficient* semakin berkurang seiring dengan bertambahnya rasio PuO_2 dalam MOX. Hal ini nantinya akan berkaitan dengan *shutdown margin* yang dimiliki oleh teras reaktor. Kemampuan boron untuk menyerap neutron juga berkurang dengan bertambahnya plutonium di dalam MOX. Dalam penelitian tersebut, penggunaan asam borat dengan ^{10}B yang diperkaya akan menambah kemampuan serapan neutron [20].

BAB III

DASAR TEORI

III.1. Interaksi Neutron dengan Materi

Interaksi neutron dengan materi digambarkan secara makro melalui satu konstanta kesebandingan yaitu tampang lintang interaksi mikroskopis yang dinyatakan dengan simbol σ . Tampang lintang interaksi mikroskopis yang menyatakan peluang neutron untuk berinteraksi dengan materi. Semakin besar nilai σ maka semakin mudah neutron berinteraksi dengan materi. Nilai σ menunjukkan tampang lintang interaksi individual tiap nuklida yang nilainya tergantung pada jenis nuklida, energi neutron, dan tipe interaksi. Besaran dari tampang lintang adalah luasan dengan satuan cm^2 . Namun dalam praktiknya, satuan cm^2 membuat nilai σ menjadi sangat kecil. Oleh karena itu, sering digunakan satuan barn, dimana $1 \text{ barn} = 10^{-24} \text{ cm}^2$ [21].

Nilai σ pada dasarnya adalah tampang lintang interaksi mikroskopis total, yang berarti nilai σ tersusun atas beberapa tipe interaksi yang terjadi antara neutron dengan nuklida. Interaksi neutron dengan nuklida pada dasarnya dapat dibedakan dalam dua kelompok besar, yaitu interaksi hamburan (σ_s) dan interaksi serapan (σ_a) [21].

Interaksi hamburan merupakan jenis interaksi dimana neutron yang mendekati nuklida “tidak masuk” ke dalam nuklida tersebut. Neutron seakan-akan menumbuk nuklida dan terpental dari nuklida tersebut. Nuklida yang ditumbuk juga akan terpental ke arah lain. Efek dari interaksi ini adalah pengurangan energi kinetik neutron dan perubahan arah gerak neutron. Interaksi hamburan dibagi menjadi dua jenis, yaitu:

a. **Interaksi Hamburan Elastis**

Pada interaksi ini terjadi tumbukan antara neutron dengan nuklida yang berada dalam keadaan stabil, kemudian terpental kembali dengan nuklida tetap dalam kondisi stabil. Notasi reaksi nuklir untuk reaksi tersebut dapat ditulis (n, n) ,

sedangkan notasi tampang lintang mikroskopis hamburan elastis ditulis sebagai σ_i .

b. Interaksi Hamburan Inelastis

Pada interaksi ini juga terjadi tumbukan seperti hamburan elastis. Hanya saja setelah tumbukan, nuklida yang awalnya stabil menjadi tidak stabil. Nuklida kemudian memancarkan radiasi gama yang disebut dengan radiasi gama *inelastic*. Notasi reaksi nuklir untuk reaksi ini dapat ditulis sebagai (n, n') , sedangkan notasi tampang lintang mikroskopis hamburan inelastis ditulis sebagai σ_e .

Interaksi serapan menyebabkan neutron diserap (ditangkap) oleh nuklida yang berinteraksi dengannya. Dapat dikatakan bahwa neutron “masuk” ke dalam nuklida tersebut. Interaksi tangkapan dibagi menjadi dua jenis, yaitu:

a. Interaksi Tangkapan Neutron

Pada interaksi ini, neutron tertangkap atau diserap oleh nuklida sehingga nuklida mendapatkan tambahan neutron dan menjadi nuklida majemuk yang dapat memancarkan radiasi α , β , γ , dan neutron. Notasi untuk reaksi tangkapan neutron bergantung pada radiasi yang dipancarkan setelah tangkapan, seperti (n, α) , (n, β) , (n, γ) , $(n, 2n)$, dan lain-lain, sedangkan notasi tampang lintang mikroskopis interaksi tangkapan ditulis sebagai σ_c .

b. Interaksi Fisi

Interaksi fisi merupakan jenis interaksi dimana neutron menginduksi nuklida fisil tertentu sehingga terjadi pembelahan dari satu nuklida menjadi dua nuklida lain yang mempunyai nomor massa yang lebih kecil. Notasi untuk interaksi fisi neutron dapat ditulis sebagai (n, f) , sedangkan notasi tampang mikroskopis interaksi fisi ditulis sebagai σ_f .

Dengan demikian, tampang lintang mikroskopis keseluruhan dapat ditulis sebagai berikut,

$$\sigma = \sigma_s + \sigma_a = \sigma_e + \sigma_i + \sigma_c + \sigma_f \quad (3.1)$$

III.2. Teori Difusi Neutron

Perkiraan distribusi neutron di dalam teras reaktor menjadi permasalahan utama di dalam teori reaktor nuklir. Pengetahuan mengenai distribusi fluks neutron ini akan memengaruhi apa dan bagaimana reaksi nuklir terjadi di dalam teras reaktor. Untuk mengetahui distribusi fluks neutron di dalam teras reaktor, perlu diketahui bagaimana gerak neutron di dalam teras reaktor. Oleh karenanya, dikembangkan teori mengenai gerak neutron di antaranya adalah teori difusi nuklir [22].

Neutron lahir dengan gerak acak (random). Gerakan tersebut akan melemah karena moderasi (yang berupa hamburan) yang membuat energi neutron berkurang dan neutron berpindah saat mencapai nilai energi tertentu (saat energi rendah atau termal). Terjadi proses difusi yang terdiri dari proses hamburan. Energi neutron tidak berkurang, namun berpindah [23].

Teori difusi neutron didasarkan pada bagaimana neutron di dalam teras reaktor bergerak. Untuk mengetahui fenomena difusi neutron ini, didefinisikan suatu besaran yaitu arus neutron (j_{net}),

$$j_{net} = P_m V (\Sigma_{s1} \Phi_1 - \Sigma_{s2} \Phi_2) \quad (3.2)$$

dimana

j_{net} = arus neutron (besaran vektor)

P_m = kemungkinan neutron masuk ke medium 2

V = volume medium

Σ_{s1} =ampang lintang hamburan dari neutron pada medium 1

Φ_1 = fluks neutron di medium 1

Bila dikaitkan rumus dari arus neutron ini maka Persamaan 3.2 akan berkembang menjadi Persamaan 3.3 [23],

$$j_{net} = P_m V \Delta x \left(\frac{\Sigma_{s1} \Phi_1 - \Sigma_{s2} \Phi_2}{\Delta x} \right) \quad (3.3)$$

$$j_{net} = -P_m V \Delta x \left(\frac{\Sigma_{s2} \Phi_2 - \Sigma_{s1} \Phi_1}{\Delta x} \right) \quad (3.4)$$

Bila persamaan ini dilimit pada Δx mendekati 0, maka Persamaan 3.4 akan menjadi Persamaan 3.5 [23],

$$j_{net,x} = -(P_m V \Delta x \Sigma_s) \left(\frac{\delta \Phi}{\delta x} \right) \quad (3.5)$$

$$P_m V \Delta x \Sigma_s = D \quad (3.6)$$

Nilai D merupakan konstanta persamaan difusi yang dapat diselesaikan dengan menggunakan persamaan transpor Boltzmann. Persamaan 3.6, bila ditarik lebih jauh dengan melakukan limit pada sumbu y dan sumbu z , maka didapatkan Persamaan 3.7 [23],

$$\bar{j} = -D \nabla \phi \quad (3.7)$$

dimana

\bar{j} = arus neutron (besaran vektor) ($n/cm^2.s$)

D = konstanta difusi neutron

Φ = fluks neutron ($n/cm^2.s$)

Arus neutron menjadi komponen penting untuk mengetahui bagaimana neraca neutron yang ada di dalam suatu medium. Pada dasarnya, neraca neutron memiliki rumus sebagai berikut [23],

$$\begin{array}{ccccccc} \text{Laju} & & \text{Laju} & & \text{Laju} & & \\ \text{Akumulasi} & = & \text{migrasi} & - & \text{migrasi} & + & \text{Laju} \\ \text{Neutron} & & \text{masuk} & & \text{keluar} & & \text{pembentukan} \\ & & & & & & - \text{Laju} \\ & & & & & & \text{penghilangan} \end{array}$$

Arus neutron menjadi komponen yang penting untuk mengetahui bagaimana migrasi masuk dan migrasi keluar dari neutron yang ada di dalam teras reaktor. Neraca neutron di atas, apabila dibuat dalam persamaan matematika, akan menjadi seperti Persamaan 3.8 [22],

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \Phi}{\partial t} = \nabla D \nabla \Phi + (k_{\infty} - 1) \Sigma_a \Phi + S''' \quad (3.8)$$

dimana

$$\begin{aligned}
\frac{1}{v} \frac{\partial \Phi}{\partial t} &= \text{Laju akumulasi neutron, dimana nilai ini dipengaruhi oleh produksi neutron yang dihasilkan oleh reaksi fisi seiring berjalannya waktu} \\
\nabla D \nabla \Phi &= \text{Akumulasi laju migrasi neutron masuk dan migrasi neutron keluar. Suku ini dipengaruhi oleh fluks neutron, tampang lintang, dan kemungkinan interaksi yang terjadi} \\
(k_{\infty} - 1) \Sigma_a \Phi &= \text{Laju penghilangan akibat adanya serapan neutron oleh material yang memiliki nilai tampang lintang serapan tinggi.} \\
S''' &= \text{Laju pembentukan. Bisa berupa sumber neutron eksternal.}
\end{aligned}$$

Pada kenyataannya di dalam teras reaktor, neutron tidak dapat dipandang hanya berada pada satu grup termal saja. Spektrum neutron yang bersifat kontinu dibagi menjadi kumpulan grup untuk mempermudah pengelompokan. Minimal neutron terbagi menjadi dua grup yaitu grup termal dan grup cepat. Oleh karenanya, dalam perhitungan difusi neutron, dikembangkan persamaan difusi untuk multigrup, yaitu [24]

$$\begin{aligned}
\frac{1}{v_g} \frac{\partial \Phi_g}{\partial t} = \nabla D_g \nabla \Phi_g - \Sigma_{ag} \Phi_g + \left(\chi_g \sum_{g'=1}^G v_{g'} \Sigma_{fg'} \Phi_{g'} + S_{ext} \right) \\
- \Sigma_{sg'} \Phi_{g'} + \left(\sum_{g'=1}^G \Sigma_{sg'g} \Phi_{g'} \right)
\end{aligned} \quad (3.9)$$

dimana

$$\begin{aligned}
\frac{1}{v_g} \frac{\partial \Phi_g}{\partial t} &= \text{Laju akumulasi neutron pada grup tertentu, dimana nilai ini dipengaruhi oleh produksi neutron yang dihasilkan oleh reaksi fisi seiring berjalannya waktu} \\
\nabla D_g \nabla \Phi_g &= \text{Akumulasi laju migrasi neutron masuk dan migrasi neutron keluar pada grup tertentu. Suku ini}
\end{aligned}$$

	dipengaruhi oleh fluks neutron, tampang lintang, dan kemungkinan interaksi yang terjadi
$\Sigma_{ag} \Phi_g$	= Laju penghilangan akibat adanya serapan neutron oleh material yang memiliki nilai tampang lintang serapan tinggi pada grup tersebut.
$\chi_g \sum_{g'=1}^G \nu_{g'} \Sigma_{fg'} \Phi_{g'}$	= Total jumlah reaksi fisi yang terjadi di semua grup dan memiliki kemungkinan untuk menambah jumlah fluks di grup neutron tertentu
S_{ext}	= Sumber neutron eksternal (bila ada).
$\Sigma_{sg'} \Phi_{g'}$	= Laju <i>out-scattering</i> . Jumlah neutron yang mengalami hamburan pada grup tertentu yang menyebabkan neutron tersebut berpindah grup
$\sum_{g'=1}^G \Sigma_{sg'} \Phi_{g'}$	= Laju <i>in-scattering</i> . Jumlah neutron yang berada pada grup lain dan mengalami hamburan sehingga berada pada grup tertentu.

Penyelesaian dari persamaan di atas dilakukan secara simultan untuk mengetahui kondisi fluks di dalam teras reaktor. untuk grup energi yang berbeda, nilai tampang lintangnya juga akan dipengaruhi oleh nilai tampang lintang dari grup lain. Sehingga dibutuhkan tambahan proses untuk melakukan komputasi secara cepat dan efisien.

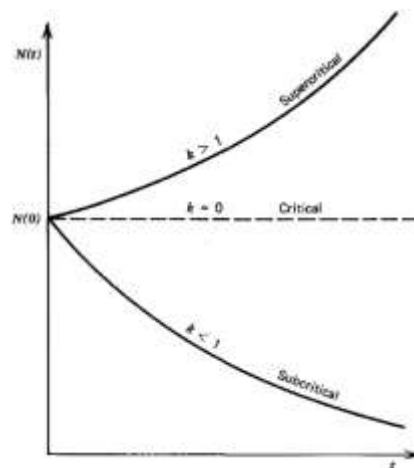
III.3. Parameter Performa Neutronik Teras Reaktor

III.3.1. Faktor Multiplikasi Efektif

Kondisi yang dibutuhkan untuk rantai reaksi yang stabil dan *self-sustain* di dalam reaktor nuklir adalah harus terproduksi satu neutron per fisi yang kemudian akan meneruskan proses fisi selanjutnya. Dengan kata lain, satu fisi harus mampu menginduksi proses fisi yang lain, dan dalam kasus yang lain, jumlah fisi yang terjadi dalam satu aku tertentu dalam suatu sistem akan konstan. Jika, di sisi lain, setiap fisi meneruskan lebih dari satu proses

fisi, maka laju fisi akan meningkat seiring berjalannya waktu, dan sebaliknya, akan terjadi penurunan laju fisi jika kurang dari satu proses fisi tambahan terjadi setelah proses fisi sebelumnya [24].

Proses ini kemudian digambarkan dalam suatu istilah yaitu faktor multiplikasi efektif atau yang biasa dinotasikan sebagai k_{eff} . Faktor multiplikasi efektif didefinisikan sebagai rasio dari jumlah fisi dalam satu generasi dibandingkan dengan jumlah fisi yang segera terjadi pada generasi selanjutnya. Jika k_{eff} bernilai 1, maka jumlah fisi yang terjadi pada setiap generasi berikutnya akan konstan, dan reaksi berantai akan berjalan dengan laju yang konstan. Sistem yang seperti ini disebut kritis. Jika k_{eff} bernilai lebih dari 1, maka jumlah fisi akan terus meningkat pada tiap generasi berikutnya. Akibatnya, laju reaksi fisi akan semakin bertambah seiring berjalannya waktu. Sistem ini disebut superkritis. Dan jika k_{eff} bernilai kurang dari 1, maka jumlah fisi akan terus berkurang pada tiap generasi berikutnya. Akibatnya, laju fisi akan semakin berkurang dan menyebabkan jumlah neutron di dalam reaktor akan semakin berkurang. Sistem yang seperti ini disebut subkritis [24]. Jumlah neutron seiring berjalannya waktu dapat digambarkan sebagai berikut [23],



Gambar III.1 Jumlah neutron dalam reaktor terhadap waktu berdasarkan kekritisian [24]

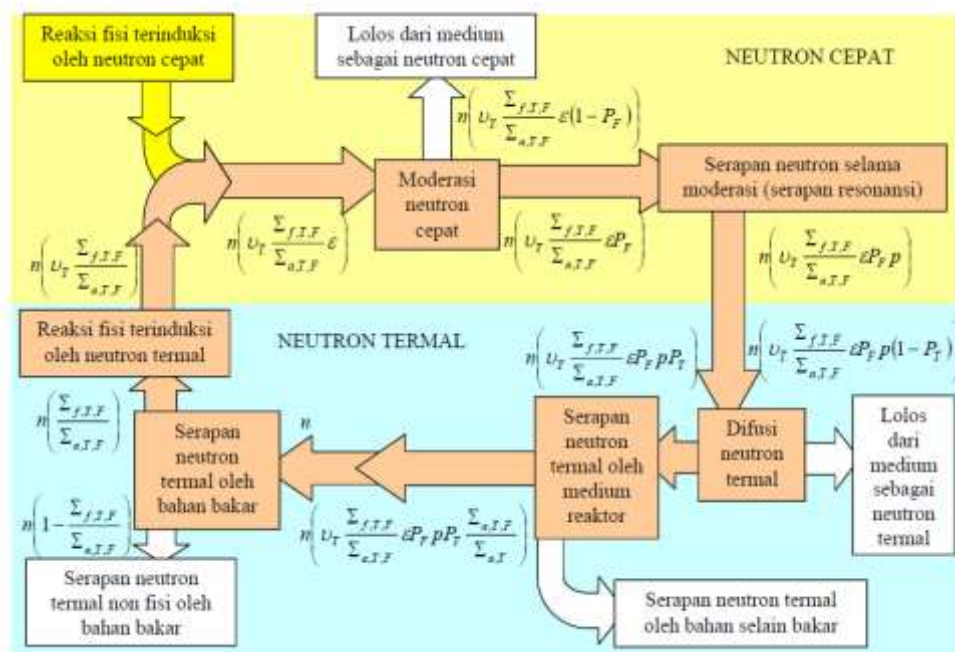
Nilai k_{eff} dapat dinyatakan dalam suatu persamaan yang terdiri dari enam faktor, yaitu [24]

$$k_{eff} = \eta \epsilon f p P_f P_{th} \quad (3.10)$$

Dimana

- η = jumlah neutron fisi yang dihasilkan
- ϵ = faktor fisi cepat
- f = faktor utilisasi termal
- p = probabilitas lolos serapan resonansi
- P_f = probabilitas tidak bocor saat menjadi neutron cepat
- P_{th} = probabilitas tidak bocor saat menjadi neutron termal

Keenam faktor di atas juga menunjukkan siklus neutron mulai dari “lahir” karena generasi neutron hingga “mati” akibat harus menggenerasikan neutron selanjutnya. Siklus tersebut digambarkan pada gambar berikut [17],



Gambar III.2 Siklus hidup neutron di dalam teras reaktor [17]

Jumlah neutron fisi yang dihasilkan merupakan perbandingan adalah jumlah neutron fisi cepat yang terproduksi dibandingkan dengan serapan

neutron termal yang terjadi di dalam bahan bakar. Setiap reaksi fisi secara rerata menghasilkan ν_T neutron cepat. Sehingga faktor η dapat dirumuskan sebagai berikut,

$$\eta = \nu_T \frac{\Sigma_{f,T,F}}{\Sigma_{a,T,F}} \quad (3.11)$$

Dimana $\Sigma_{f,T,F}$ adalah tampang lintang makroskopis reaksi fisi terinduksi neutron termal efektif dari bahan bakar, sedangkan $\Sigma_{a,T,F}$ adalah tampang lintang makroskopis serapan neutron termal efektif dari bahan bakar. jika bahan bakar terdiri dari campuran beberapa nuklida fisil dan beberapa nuklida fertil serta beberapa aktinida minor, maka $\Sigma_{f,T,F}$ merupakan gabungan dari tampang lintang makroskopis reaksi fisi terinduksi neutron termal dari semua nuklida fisil dan $\Sigma_{a,T,F}$ merupakan gabungan dari tampang lintang makroskopis serapan neutron termal dari semua nuklida fisil, nuklida fertil, dan aktinida minor [17].

Setelah neutron cepat dihasilkan melalui reaksi fisi, masih terdapat kemungkinan neutron cepat tersebut berfisi menghasilkan lebih banyak neutron cepat akibat dari nilai tampang lintang dari material bahan bakar pada energi cepat, sehingga didefinisikan faktor yaitu faktor fisi cepat (ϵ). Faktor fisi cepat (ϵ) merupakan rasio dari seluruh reaksi fisi baik yang diinduksi oleh neutron termal maupun neutron cepat terhadap reaksi fisi yang diinduksi oleh neutron termal saja [17].

Pada spektrum neutron cepat, terdapat kemungkinan neutron lolos dari medium karena proses difusi yang terjadi di dalam teras reaktor. Mengetahui hal tersebut, didefinisikan faktor P_f yang merupakan probabilitas neutron tidak lolos/bocor dalam spektrum energi cepat. Ketika terjadi proses moderasi, neutron memasuki spektrum energi resonansi. Terdapat kemungkinan neutron bocor atau terserap di dalam spektrum energi resonansi karena nilai tampang lintang bahan bakar pada spektrum resonansi pada

umumnya memiliki nilai yang begitu fluktuatif. Oleh karenanya didefinisikan Peluang lolos resonansi (p) yang merupakan peluang dari neutron yang tidak bocor dari medium selama proses moderasi untuk selamat dari serapan selama proses moderasi (serapan resonansi) [17].

Setelah neutron termoderasi dan kembali dalam spektrum neutron termal, ada kemungkinan neutron bocor dari medium karena proses difusi. Oleh karenanya didefinisikan faktor P_{Th} yang merupakan probabilitas dari neutron untuk tidak lolos/bocor akibat proses moderasi di spektrum neutron termal. Terakhir, masih ada kemungkinan neutron termal terserap oleh material nonbahan bakar. Oleh karenanya didefinisikan Faktor utilitas termal (f) yang merupakan rasio dari serapan neutron termal oleh bahan bakar terhadap serapan neutron termal keseluruhan oleh moderator, pendingin, struktur, maupun material penyerap neutron untuk pengendalian reaktor [17].

III.3.2. Rasio Konversi (*Conversion Ratio*)

Rasio konversi (CR) merupakan rasio dari jumlah rata-rata atom fisil yang diproduksi dibandingkan dengan rata-rata atom fisil yang dikonsumsi dalam suatu reaktor nuklir. Nilai ini juga disebut sebagai rasio pembiakan atau *breeding ratio* (BR). Rasio konversi menggambarkan kemampuan reaktor nuklir untuk mengubah bahan bakar fertil menjadi bahan bakar fisil. Jika rasio konversi bernilai lebih dari 1, maka dapat atom fisil yang dihasilkan di dalam teras reaktor lebih banyak dibandingkan atom fisil yang dikonsumsi. Hal ini akan membuat reaktor dapat lebih mandiri karena hanya memerlukan bahan bakar yang lebih sedikit. Reaktor yang memiliki tipe seperti ini disebut juga reaktor pembiak [23].

Apabila rasio konversi bernilai kurang dari 1, maka reaktor tersebut dikategorikan sebagai reaktor pengonversi. Bila nilai CR bernilai sekitar 0,8 hingga 1, maka reaktor dapat dikategorikan sebagai *High Conversion Ratio Reactor*. Bila nilai CR bernilai di antara 0,6 hingga 0,8, maka reaktor dapat

dikategorikan sebagai *Low Conversion Ratio Reactor*. Bila nilai CR di bawah 0,6, maka reaktor dapat dikategorikan sebagai *Burner Reactor* [25].

Rasio konversi memiliki kaitan yang erat dengan transmudasi dan peluruhan radioaktif. Persamaan dasar dari transmudasi nuklida adalah sebagai berikut [24],

$$\eta \frac{dN}{dt} = \lambda^j N^j + \sigma_c^k \phi N^k + y^i \Sigma_f \phi - \lambda^i N^i - \sigma_a^i \phi N^i \quad (3.12)$$

Dimana suku pertama menggambarkan produksi dari peluruhan radioaktif dari jenis prekursor N^j dengan konstanta peluruhan λ^j . Suku kedua menggambarkan produksi neutron akibat reaksi tangkapan neutron dengan jenis prekursor N^k pada fluks neutron ϕ , dengan tampang lintang mikroskopik tangkapan yang bernilai σ_c^k . Suku ketiga menggambarkan produksi fisi dengan nilai *yield* y^i , nilai ini bergantung pada jenis isotop yang berfisi dan energi neutron yang menghasilkan fisi. Suku keempat menggambarkan peluruh radioaktif dari isotop yang sedang dihitung dengan konstanta peluruhan λ^i . Dan suku kelima menggambarkan berkurangnya jumlah isotop karena absorpsi neutron yang dipengaruhi oleh σ_a^i [24].

Secara teoritis, rasio konversi dapat digambarkan dengan persamaan sebagai berikut [23],

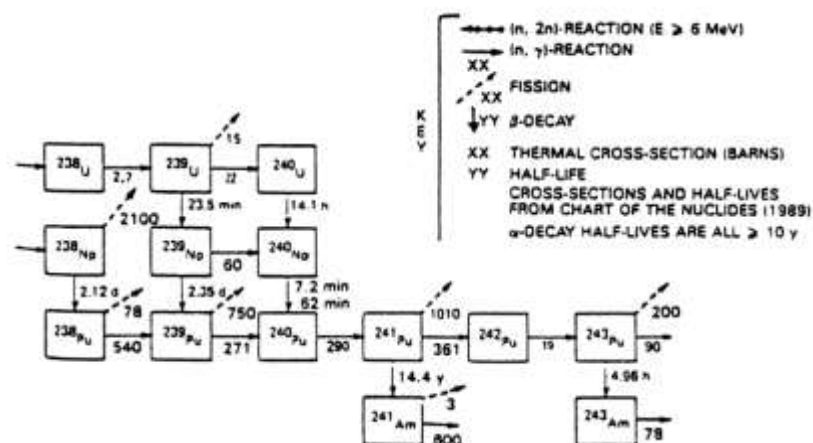
$$CR = \frac{\text{laju reaksi tangkapan material fertil}}{\text{Laju reaksi absorpsi material fisil}} \quad (3.13)$$

$$CR = \frac{\text{Banyaknya material fisil yang dihasilkan}}{\text{Banyaknya material fertil yang dikonsumsi}} \quad (3.14)$$

III.3.3. *Burnup* Bahan Bakar

Burnup bahan bakar (atau yang dikenal juga sebagai utilitas bahan bakar) merupakan ukuran seberapa banyak energi yang diekstrak dari suatu bahan bakar nuklir dan pengukuran untuk deplesi bahan bakar. Definisi yang paling umum digunakan untuk *burnup* adalah lepasan energi fisi dalam satu unit massa bahan bakar. satuan yang biasa digunakan adalah *megawatt-days* per ton logam berat bahan bakar (MWd/tonHM), atau satuan lain yang setara. *Burnup* bahan bakar mendefinisikan lepasan energi dan juga komposisi isotropik dari bahan bakar yang sudah diiradiasi [26].

Pengetahuan mengenai *burnup* bahan bakar menjadi penting karena *burnup* dapat berpengaruh terhadap kinerja reaktor. Nilai *burnup* akan memengaruhi bagaimana perubahan yang terjadi terhadap komposisi bahan bakar seiring berjalannya waktu. Hal ini karena selama reaktor beroperasi, terjadi proses transmudasi dari material bahan bakar akibat tangkapan ataupun karena peluruhan radioaktif. Proses transmudasi dan peluruhan ini akan memberikan pengaruh yang signifikan terhadap deplesi material bahan bakar nuklir [22].

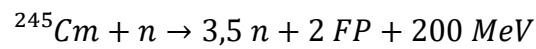
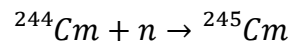
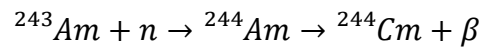
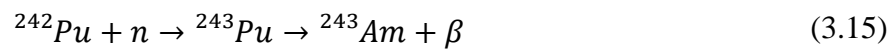


Gambar III.3 Proses transmudasi sebagian material aktinida di dalam teras reaktor [22]

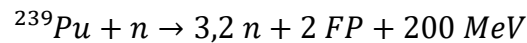
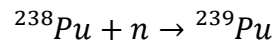
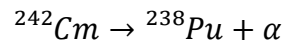
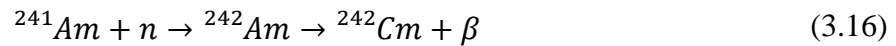
Proses transmudasi ini menjadi penting untuk diketahui karena akan berpengaruh terhadap ekonomi neutron yang berlangsung di dalam teras

reaktor. Untuk jenis reaktor berpendingin air ringan, diperlukan lebih dari dua neutron untuk bisa melakukan transmudasi pada nuklida transuranium seperti ^{237}Np , ^{240}Pu , ^{242}Pu dan ^{241}Am hingga dapat terbelah dan menghasilkan produk fisi. Untuk ^{242}Pu dan ^{241}Am bahkan dibutuhkan empat dan neutron agar bisa terjadi proses transmudasi. Reaksi yang terjadi adalah sebagai berikut,

Transmutasi ^{242}Pu :



Transmutasi ^{241}Am :



dimana FP adalah produk fisi [27].

Nilai *burnup* juga akan memberikan pengaruh terhadap umpan balik reaktivitas dari teras reaktor. Pengaruh tersebut diberikan oleh proses transmudasi, peluruhan, produk fisi, dan produksi racun seperti Xenon dan Samarium selama operasi reaktor. Dampaknya, akan terjadi perubahan fluks neutron yang kemudian akan memengaruhi kritikalitas teras. Dari sisi pembangkitan daya, juga akan terjadi pengurangan akibat umpan balik reaktivitas [22].

III.4. Reaktor Nuklir Termal (*Thermal Reactor*)

Reaktor nuklir termal, atau sering disebut juga sebagai *thermal reactors*, adalah sistem reaktor nuklir yang menggunakan neutron dalam spektrum termal sebagai pemicu terjadinya fisi nuklir. Ciri utama dari jenis reaktor ini adalah kemampuan moderasi dari komponen-komponen penyusun dari reaktor ini. Contoh reaktor yang menggunakan spektrum termal ini adalah reaktor yang berpendingin air. Pada reaktor berpendingin air, hidrogen menjadi bahan moderator yang paling baik digunakan. Selain reaktor berpendingin air, reaktor dengan moderator grafit seperti *advanced-HTR* juga dapat dikategorikan sebagai reaktor termal karena grafit memoderasi neutron hasil fisi hingga mencapai spektrum termal sebelum melakukan fisi berikutnya [28].

Neutron yang siap berfisi pada reaktor termal memiliki nilai energi rata-rata 0,1 eV. Sebagian besar dari reaktor nuklir saat ini menggunakan neutron termal dan memanfaatkan moderator untuk memperlambat neutron hingga tercapai energi kinetik rata-rata yang sama dengan material di sekitarnya. Reaktor termal secara umum terdiri dari beberapa komponen sebagai berikut,

- Moderator neutron untuk memperlambat neutron,
- Bahan bakar fisil, biasanya uranium,
- Bejana reaktor, yaitu bejana bertekanan yang berisikan pendingin dan teras reaktor,
- Perisai radiasi, untuk melindungi masyarakat dan lingkungan dari bahaya radiasi pengion,
- Gedung pengungkung yang didesain untuk mengungkung lepasan radiasi dalam keadaan darurat,
- Sistem instrumentasi untuk memonitor dan mengatur sistem reaktor [28].

III.5. Fuel Temperature Coefficient (FTC), Moderator Temperature Coefficient (MTC), dan Void Coefficient (VC)

Di dalam reaktor nuklir, fenomena yang terjadi di dalamnya digambarkan dalam suatu dinamika reaktor. Dalam menentukan dinamika reaktor, reaktivitas merupakan parameter yang paling umum digunakan. Reaktivitas merupakan besaran yang menunjukkan nilai perubahan kritikalitas terhadap waktu. Reaktivitas ditunjukkan dalam persamaan

$$\rho = 1 - k^{-1} \quad (3.17)$$

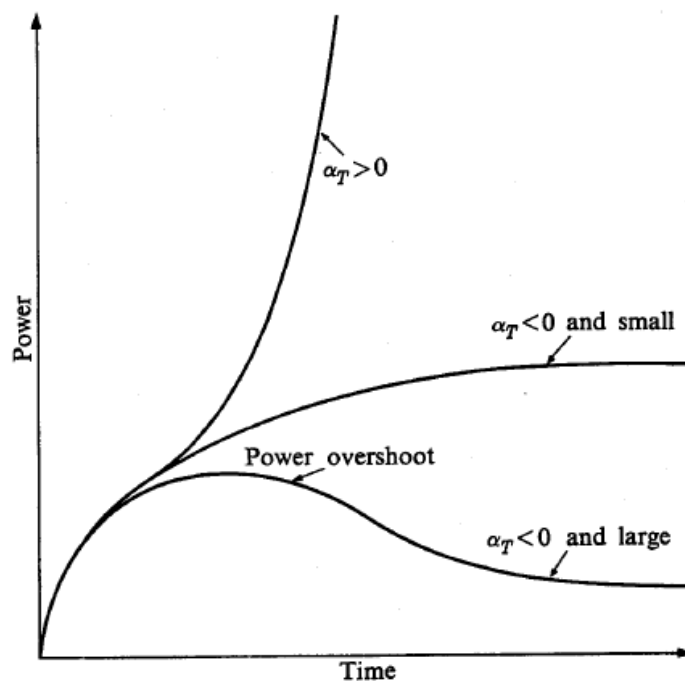
Dimana k adalah faktor multiplikasi reaktor [23].

Reaktivitas reaktor merupakan parameter yang ditentukan oleh banyak parameter, di antaranya adalah bahan bakar, moderator, dan pendingin. Adanya perubahan pada parameter akan membuat terjadinya umpan balik reaktivitas, dimana hasil dari perubahan yang terjadi saat ini akan memengaruhi bagaimana perilaku reaktor selanjutnya. Contohnya, apabila terjadi perubahan suhu di dalam bahan bakar akan menyebabkan populasi neutron meningkat. Hal ini tentunya akan menyebabkan pelebaran terhadap tampang lintang serapan neutron pada rentang energi resonansi, yang tentunya akan memengaruhi nilai kritikalitas reaktor. Efek ini disebut sebagai efek Doppler. Perubahan suhu ini juga akan memengaruhi performa fisik dari bahan bakar. Terjadinya ekspansi volume bahan bakar tidak dapat dihindarkan bila suhu dibiarkan terlalu tinggi. Hal ini juga akan menentukan kinerja teras reaktor [22].

Pengaruh perubahan suhu bahan bakar terhadap reaktivitas dapat digambarkan dalam suatu konstanta yang disebut sebagai *Fuel Temperature Coefficient* (FTC) yang dilambangkan dengan α_T^F . Secara umum, FTC didefinisikan sebagai berikut,

$$\alpha_T^F \equiv \frac{\partial \rho}{\partial T_F} = \frac{\partial}{\partial T_F} \left(\frac{k - 1}{k} \right) = \frac{1}{k^2} \frac{\partial k}{\partial T_F} \simeq \frac{1}{k} \frac{\partial k}{\partial T_F} \quad (3.18)$$

Berdasarkan persamaan di atas, dapat diketahui bahwa nilai α_T^F akan berbanding lurus dengan $\frac{\partial k}{\partial T_F}$. Sehingga nilai α_T^F dapat digambarkan melalui fenomena yang terjadi pada nilai $\frac{\partial k}{\partial T_F}$. Bila nilai $\frac{\partial k}{\partial T_F}$ bernilai positif, maka nilai k_{eff} akan naik seiring dengan kenaikan suhu bahan bakar. sebaliknya, apabila nilai $\frac{\partial k}{\partial T_F}$ bernilai negatif, maka nilai k_{eff} akan turun seiring dengan kenaikan suhu bahan bakar. Dalam perspektif keselamatan reaktor nuklir, maka nilai $\frac{\partial k}{\partial T_F}$ adalah yang diharapkan karena reaktor akan memiliki kemampuan keselamatan yang melekat (*inherently safe*). Kenaikan suhu bahan bakar akan menyebabkan penurunan nilai k_{eff} sehingga tidak akan membahayakan kinerja teras reaktor [24].



Gambar III.4 Daya reaktor sebagai fungsi waktu setelah pemasukan step reaktivitas pada tiga koefisien suhu berbeda [24]

Bila dikerucutkan untuk reaktor berpendingin air, maka perubahan densitas moderator menjadi parameter penting yang menentukan reaktivitas reaktor. Hal ini dapat terjadi karena adanya ekspansi termal atau produksi void. Pada prinsipnya,

perubahan reaktivitas karena moderator ini diakibatkan oleh berkurangnya kemampuan moderasi dari moderator yang juga berfungsi sebagai pendingin [24]. Dalam kasus PWR, terbentuknya *void* pada teras reaktor dapat terjadi karena suhu moderator berada pada titik saturasinya sehingga terjadi perubahan fase. Perubahan fase ini menyebabkan terjadinya gelembung di dalam teras. Bila dibiarkan, maka gelembung tersebut akan berkembang dan akan memengaruhi kinerja termal hidrolik dari teras [29].

Dalam reaktor termal, perubahan suhu pada moderator memberikan pengaruh kepada faktor multiplikasi efektif melalui dua cara. Cara yang pertama adalah adanya perubahan suhu menyebabkan tampang lintang termal yang dihitung akan berubah. Cara yang kedua, perubahan suhu menyebabkan adanya perubahan ekspansi termal, yang pada akhirnya menyebabkan perubahan densitas dari moderator. Di antara dua faktor di atas, faktor yang kedua adalah yang paling dominan terjadi.

Berdasarkan rumus 6 faktor untuk k_{eff} , faktor utilitas termal (f), probabilitas lolos resonansi (p), dan probabilitas tidak bocor saat menjadi neutron termal (P_{th}) merupakan 3 faktor yang dipengaruhi oleh suhu moderator karena berkaitan langsung dengan proses moderasi yang berlangsung di dalam teras reaktor. sehingga, untuk mengetahui nilai MTC dapat diturunkan dari rumus 6 faktor yang diturunkan berdasarkan nilai suhu moderator. Penurunan tersebut akan menghasilkan rumus sebagai berikut [24],

$$\alpha_{mod} = \alpha_T(f) + \alpha_T(p) + \alpha_T(P_{th}) \quad (3.19)$$

Koefisien reaktivitas *void* (VC) dapat dinyatakan sebagai berikut,

$$\alpha_{\vartheta} = \frac{1}{k} \frac{\partial k}{\partial \vartheta} \quad (3.20)$$

Berdasarkan rumus tersebut, sama halnya seperti FTC, nilai α_{ϑ} akan sebanding dengan $\frac{\partial k}{\partial \vartheta}$. Sehingga nilai $\frac{\partial k}{\partial \vartheta}$ yang negatif adalah tujuan dari keselamatan yang

melekat di dalam teras reaktor. Hal ini dikarenakan apabila terjadi kenaikan fraksi *void* dalam teras reaktor, dengan negatifnya nilai α_g maka nilai k_{eff} akan semakin lama semakin berkurang [24].

III.6. Algoritma Penyelesaian SRAC dan COREBN

Perhitungan parameter neutronik dari teras reaktor melibatkan begitu banyak variabel yang harus diketahui secara simultan. Selain itu, dibutuhkan pula iterasi yang panjang untuk menyelesaikan persamaan diferensial yang menjadi kunci untuk menyelesaikan persamaan difusi neutron. Mengetahui fakta tersebut, maka digunakanlah salah satu kode program untuk simulasi teras reaktor nuklir termal yaitu SRAC dan COREBN.

Kode sistem SRAC adalah sebuah sistem yang dirancang untuk dapat menyelesaikan perhitungan neutronik dari berbagai jenis reaktor termal. Kode ini dapat digunakan untuk menyelesaikan perhitungan tampang lintang mikroskopis dan makroskopis efektif, inventori aktinida, hingga perhitungan *burnup*. Perhitungan tampang lintang dilakukan dengan melakukan homogenisasi nilai tampang lintang dari *public library* yang dimiliki oleh SRAC. COREBN merupakan kode tambahan sistem SRAC yang berfungsi untuk menyelesaikan perhitungan *burnup* teras reaktor dengan teori difusi neutron. COREBN menggunakan informasi *burnup* teras reaktor yang disimpan dalam file *history* yang menggunakan kode HIST [30, 31].

Di dalam operasi teras reaktor nuklir, besaran fisis seperti fluks neutron, inventori aktinida, dan temperatur akan beragam sebagai fungsi ruang. Perhitungan *burnup* perlu dilakukan agar dapat melihat hubungan antara parameter-parameter di atas terhadap waktu. Dalam sistem SRAC, perhitungan *burnup* teras reaktor dibagi dalam dua tahap. Pertama, perhitungan *burnup* dilakukan di tingkat sel menggunakan kode SRAC untuk mendapatkan tampang lintang makroskopis homogen pada masing-masing step *burnup*. Tampang lintang ini kemudian

ditabulasikan dengan nilai diskrit temperatur bahan bakar, pendingin, dan derajat *burnup* untuk memodelkan *fuel assembly* yang sebenarnya dalam teras reaktor. Tahap berikutnya adalah dilakukan interpolasi terhadap data-data yang sudah ditabulasikan sebelumnya untuk kemudian didistribusikan dalam teras reaktor untuk kemudian dilakukan pengolahan sesuatu dengan geometri teras reaktor yang dibuat.

Tipe tampang lintang yang ditabulasikan antara lain,

1. Tampang lintang untuk perhitungan difusi atau transpor neutron
 $\Sigma_{f,g}, \nu\Sigma_{f,g}, \Sigma_{a,g}, \chi_g, \Sigma_{s,g \rightarrow g'}, D_{\perp g}, D_{\parallel g}, \Sigma_{t,g}$
2. $\Sigma_{(n,2n),g}$ untuk koreksi (n, 2n)
3. $\Sigma_{a,g}^{fiss}$ (serapan nuklida fisil), $\Sigma_{c,g}^{fert}$ (tangkapan nuklida fertil) untuk perhitungan rasio konversi
4. Data neutron kasip $\chi_{d,g}, \beta_j \nu \Sigma_{f,g}, \beta_j \nu \Sigma_{f,g} / \lambda_j$ dan $\Sigma_{v,g}$ (konstanta untuk kecepatan neutron) untuk *point kinetic parameter*
5. Tampang lintang mikroskopis efektif dan *effective fission yield*
 $\sigma_{a,g}^{Xe}, \sigma_{a,g}^I, \sigma_{a,g}^{Sm}, \sigma_{a,g}^{Pm}, y^{Xe}, y^I, y^{Sm}, y^{Pm}$ untuk mengevaluasi konsentrasi Xe dan Sm

COREBN merupakan kode untuk menyelesaikan perhitungan *burnup* teras reaktor multidimensi berdasarkan yang didasarkan pada interpolasi tampang lintang makroskopis dan penyelesaian *finite difference diffusion* menggunakan kode CITATON. Hal ini membuat adanya keterbatasan geometri yang dapat diselesaikan oleh COREBN yaitu hanya sebanyak 12 jenis geometri seperti yang dapat dilakukan oleh CITATION. COREBN tidak melakukan perhitungan *depletion* terhadap nuklida-nuklidanya. Informasi $N_k(\vec{r}, t)$ densitas nuklida (k) pada *burn-up time* (t) didapatkan dengan menginterpolasi komposisi yang telah ditabulasikan dengan informasi *burnup* yang bersesuaian yang telah disimpan sebelumnya.

Efek reaksi (n,2n) dapat diabaikan pada reaktor termal, tapi tidak bisa diabaikan pada teras reaktor dengan spektrum neutron *hard* atau sistem yang

memiliki elemen berilium. Persamaan difusi neutron yang mencakup reaksi (n,2n) dapat dituliskan sebagai berikut.

$$\begin{aligned}
 & -\nabla D_g \nabla \varphi_g + \left\{ \Sigma_{a,g} + \sum_{g' \neq g} \Sigma_{s,g \rightarrow g'} + \sum_{g' \neq g} \Sigma_{2n,g \rightarrow g'} \right\} \varphi_g \\
 & = \frac{\chi_g}{k_{eff}} \left\{ \sum_{g'} v \Sigma_{f,g'} \varphi_{g'} \right\} \\
 & + \left\{ \sum_{g' \neq g} \Sigma_{s,g' \rightarrow g} + \sum_{g' \neq g} 2 \Sigma_{2n,g' \rightarrow g} \right\} \varphi_{g'}
 \end{aligned} \tag{3.21}$$

Di dalam kode COREBN, kontribusi reaksi (n,2n) dimasukkan ke dalam matriks hamburan sama seperti kode deterministik lain yang menggunakan persamaan transpor dan difusi neutron. Sehingga matriks tampang lintang hamburan akan menjadi sebagai berikut,

$$\Sigma'_{s,g' \rightarrow g} = \Sigma_{s,g' \rightarrow g} + 2 \Sigma_{2n,g' \rightarrow g} \tag{3.22}$$

Persamaan di atas menyebabkan Persamaan 3.21 dapat direduksi menjadi Persamaan 3.23 dengan koreksi serapan neutron menjadi seperti Persamaan 3.24 [31].

$$\begin{aligned}
 & -\nabla D_g \nabla \varphi_g + \left\{ \Sigma'_{a,g} + \sum_{g' \neq g} \Sigma'_{s,g \rightarrow g'} \right\} \varphi_g \\
 & = \frac{\chi_g}{k_{eff}} \left\{ \sum_{g'} v \Sigma_{f,g'} \varphi_{g'} \right\} + \sum_{g' \neq g} \Sigma'_{s,g' \rightarrow g} \varphi_{g'}
 \end{aligned} \tag{3.23}$$

$$\Sigma'_{a,g} = \Sigma_{a,g} - \sum_{g' \neq g} \Sigma_{2n,g \rightarrow g'} \tag{3.24}$$

COREBN melakukan interpolasi tampang lintang pada beberapa nuklida yang diperlukan untuk perhitungan rasio konversi seketika (*instantaneous conversion ratio*) dan juga tampang lintang makroskopis untuk perhitungan persamaan difusi. Tampang lintang serapan nuklida fisil ($\Sigma_{a,g}^{fiss}$) dan tangkapan nuklida fertil ($\Sigma_{c,g}^{fert}$) digunakan untuk menghitung laju reaksi pada masing-masing elemen bahan bakar yang didefinisikan pada Persamaan 3.25 dan 3.26 dan nilai rasio konversi lokal yang didefinisikan seperti pada Persamaan 3.27 pada setiap step perhitungan. Nilai rasio konversi teras reaktor kemudian dievaluasi menggunakan Persamaan 3.28.

$$R_a^{fiss}(i) = \int_{Fuel\ Element} \sum_g \Sigma_{a,g}^{fiss}(\vec{r}) \varphi_g(\vec{r}) dV \quad (3.25)$$

$$R_c^{fert}(i) = \int_{Fuel\ Element} \sum_g \Sigma_{c,g}^{fert}(\vec{r}) \varphi_g(\vec{r}) dV \quad (3.26)$$

$$CR(i) = R_c^{fert}(i) / R_a^{fiss}(i) \quad (3.27)$$

$$CR = \int_{Core} \sum_g \Sigma_{c,g}^{fert}(\vec{r}) \varphi_g(\vec{r}) dV \Bigg/ \int_{Core} \sum_g \Sigma_{a,g}^{fiss}(\vec{r}) \varphi_g(\vec{r}) dV \quad (3.28)$$

BAB IV

PELAKSANAAN PENELITIAN

IV.1. Alat dan Bahan Penelitian

Dalam penelitian ini, alat dan bahan yang digunakan adalah sebagai berikut:

1. *Notebook* dengan Intel(R) Core(TM) i5 7200U, CPU 2,50-3,10 GHz, GPU NVIDIA Geforce GTX 930M VRAM 4GB dan kapasitas RAM 8 GB. Menggunakan sistem operasi windows 10 Education 64 bit (10.0 build 16299),
2. Perangkat lunak AutoCAD 2018 dan Corel Draw 2017 untuk desain teras reaktor,
3. Perangkat lunak AcroEdit, Cygwin, SRAC2006, dan COREBN untuk pemodelan dan simulasi teras reaktor,
4. Perangkat lunak Microsoft Office 2013 untuk pengolahan data,
5. Data properti dan komposisi material reaktor.

IV.2. Tata Laksana Penelitian

IV.2.1. Pelaksanaan Penelitian

IV.2.1.1. Studi Pustaka

Tahap awal dari pelaksanaan penelitian yang dilakukan adalah studi pustaka. Studi pustaka ini dilakukan untuk mengetahui informasi parameter-parameter teras yang saat ini sudah dilakukan proses perizinan oleh *NuScale, LLC*. Kegiatan ini dilakukan dengan melakukan pengumpulan referensi dan data-data penting yang akan menunjang kegiatan penelitian. Referensi dan data-data tersebut dapat diambil dari berbagai literatur. Literatur yang digunakan dalam penelitian ini mencakup beberapa topik yaitu informasi mengenai rancang bangun PWR Integral, konfigurasi teras yang saat ini digunakan di dalam PWR Integral, komposisi bahan bakar yang saat ini digunakan, informasi mengenai material yang akan digunakan dalam variasi, konfigurasi teras untuk tujuan pengembangan dan variasi, serta studi mengenai SRAC dan COREBN yang digunakan sebagai simulator.

IV.2.1.2. Pembuatan Desain *Benchmark*

Tahap selanjutnya yang dilakukan setelah didapatkan seluruh referensi yang diperlukan adalah persiapan data nuklida yang akan dipakai di dalam simulasi teras reaktor. Data nuklida didapatkan dari proses perhitungan yang dilakukan berdasarkan informasi teras reaktor yang didapatkan dari studi literatur desain teras yang sudah ada sebelumnya. Berdasarkan informasi tersebut, dilakukan perhitungan nuklida dan berbagai informasi yang belum diketahui. Informasi yang belum diketahui tersebut di antaranya adalah suhu *gap*, suhu kelongsong, densitas UO_2 , PuO_2 , Gd_2O_3 , dan campuran $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ serta MOX. Informasi di atas sangat penting diketahui untuk melakukan perhitungan densitas nuklida dari material yang digunakan di dalam reaktor.

Suhu *gap* dan kelongsong perlu untuk diketahui karena merupakan komponen penting dalam perhitungan SRAC dan COREBN. Suhu *gap* dihitung dengan menggunakan persamaan berikut,

$$q' = 2\pi r_{cli} h_g (T_w - T_{cli}) \quad (4.1)$$

$$h_g = \frac{k_g}{\delta_g} + \frac{\sigma}{\frac{1}{\epsilon_f} + \frac{1}{\epsilon_c} - 1} \frac{T_w^4 - T_{cli}^4}{T_w - T_{cli}} \quad (4.2)$$

$$k_g = 15,8 \times 10^{-6} T_{gap}^{0,79} \quad (4.3)$$

dimana

- q' = *Peak linear power* (W/cm)
- h_g = koefisien perpindahan kalor konveksi *gap* (W/cm².K)
- T_w = suhu rata-rata bahan bakar (K)
- T_{cli} = suhu rata-rata kelongsong bagian dalam (K)
- k_g = konduktivitas termal (W/cm.K)
- δ_g = tebal *gap*
- σ = konstanta Stephan-Boltzmann ($5,67 \times 10^{-12}$ W/cm².K⁴)
- ϵ_f = emisivitas bahan bakar
- ϵ_c = emisivitas kelongsong

$$T_{gap} = \text{suhu } gap \text{ (K)}$$

Suhu *gap* merupakan parameter yang dicari, namun diperlukan proses iterasi karena suhu *gap* juga mempengaruhi nilai konduktivitas termal. Sehingga dilakukan perhitungan dengan menggunakan metode *bisection* untuk mendapatkan nilai suhu *gap*.

Dengan diperolehnya suhu *gap*, maka perhitungan suhu rata-rata kelongsong dapat dilakukan dengan menggunakan rumus sebagai berikut,

$$T_{clo} - T_{fl} = \frac{q'}{2\pi R_{clo} h} \quad (4.4)$$

dimana

$$T_{clo} = \text{suhu kelongsong bagian luar}$$

$$T_{fl} = \text{suhu rata-rata aliran pendingin}$$

$$R_{clo} = \text{jari-jari luar kelongsong}$$

$$h = \text{koefisien perpindahan kalor konveksi (W/cm}^2\text{.K)}$$

nilai koefisien perpindahan kalor konveksi yang digunakan tergantung kondisi aliran pendingin. Sehingga perhitungan nilai koefisien perpindahan kalor konveksi dilakukan menggunakan perhitungan perpindahan kalor pada fluida satu fasa. Dengan menggunakan rumus tersebut, didapatkan nilai suhu kelongsong bagian luar. Suhu rata-rata kelongsong adalah suhu rata-rata antara kelongsong bagian dalam (yang telah diketahui melalui perhitungan suhu *gap*) dan kelongsong bagian luar.

Bagian selanjutnya yang harus dihitung adalah densitas nuklida. Rumus dasar yang digunakan untuk menghitung densitas nuklida adalah sebagai berikut:

$$N = \frac{N_{Av} \cdot \rho_{operasi} \cdot 1 \times 10^{-24}}{Mr_{nuklida}} \quad (4.5)$$

dimana

$$N = \text{densitas nuklida (barn/cm}^3\text{)}$$

e	= pengayaan ^{235}U (%)
N_{Av}	= bilangan Avogadro ($6,02 \times 10^{23}$ partikel/mol)
$\rho_{operasi}$	= densitas operasi dari bahan bakar (g/cm^3)
$Mr_{nuklida}$	= nomor massa total nuklida bahan bakar (g/mol)

Dalam desain *benchmark*, terdapat dua jenis bahan bakar yang digunakan. Kedua bahan bakar ini disusun menjadi dua jenis *fuel assembly* yang berbeda. *Fuel assembly* yang pertama berisi bahan bakar UO_2 murni dengan pengayaan 4,05%. Perhitungan densitas nuklida pada FA pertama kemudian dipengaruhi oleh pengayaan ^{235}U yang terkandung di dalam bahan bakar. pada FA yang kedua, terdapat perbedaan yang cukup signifikan. Di dalam FA kedua terkandung juga Gd_2O_3 pada pin bahan bakar. Pada desain NuScale, kandungan Gd_2O_3 dapat berkisar hingga 8%. Namun, pada penelitian ini digunakan nilai kandungan Gd_2O_3 sebesar 6,5%. Nilai ini didapatkan berdasarkan informasi dari penelitian-penelitian sebelumnya yang menggunakan bahan bakar campuran $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$. Pada penelitian-penelitian sebelumnya, kandungan Gd_2O_3 rata-rata sebesar 3,25%. Pada penelitian ini, diasumsikan kandungan Gd_2O_3 sebesar dua kali kandungan rata-rata Gd_2O_3 untuk mengompensasi kemungkinan *prompt jump* yang signifikan. Pada desain NuScale, Gd_2O_3 terdapat pada 32 pin saja. Namun untuk mempermudah desain, Gd_2O_3 diasumsikan tersebar merata. Sehingga dengan menggunakan hukum kekekalan massa, dilakukan perhitungan sebagai berikut,

$$\begin{aligned}
 32 \text{ pin} \times m_{bbn} \times \%wt_{\text{Gd}_2\text{O}_3 \text{ awal}} & \\
 = 264 \text{ pin} \times m_{bbn} \times \%wt_{\text{Gd}_2\text{O}_3 \text{ akhir}} & \quad (4.6)
 \end{aligned}$$

Dengan menggunakan perhitungan di atas, didapatkan nilai kandungan Gd_2O_3 akhir yang kemudian digunakan dalam perhitungan densitas nuklida.

Pada rumus dasar densitas nuklida, digunakan nomor massa total nuklida bahan bakar yang digunakan dan densitas operasi bahan bakar. nomor massa nuklida bahan bakar dihitung dengan menggunakan rumus stoikiometri kimia layaknya perhitungan kimia biasa, sedangkan untuk densitas operasi digunakan rumus sebagai berikut,

$$\rho_{operasi} = \sum_i \rho_i v_i \quad (4.7)$$

dimana

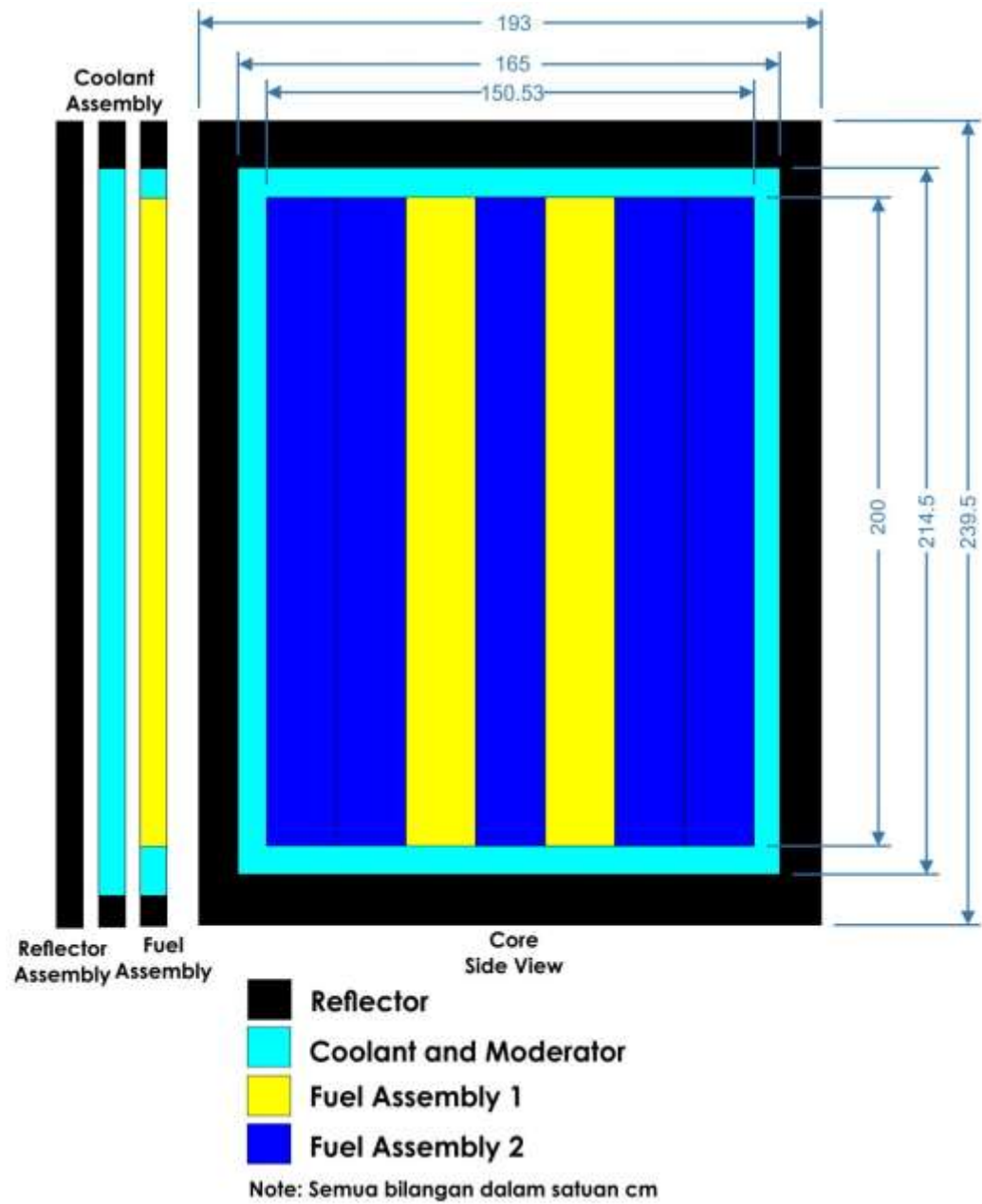
ρ_i = densitas komponen penyusun bahan bakar (g/cm^3)

v_i = fraksi volume komponen penyusun bahan bakar

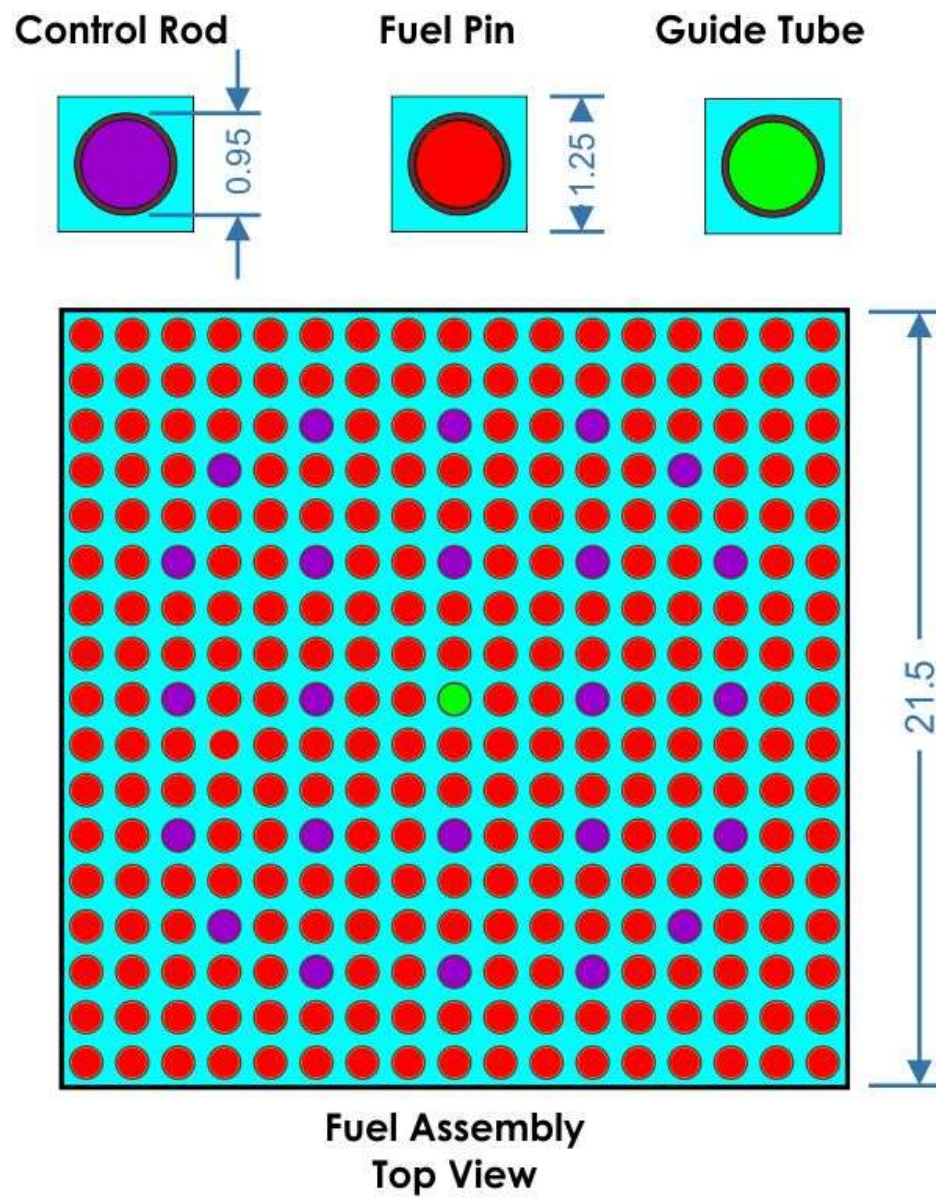
Perhitungan fraksi volume dilakukan dengan mengubah fraksi massa yang sudah diketahui sebelumnya menjadi fraksi volume. Pengubahan jenis fraksi ini dilakukan dengan rumus stoikiometri kimia.

Dengan menggunakan rumus-rumus dasar di atas, didapatkan hasil perhitungan nuklida yang akan digunakan pada program SRAC dan COREBN. Hasil perhitungan kemudian dijadikan masukan untuk kode SRAC dan COREBN.

Proses desain selanjutnya adalah pembuatan desain teras *benchmark* yang mencakup *fuel assembly*, reflektor, moderator, dan ruang untuk batang kendali. *Fuel assembly* berbentuk persegi dengan ukuran *array* 17x17 pin. Ruang untuk batang kendali dimodelkan berisi dengan air karena batasan masalah yang tidak memperhitungkan batang kendali. Sebaran ruang untuk batang kendali disesuaikan dengan desain yang sudah ada dari *NuScale Reactor*. Untuk membuat desain menjadi lebih presisi, digunakan perangkat lunak AutoCAD dan CorelDRAW dalam menggambarkan dan menghitung geometri teras reaktor.

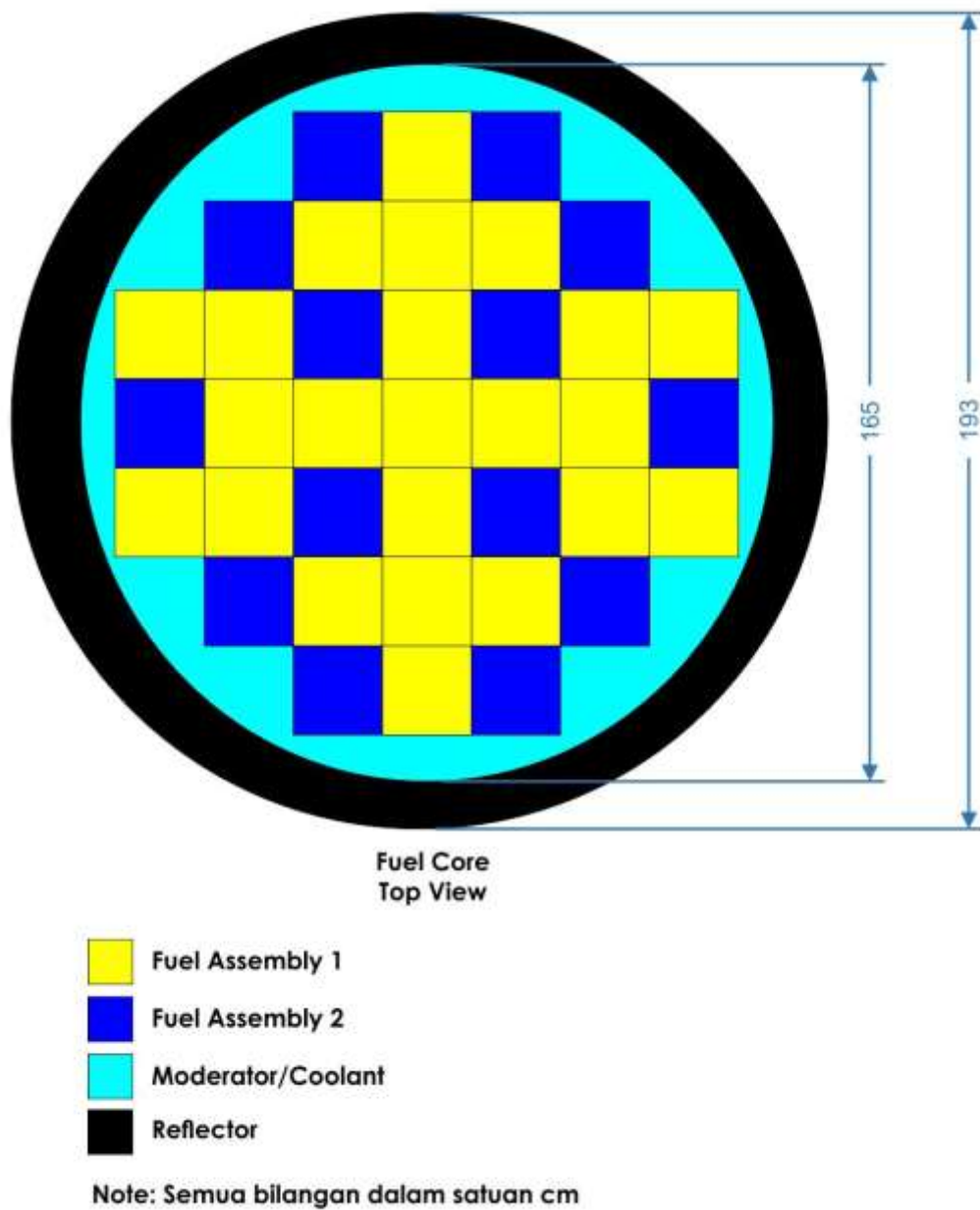


Gambar IV.1 Gambar teras reaktor dari sisi samping



Note: Semua bilangan dalam satuan cm

Gambar IV.2 Gambar *fuel assembly* dari sisi atas



Gambar IV.3 Gambar teras reaktor dari sisi atas

Setelah geometri teras telah dipastikan dan semua data telah didapatkan, dilakukan proses pemodelan teras reaktor menggunakan kode simulasi SRAC dan COREBN, proses koding dilakukan dengan menggunakan perangkat lunak AcroEdit. Format kode yang dimasukkan ke dalam SRAC dan COREBN disesuaikan dengan format yang tersedia

untuk SRAC dan COREBN. Teras reaktor pada mulanya digambarkan sebagai sebuah *fuel assembly* yang kemudian diperbesar menjadi satu teras.

Untuk menggambarkan *fuel assembly* dari teras reaktor, digunakan kode *input* SRAC PIJ (*collision probability method*) dimana kode input ini akan menentukan tambang lintang mikroskopis efektif yang merupakan hasil homogenisasi dari *fuel assembly*. Selain itu, PIJ juga menentukan nilai k -infinite dari *fuel assembly* tersebut. Kode *input* PIJ memiliki 16 jenis *fuel assembly* (IGT) yang dapat digunakan. Untuk penelitian ini, digunakan IGT 16 untuk menggambarkan bentuk teras yang berupa persegi. Untuk menggambarkan teras reaktor yang terdiri dari sekumpulan *fuel assembly* tanpa melakukan perhitungan *burnup*, digunakan modul CITATION dari SRAC yang mampu memodelkan teras yang tersusun atas *assembly* yang berbentuk persegi dengan pemodelan 3D *cartesian* (X-Y-Z). Dari pemodelan ini, didapatkan nilai k_{eff} dari konfigurasi teras reaktor *benchmark*.

Setelah dilakukan nilai k_{eff} dari konfigurasi teras, dilakukan pemodelan teras untuk melihat performa teras saat beroperasi pada mode *burnup* (*time dependent calculation*). Tahapan pemodelan yang dilakukan untuk mode *burnup* dimulai dengan pembuatan tabel tampang lintang yang sebelumnya telah dibuat oleh PIJ. Kemudian tabel tersebut dilengkapi dengan informasi densitas nuklida dan informasi lain yang dibutuhkan oleh kode *input* COREBN. Untuk mendaftarkan informasi *fuel assembly* dan *assembly* lain yang digunakan di dalam teras, kode HIST juga dibuat. Di dalam kode *input* COREBN juga terdapat pengembangan kode CITATION yang berfungsi untuk menunjukkan posisi masing-masing *assembly* yang terdapat di dalam teras, daya operasi reaktor, waktu perhitungan *burnup* yang diinginkan, dan kriteria-kriteria perhitungan lainnya yang membuat perhitungan menjadi lebih efektif. Dalam pemodelan menggunakan COREBN ini, didapatkan nilai

k_{eff} dari teras reaktor, *conversion ratio* (CR), fluks neutron pada masing-masing *assembly*, distribusi daya aksial dan radial sebagai fungsi waktu, dan informasi inventori aktinida bahan bakar di awal dan akhir simulasi.

IV.2.1.3. Variasi dan Simulasi

Setelah didapatkan performa teras reaktor *benchmark* dari hasil simulasi SRAC dan COREBN, dilakukan pemodelan lebih lanjut dalam berbagai variasi parameter. Perubahan parameter dilakukan dengan mengubah kode *input* yang disesuaikan dengan variasi yang sedang ditinjau. Pada variasi rasio PuO_2 dalam MOX, jenis reflektor, dan jenis kelongsong, kode SRAC diubah sehingga tabel tampang lintang diubah diikuti kode *input* HIST yang mendaftarkan *assembly* dan kode COREBN yang digunakan dalam teras reaktor. Sedangkan pada variasi jumlah bahan bakar dan tebal reflektor, kode *input* HIST dan COREBN diubah dengan tidak mengubah kode SRAC karena tabel yang digunakan masih sama. Pada semua variasi kandungan UO_2 yang digunakan memiliki pengayaan ^{235}U sebesar 0,72%, berbeda dengan desain *benchmark*.

Pada variasi rasio PuO_2 dalam MOX, variasi yang digunakan adalah sebagai berikut,

Tabel IV.1 Variasi rasio PuO_2 dalam MOX

Rasio PuO_2 dalam MOX (%)	Nomor Massa MOX (g/mol)		Massa Jenis MOX (g/cm^3)	
	FA 1	FA 2	FA 1	FA 2
2	270,062352	270,7926	10,53079	10,49097638
4	270,0967609	270,8268	10,53999	10,50003988
6	270,1311698	270,8609	10,54922	10,50911906
8	270,1655787	270,895	10,55845	10,51821394
10	270,1999876	270,9292	10,56771	10,52732459
12	270,2343965	270,9633	10,57698	10,53645103
14	270,2688054	270,9975	10,58626	10,54559331
16	270,3032143	271,0316	10,59557	10,55475146
18	270,3376232	271,0657	10,60488	10,56392554
20	270,3720321	271,0999	10,61422	10,57311558

Pada variasi jumlah bahan bakar, massa bahan bakar dibuat konstan. Sehingga variasi yang dilakukan adalah variasi jumlah dan tinggi FA di dalam teras dengan melakukan perubahan diameter teras reaktor. Variasi yang digunakan adalah sebagai berikut,

Tabel IV.2 Variasi diameter teras

Diameter Teras (cm)	Tinggi Teras (cm)	Jumlah FA	
		FA 1	FA 2
115	569,076745	9	4
140	352,127721	17	4
165	200,000000	23	14
190	164,402137	31	14
215	121,318488	37	24

Pada variasi jenis kelongsong, variasi yang digunakan adalah sebagai berikut,

Tabel IV.3 Variasi jenis kelongsong

Jenis Kelongsong	Nomor Massa Kelongsong (g/mol)	Densitas Kelongsong (g/cm³)
Zircalloy-4	91,52402696	6,55
SS 316	56,30490907	7,99
SS 410	56,25494474	7,74
Zr-2,5%Nb Alloy	91,1970700	6,57

Pada variasi tebal reflektor, komponen di dalam teras reaktor dibuat konstan dengan nilai yang sudah didapatkan dari variasi-variasi selanjutnya. Tebal yang divariasikan adalah tebal radial dan aksial dari reflektor, dengan nilai yang berbeda namun disesuaikan dengan rasio geometri teras reaktor. Variasi yang digunakan adalah sebagai berikut,

Tabel IV.4 Variasi tebal radial

Tebal Radial Reflektor (cm)	Tebal Aksial Reflektor (cm)	<i>Mean Chord Length (cm)</i>
4	4	15,6300578
9	7,5	34,2295082
14	12,5	51,9378238
19	17,5	68,8866995
24	22,5	85,1830986

Pada variasi reflektor, seluruh komponen lain di dalam teras reaktor dibuat konstan. Tebal reflektor juga dibuat konstan. Sehingga variasi yang digunakan adalah sebagai berikut,

Tabel IV.5 Variasi jenis reflektor

Jenis Reflektor	Nomor Massa Reflektor (g/mol)	Densitas Reflektor (g/cm³)
SS 304L	55,2353646	8,00
PbO	193,4943589	9,53
SS 410	56,2549447	7,74
SS 316	56,3049091	7,99
Zr-2,5%Nb Alloy	91,1970732	6,57
WC	172,2064612	15,60
Grafit	12,0107400	1,70

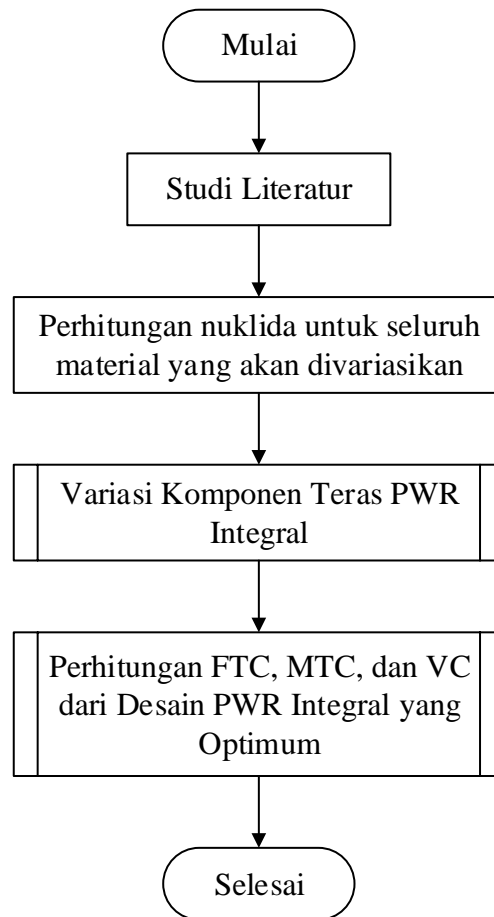
Dengan menggunakan variasi di atas, simulasi dilakukan dengan menggunakan SRAC dan COREBN.

IV.2.1.4. Analisis dan Pengolahan Data

Analisis dan pengolahan data dilakukan dengan menganalisis hasil keluaran dari SRAC dan COREBN dalam suatu perangkat lunak pengolahan data. Analisis dilakukan dengan menggunakan dasar teori yang sudah dijelaskan pada bab sebelumnya. Pengolahan data dilakukan untuk memiliki mana saja informasi penting yang perlu untuk diolah sehingga didapatkan informasi parameter teras reaktor sesuai dengan tujuan penelitian.

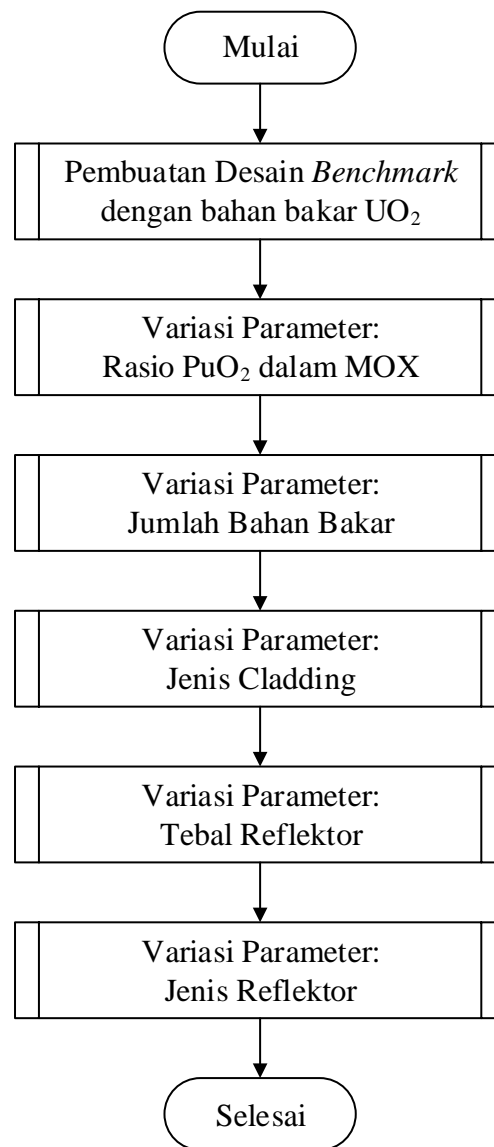
IV.2.2. Diagram Alir Penelitian

Diagram alir dari penelitian ini secara umum dapat ditunjukkan sebagai berikut,

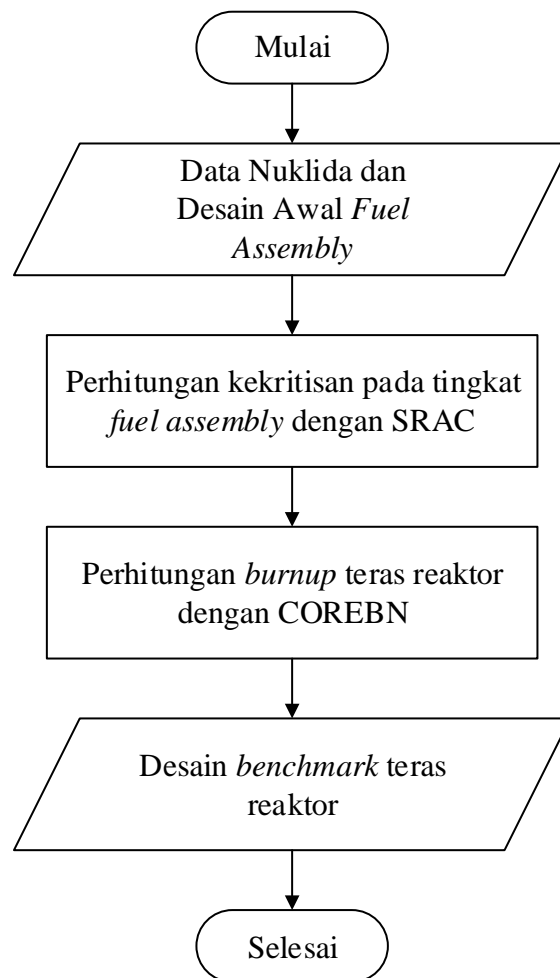


Gambar IV.4 Diagram alir penelitian secara umum

Diagram alir untuk pelaksanaan sub-penelitian Variasi Komponen Teras PWR Integral adalah sebagai berikut

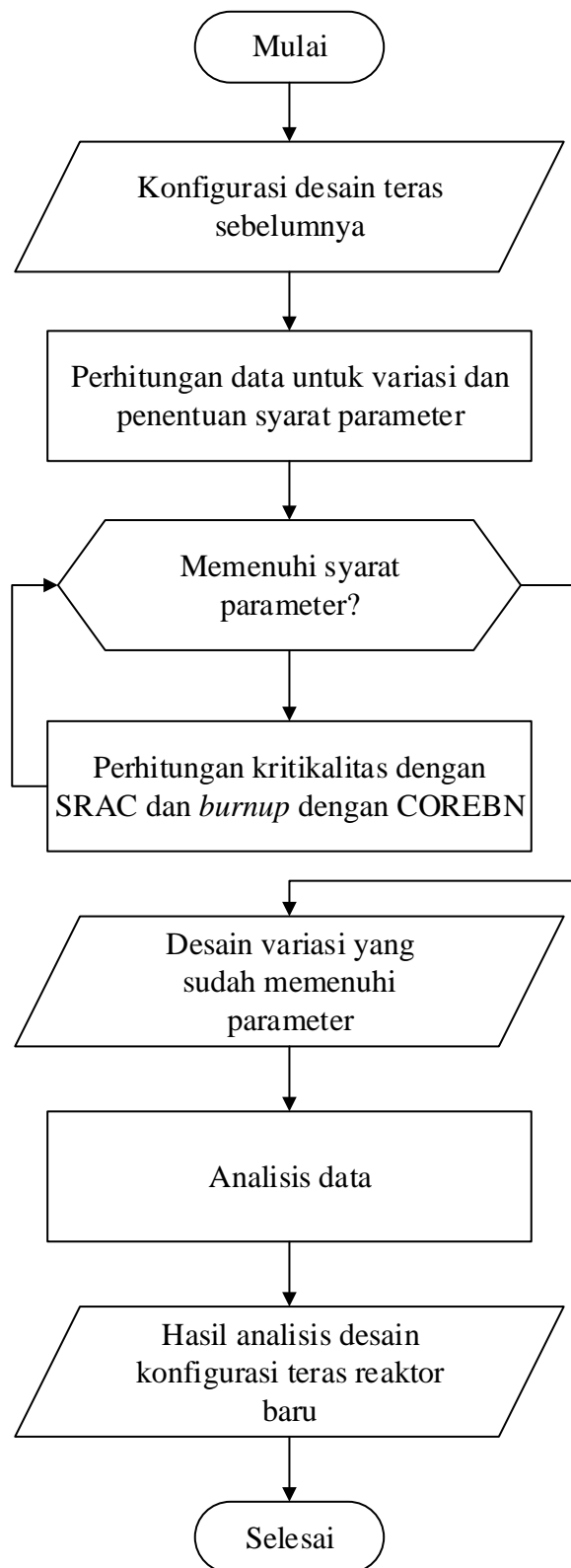


Gambar IV.5 Diagram alir sub-penelitian variasi komponen teras PWR Integral
Diagram alir untuk sub-penelitian Pembuatan Desain *Benchmark* dengan Bahan Bakar UO₂ adalah sebagai berikut,



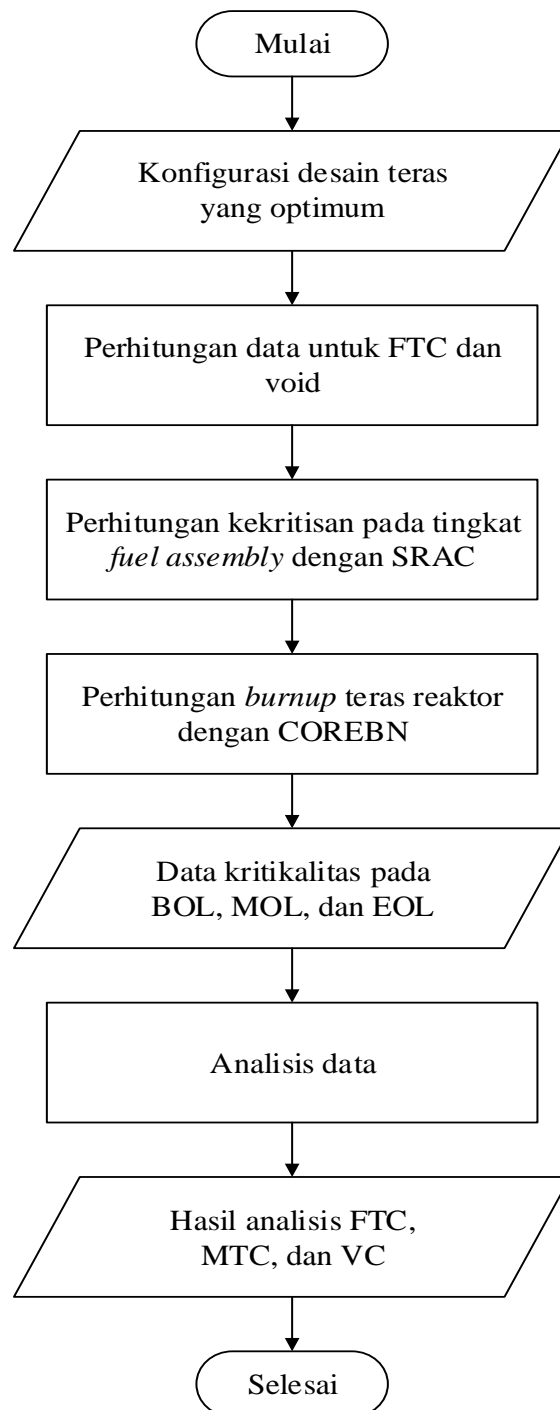
Gambar IV.6 Diagram alir penelitian pembuatan teras *Benchmark*

Diagram alir untuk sub-penelitian Variasi Parameter secara umum adalah sebagai berikut,



Gambar IV.7 Diagram alir variasi parameter teras secara umum

Diagram alir untuk sub-penelitian Perhitungan FTC, MTC, dan VC dari desain PWR Integral yang Optimum adalah sebagai berikut,



Gambar IV.8 Diagram alir perhitungan FTC, MTC, dan VC

IV.3. Rencana Analisis Hasil Penelitian

Setelah simulasi dilakukan, hasil yang didapatkan dari simulasi kemudian dianalisis untuk mengetahui pengaruh perubahan parameter desain teras reaktor akibat variasi yang dilakukan. Variasi yang dilakukan mencakup rasio PuO_2 dalam MOX, jumlah bahan bakar, jenis kelongsong, tebal reflektor, dan jenis reflektor. Pada akhirnya akan didapatkan desain teras yang dapat memenuhi parameter yang diinginkan untuk dianalisis FTC, MTC, dan VC.

Studi parameter dimulai dengan dibuat desain teras reaktor yang akan menjadi acuan desain teras reaktor. Baik pada desain *benchmark* maupun variasi, analisis hasil akan dilakukan berdasarkan nilai k_{eff} , CR, dan inventori aktinida yang dihasilkan. Kemudian, dilakukan variasi rasio PuO_2 di dalam MOX. Variasi dilakukan dengan rasio PuO_2 sebesar 0% hingga 20% dengan selisih 2%. Pemilihan angka ini didasarkan pada penelitian yang telah dilaksanakan sebelumnya yang menyatakan bahwa rentang rasio PuO_2 dalam MOX pada umumnya sebesar 7% hingga 11%. Dari variasi tersebut akan didapatkan hasil yang menunjukkan hubungan antara variasi rasio PuO_2 terhadap performa teras reaktor. Kemudian akan dipilih satu desain yang paling optimum dan akan dijadikan data untuk variasi selanjutnya.

Setelah didapatkan rasio PuO_2 yang mampu memberikan performa yang optimum dibandingkan dengan *benchmark*, maka dilakukan variasi jumlah bahan bakar. Variasi jumlah bahan bakar dilakukan dengan melakukan variasi terhadap rasio tinggi teras reaktor terhadap diameter reaktor dengan membuat massa bahan bakar konstan. Akibatnya, apabila diameter teras bertambah, maka jumlah pin bahan bakar akan bertambah namun tingginya akan berkurang, begitu pula sebaliknya. Hasil variasi ini kemudian dianalisis untuk mengetahui performa teras reaktor dan kemudian dipilih salah satu variasi yang paling optimum untuk dilakukan variasi selanjutnya.

Setelah didapatkan jumlah bahan bakar yang optimum, divariasikan jenis kelongsong yang digunakan di dalam teras reaktor. Jenis kelongsong yang

digunakan dalam variasi ini terbagi menjadi dua jenis yaitu kelongsong berbasis zirkonium dan kelongsong berbasis *stainless steel*. Hasil yang didapatkan, sama dengan variasi yang lain, juga dianalisis performa teras reaktor. Kemudian, dipilih satu variasi yang paling optimum untuk dilanjutkan ke variasi selanjutnya.

Setelah didapatkan variasi jenis kelongsong, dilakukan variasi tebal reflektor. Variasi tebal reflektor digunakan untuk mengetahui bagaimana hubungan antara tebal reflektor terhadap performa teras reaktor. Secara teoritis, reflektor memiliki batasan untuk mampu merefleksikan neutron pada satu nilai ketebalan tertentu. Dengan variasi ini, diharapkan dapat diketahui batasan yang dimiliki oleh reflektor yang digunakan di dalam teras reaktor. Dari hasil variasi kemudian akan dipilih satu variasi yang paling optimum dan bisa diteruskan untuk variasi selanjutnya.

Variasi selanjutnya adalah variasi jenis reflektor. Pergantian jenis reflektor ini akan berpengaruh terhadap kemampuan reflektor untuk merefleksi neutron sehingga akan berpengaruh terhadap performa teras. Jenis reflektor yang divariasikan beragam mulai dari jenis reflektor yang berbasis *stainless steel*, zirkonium, maupun nonlogam. Dari hasil simulasi ini akan didapatkan desain teras yang paling umum dengan performa teras yang memenuhi parameter yang ditinjau.

Setelah didapatkan variasi yang paling optimum, dilakukan variasi suhu bahan bakar dengan tidak mengubah densitas bahan bakar. Densitas bahan bakar tidak diubah karena diasumsikan perubahan densitas yang terjadi pada bahan bakar pada tidak signifikan sehingga dapat diasumsikan densitasnya konstan. Dengan menggunakan variasi ini, akan didapatkan nilai kritikalitas pada *Beginning of Life* (BOL), *Middle of Life* (MOL), dan *End of Life* (EOL). Nilai kritikalitas ini kemudian dapat dibuat dalam satu grafik yang menunjukkan perubahan kritikalitas seiring dengan perubahan suhu. Dari grafik tersebut, didapatkan nilai FTC yang secara teori bernilai negatif.

Dengan desain yang sama, dilakukan pula variasi terhadap suhu moderator dan densitas pendingin yang ada di dalam teras reaktor untuk mengetahui nilai

MTC dan *void coefficient* dari teras reaktor. Perhitungan untuk MTC divariasikan hingga titik dimana moderator mencapai titik saturasi pada tekanan operasi yang digunakan. Sementara perhitungan untuk *void coefficient* didasarkan pada perubahan densitas moderator yang diakibatkan oleh penambahan volume uap di dalam teras reaktor. Asumsi yang digunakan dalam variasi densitas ini adalah suhu pendingin berada pada titik saturasi secara termodinamika sehingga dapat berubah menjadi uap. Sedangkan suhu bahan bakar dibuat konstan seperti variasi sebelumnya. Sama seperti analisis untuk FTC, akan didapatkan grafik nilai kritikalitas yang akan menunjukkan nilai perubahan kritikalitas seiring dengan perubahan fraksi void di dalam teras reaktor. Dari grafik tersebut didapatkan nilai MTC dan *void coefficient* yang secara teoritis akan bernilai negatif.

BAB V

HASIL DAN PEMBAHASAN

Pada penelitian ini, dilakukan analisis hasil perhitungan *burnup* teras reaktor dengan berbagai variasi parameter teras yang telah dibuat desainnya di dalam SRAC-COREBN. Proses analisis mencakup tren performa teras reaktor ketika dilakukan variasi parameter desain teras reaktor. Analisis desain dilakukan berdasarkan dasar teori yang telah ada sebelumnya.

V.1. Desain Awal Teras Reaktor PWR Integral Menggunakan UO₂

Desain awal yang digunakan dalam penelitian ini dapat dilihat dalam tabel V.1,

Tabel V.1 Properti dari desain awal PWR Integral

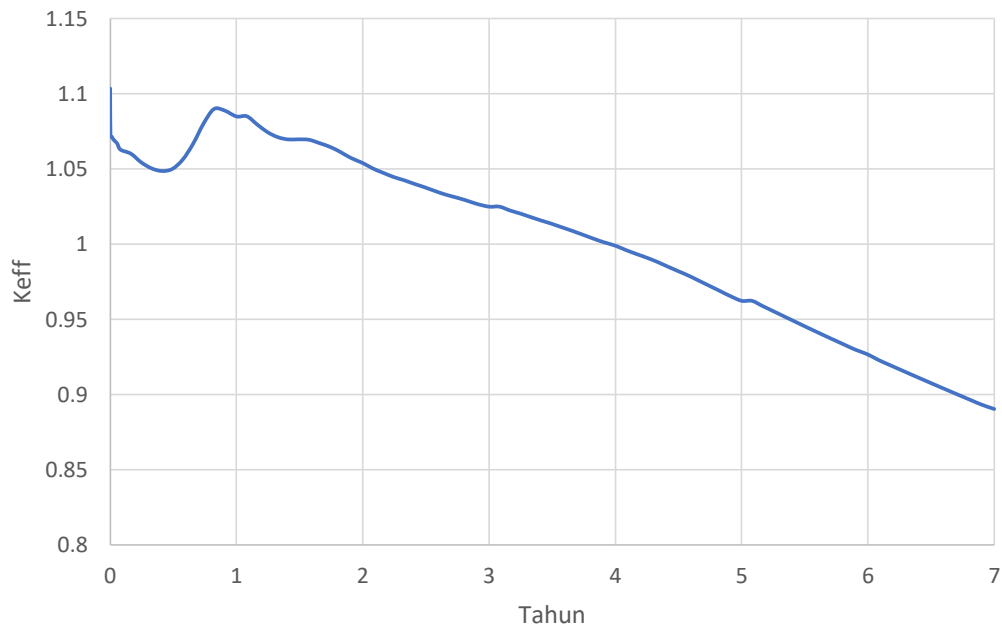
Properti	Unit	Besaran
<i>Core</i>		
Radius	cm	82,5
Jumlah <i>assembly</i>	-	37
Daya termal reaktor	MW	160
<i>Fuel Assembly</i>		
Tipe bahan bakar	-	UO ₂
Pengayaan ²³⁵ U	-	4,05% dan 4,55%
Panjang FA	cm	200
Model <i>assembly</i>	-	<i>Square Array 17x17 pin</i>
Jumlah <i>fuel rod</i> dalam FA	-	264
Jumlah <i>Control Rod</i> dalam FA	-	24
Jumlah <i>Instrumentation Tube</i> dalam FA	-	1
Tebal Struktur FA	cm	0,04
Bahan struktur	-	SS 304L

<i>Pitch</i> FA	cm	21,50364
Bahan pendingin	-	H ₂ O
<i>Fuel Rod</i>		
Diameter Luar Kelongsong	cm	0,94996
Diameter Dalam Kelongsong	cm	0,82804
Tebal <i>Gap</i>	cm	0,01651
Diameter Bahan Bakar	cm	0,81153
Material <i>Gap</i>	-	Helium
Material Kelongsong	-	Zircalloy-4
<i>Fuel Rod Pitch</i>	cm	1,25984
Tinggi <i>Fuel Rod</i>	cm	200
Reflektor		
Bahan reflektor	-	SS 304L
Tinggi reflektor aksial atas/bawah	cm	12,5
Tebal reflektor radial	cm	14
Parameter Termal Hidraulik		
Tekanan	psia	1850
Suhu rata-rata <i>fuel pin</i>	K	772,039
Suhu rata-rata <i>gap</i>	K	739,209
Suhu rata-rata moderator	K	645,572
Suhu rata-rata kelongsong	K	557,039
Suhu rata-rata reflektor	K	557,039

Dengan menggunakan desain yang didasarkan pada parameter di atas, didapatkan nilai k_{eff} yang memiliki nilai lebih besar daripada 1. Nilai k_{eff} lebih besar daripada 1 menjadi penting di dalam teras reaktor untuk memastikan daya dihasilkan di dalam teras reaktor. Hal ini dikarenakan daya reaktor dapat meningkat apabila reaktor dalam keadaan superkritis (k_{eff} lebih besar daripada 1). Nilai *burnup* ini dapat diturunkan hingga bernilai sama dengan 1 (kritis) atau bahkan kurang dari 1 (subkritis) dengan cara menambahkan *Control Rod* dan racun penyerap neutron.

Pada penelitian ini, desain di atas dipilih berdasarkan desain awal yang telah tersedia dalam dokumen teknis dari *NuScale Power, LLC*. Komponen utama dari teras reaktor disusun sesuai dengan dokumen teknis yang disesuaikan dengan penulisan kode program SRAC dan COREBN. Pada dokumen teknis tersebut, beberapa variabel dari material dibuat dalam suatu rentang nilai, bukan suatu nilai yang spesifik. Untuk mempermudah perhitungan, digunakan asumsi yang sudah dipertimbangkan berdasarkan ketersediaan informasi yang ada. Sebagai contoh, untuk material kelongsong, pada dokumen teknis, diinformasikan bahwa terdapat 3 jenis material kelongsong yang digunakan untuk konfigurasi yang berbeda yaitu kelongsong untuk *fuel pin*, *Control Rod*, dan tabung instrumentasi. Namun, untuk mempermudah proses perhitungan, dipilih satu jenis material kelongsong yang digunakan untuk semua kondisi, yaitu Zircalloy-4. Pertimbangan yang sana juga dilakukan untuk jenis material dan tebal dari reflektor. Untuk beberapa bagian teknis yang sulit digambarkan seperti *spacer* dan *gas plenum* tidak digambarkan untuk mempermudah perhitungan. Beberapa parameter termal hidraulik yaitu suhu rata-rata moderator dan suhu rata-rata *gap* merupakan hasil perhitungan numerik dari rumus termal hidraulik yang sudah dijelaskan pada bab sebelumnya.

Perubahan parameter teras reaktor digambarkan dalam fungsi waktu dengan menggunakan fungsi *burnup*. Interval *burnup* yang digunakan dibuat berbeda-beda namun tetap berlangsung selama 7 tahun, di beberapa variasi *step burnup* yang diberikan hanya berlangsung hingga 5 tahun. Hal ini didasarkan pada seberapa cepat desain tersebut mencapai nilai subkritis. Desain dasar, atau yang dalam penelitian ini disebut sebagai desain *benchmark* menggambarkan perubahan nilai kekritisan sebagai fungsi waktu operasi reaktor sebagai berikut,



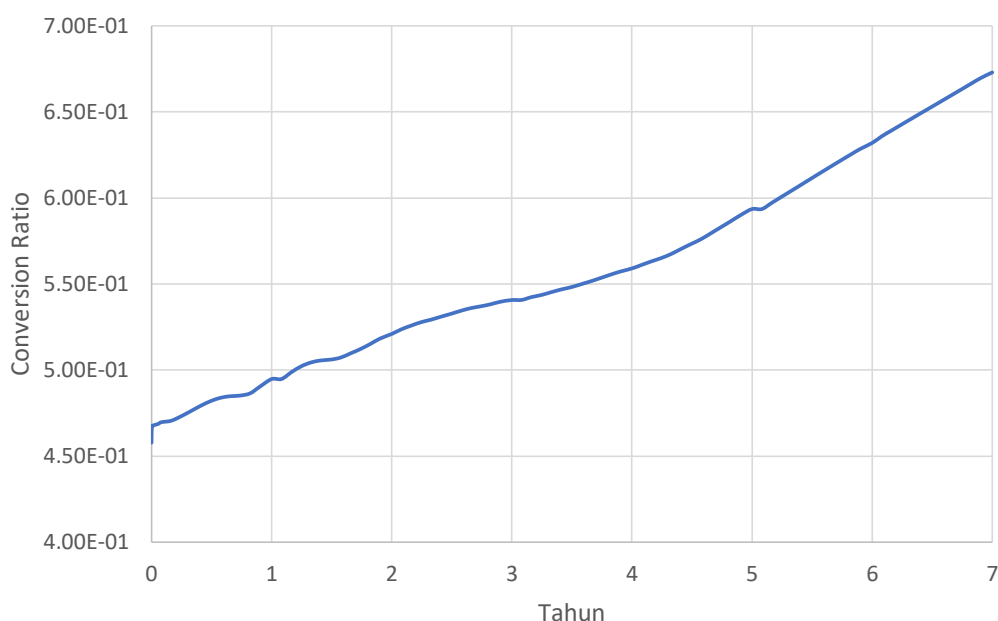
Gambar V.1 Nilai k_{eff} teras desain awal selama operasi reaktor

Desain teras *benchmark* ini dapat beroperasi sesuai dengan kriteria kekritisan hingga 1425,75 hari. Teras *benchmark* mengalami penurunan yang signifikan di awal operasi reaktor, lalu terjadi kenaikan kekritisan, hingga kemudian terjadi penurunan secara konstan menuju keadaan subkritis. Pada periode awal operasi reaktor, terjadi proses penurunan yang signifikan akibat adanya gadolinia yang menyerap neutron pada awal operasi reaktor. Selain itu, produksi racun neutron Xenon dan Samarium juga memengaruhi populasi neutron di dalam teras reaktor. Gadolinia semakin lama semakin habis karena serapan neutron dan produksi Xenon serta Samarium juga berangsur-angsur stabil hingga menuju titik kesetimbangannya.

Xenon dan Samarium yang sudah setimbang kemudian dibarengi oleh proses fisi yang terus menerus di dalam reaktor yang superkritis sehingga menyebabkan adanya kenaikan kritikalitas teras reaktor. Puncak kritikalitas teras reaktor mencapai puncaknya ketika bahan fisil masih tersedia cukup banyak sehingga mampu mengatasi pertumbuhan bahan fertil akibat transmudasi maupun

bahan yang diproduksi akibat produk fisi. Setelah kondisi ini, kritikalitas teras *benchmark* berangsur-angsur semakin berkurang dengan laju yang relatif konstan.

Selain perubahan nilai kritikalitas dalam teras, rasio banyaknya nuklida fisiil dan fertil juga berubah seiring berjalannya waktu. Rasio banyaknya nuklida fisiil dan nuklida fertil digambarkan melalui parameter rasio konversi (*Conversion Ratio/CR*). Fenomena rasio konversi yang terjadi di dalam teras digambarkan melalui grafik sebagai berikut,

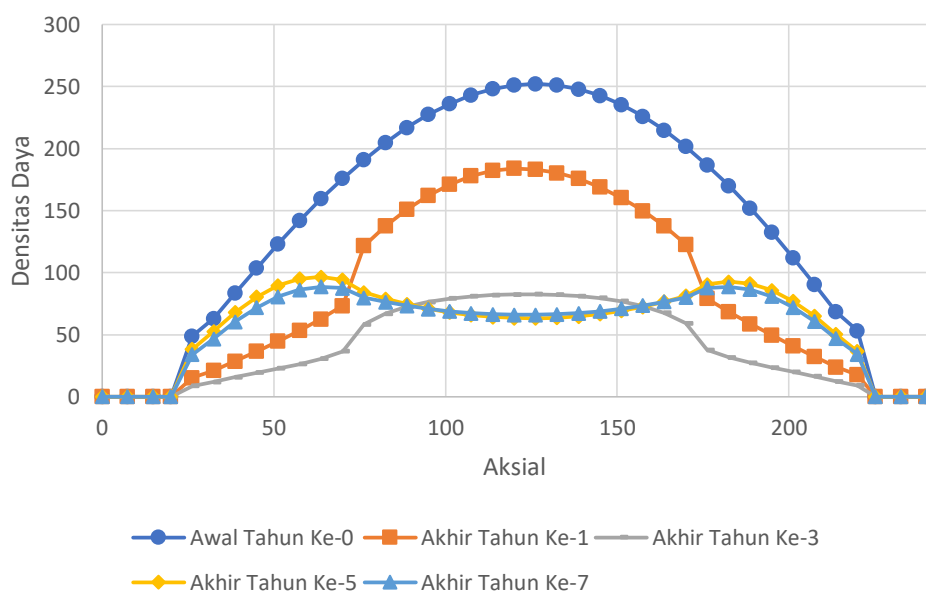


Gambar V.2 Nilai rasio konversi desain awal teras reaktor selama periode operasi reaktor

Pada rasio konversi, didapatkan fenomena dimana nilai CR semakin lama semakin bertambah. Hal ini menunjukkan bagaimana perubahan nuklida yang terjadi di dalam teras reaktor. Perubahan nuklida yang signifikan ini berpengaruh terhadap bagaimana populasi neutron di dalam teras reaktor karena perubahan nuklida ini berpengaruh terhadap proses fisi yang terjadi di dalam teras reaktor. pada periode awal operasi teras reaktor, dapat dilihat bahwa nilai CR yang dihasilkan bernilai 0,457805 dan terus meningkat hingga bernilai 0,672904 pada tahun ketujuh. Pada lima tahun operasi reaktor, teras *benchmark* ini bersifat sebagai pembakar (*burner*). Hal ini dikarenakan nilai CR yang dihasilkan lebih rendah

daripada 0,6. Nilai 0,6 merupakan batas nilai yang menentukan sifat konsumsi bahan bakar di dalam teras reaktor. Pada tahun kelima hingga akhir operasi reaktor, teras reaktor bersifat sebagai *converter*. Namun, perlu diperhatikan bahwa ketika nilai CR yang dihasilkan cukup baik, teras reaktor berada dalam fase subkritis. Hal ini menunjukkan meskipun konsumsi bahan bakar fisil memiliki rasio yang lebih rendah dibandingkan periode awal teras reaktor, bahan bakar fisil tersebut tidak mampu untuk menyediakan neutron yang cukup sehingga teras menjadi kritis ataupun superkritis.

Parameter lain yang dapat dilihat untuk melihat bagaimana fenomena yang terjadi di dalam teras *benchmark* adalah densitas daya aksial dari teras. Densitas daya aksial teras merupakan suatu parameter yang menunjukkan distribusi daya dari teras dalam koordinat aksial dengan satuan Watt/cc. Nilai ini merupakan nilai keluaran dari COREBN yang diambil dari data hasil tiap *burnup step* dari COREBN. Densitas daya aksial yang dihasilkan oleh teras *benchmark* digambarkan dalam grafik sebagai berikut,



Gambar V.3 Densitas daya aksial dari desain awal teras reaktor

Pada grafik di atas, nilai 0 adalah bagian atas dari teras reaktor dan 240 adalah bagian bawah dari teras reaktor. pada grafik di atas terdapat lima jenis garis

yang menggambarkan kondisi teras pada periode tertentu. Periode yang dipilih adalah pada saat awal tahun ke-0 (mulai operasi), akhir tahun pertama, akhir tahun ketiga, akhir tahun kelima, dan akhir tahun ketujuh.

Pada awal tahun ke-0, didapatkan grafik yang relatif normal seperti distribusi daya di PWR yang ada pada umumnya. Daya yang paling besar dihasilkan pada bagian tengah teras reaktor (sekitar 120 cm) dan terdistribusi secara normal di seluruh bagian aksial teras reaktor. Kondisi yang berbeda ditunjukkan pada akhir tahun pertama karena masih terdapat efek yang cukup signifikan dari gadolinia. Selain itu, juga terdapat efek serapan neutron yang cukup signifikan dari adanya xenon dan samarium yang diproduksi di dalam bahan bakar. Meskipun daya tersebar secara simetris dan daya terbesar dihasilkan di bagian tengah teras reaktor, terjadi lompatan daya teras pada titik aksial 70 cm dan 170 cm. Kedua titik ini merupakan batas dari pemodelan zona reaktor secara aksial yang terbagi menjadi 4 zona. Pada zona 1 dan 4 (bagian paling atas dan bagian paling bawah) efek Xenon dan Samarium terlihat dengan terbentuknya garis linier, sedangkan zona 2 dan 3 (bagian tengah teras reaktor) memiliki distribusi daya yang normal namun dengan nilai daya yang lebih kecil daripada awal tahun ke-0. Efek yang sama terjadi pada akhir tahun ketiga namun dengan nilai daya yang lebih kecil. Pada saat ini, nilai Xenon dan Samarium sudah berada pada kondisi seimbang sehingga lompatan daya yang terlihat pada akhir tahun pertama tidak terlihat pada akhir tahun ketiga.

Pada akhir tahun kelima, terjadi perubahan yang signifikan akibat kondisi reaktor yang subkritis. Panas peluruhan (*decay heat*) yang dihasilkan oleh produk fisi mencapai puncaknya pada saat ini. Bagian tengah dari teras reaktor justru mengalami penurunan daya akibat subkritis-nya teras. Panas peluruhan terkonsentrasi pada bagian atas dan bagian bawah dari teras reaktor. Fenomena yang sama juga dapat dilihat pada akhir tahun ketujuh namun dengan nilai daya yang lebih kecil. Pada 2 tahun terakhir operasi teras reaktor, kondisi subkritis teras reaktor memengaruhi distribusi daya teras reaktor secara signifikan akibat panas peluruhan yang dihasilkan oleh produk fisi dari teras reaktor.

Inventori aktinida merupakan parameter lain yang dapat diperhatikan untuk melihat bagaimana perilaku teras reaktor dalam mengonsumsi bahan bakar yang ada dan memproduksi bahan bakar yang baru. Parameter ini merupakan bentuk nyata yang dapat dibandingkan dengan nilai CR. Namun, pada penelitian ini, inventori aktinida yang diperhatikan dibatasi hanya pada tujuh nuklida saja yaitu ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , dan ^{242}Pu . Distribusi dari ketujuh nuklida tersebut seiring operasi reaktor adalah sebagai berikut,

Tabel V.2 Jumlah aktinida yang dihasilkan oleh desain awal teras reaktor

Tahun	Aktinida (gram)						
	^{235}U	^{236}U	^{238}U	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu
0	390.170	0	8.930.100	0	0	0	0
1	334.300	10.651	8.895.500	21.006	2.309	865	72
3	242.380	27.145	8.819.700	43.225	9.752	5.417	1.097
5	167.840	39.480	8.740.200	54.287	16.925	10.355	3.044
7	111.200	47.639	8.653.500	58.788	22.998	14.632	5.971

Berdasarkan tabel di atas, didapatkan informasi bahwa terjadi penambahan jumlah ^{239}Pu dan juga pengurangan jumlah ^{238}U . Pengurangan jumlah ^{238}U dapat dijelaskan karena konsumsi bahan bakar reaktor seiring berjalannya waktu. Penambahan ^{239}Pu merupakan hasil transmudasi yang terjadi akibat reaksi serapan di dalam teras reaktor. Konsumsi ^{235}U dan ^{238}U pada tahun pertama operasi teras reaktor dapat dikatakan signifikan. Hal ini dapat disebabkan oleh nilai rasio konversi teras pada periode awal operasi teras yang berkisar antara 0,4 hingga 0,5 sehingga begitu banyak bahan bakar yang dikonsumsi. Kemudian, nilai tersebut cenderung turun secara stabil pada tahun ketiga hingga ketujuh. Nilai dari ^{239}Pu sendiri mengalami kenaikan terus menerus dengan laju yang relatif konstan.

Hasil dari desain di atas dijadikan acuan untuk melakukan analisis pada variasi yang akan dilakukan. Meskipun pada dokumen teknis dari *NuScale* sudah terdapat informasi yang dibutuhkan untuk analisis parameter, banyaknya penyederhanaan yang dilakukan membuat penggunaan nilai-nilai tersebut menjadi kurang relevan. Sehingga, untuk menjaga variabel kontrol selama penelitian, harus dibuat acuan baru yang sesuai dengan parameter yang digunakan selama penelitian

berlangsung. Variasi-variasi yang dilakukan juga akan mempertimbangkan parameter utama seperti k_{eff} , CR, densitas daya aksial, dan inventori aktinida yang dihasilkan selama operasi teras reaktor.

V.2. Variasi Rasio PuO_2 di dalam Bahan Bakar MOX

Variasi rasio PuO_2 di dalam bahan bakar MOX dilakukan dengan mengubah jumlah nuklida yang dari material yang digunakan untuk menyusun bahan bakar MOX. Bahan bakar MOX yang digunakan adalah bahan bakar $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ dan $\text{PuO}_2\text{-UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ yang dicampurkan secara homogen. Kandungan isotop plutonium yang menyusun bahan bakar MOX dibuat konstan dengan pembagian sebagai berikut,

Tabel V.3 Komposisi plutonium pada PuO_2

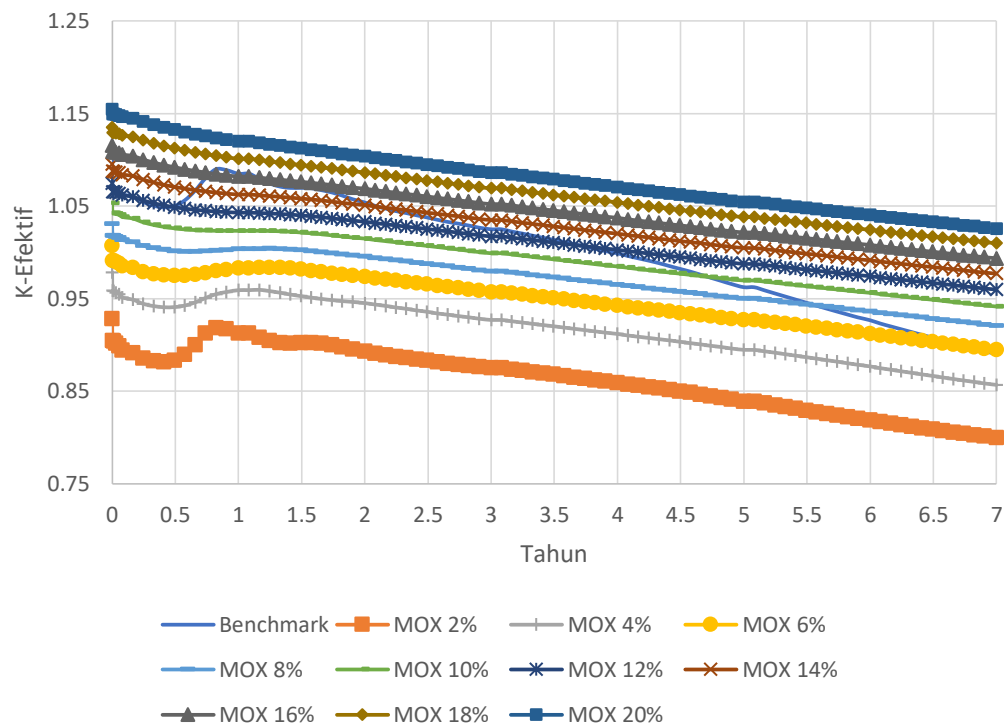
Komposisi Plutonium	Persentase (%)
^{238}Pu	4,6
^{239}Pu	50,5
^{240}Pu	24
^{241}Pu	12,5
^{242}Pu	8,4

Komposisi di atas diambil dari hasil penelitian dari teras reaktor bertipe *high burnup* PWR. Komposisi ini tersebar secara homogen di dalam bahan bakar PuO_2 dan sama untuk semua variasi. Sehingga variasi yang dilakukan terbatas pada jumlah molekul PuO_2 di dalam MOX. UO_2 yang digunakan dalam bahan bakar MOX ini menggunakan bahan bakar fisil ^{235}U dengan pengayaan 0,72% seperti pada umumnya bahan bakar MOX.

Pada variasi ini, parameter desain lain yaitu jumlah bahan bakar, jenis kelongsong, tebal reflektor, dan jenis reflektor dibuat dalam keadaan konstan sesuai dengan nilai yang ada pada benchmark. Tidak ada perubahan yang dilakukan dalam variasi ini.

Variasi ini menyebabkan terjadinya perubahan terhadap nomor massa dari bahan bakar MOX dan juga perubahan densitas dari bahan bakar MOX. Perubahan densitas ini kemudian akan memengaruhi jumlah nuklida yang terkandung di dalam

bahan bakar. setelah dilakukan perhitungan dan diterapkan pada kode SRAC dan COREBN, didapatkan hasil perhitungan k_{eff} sebagai berikut,



Gambar V.4 Nilai k_{eff} selama operasi reaktor pada variasi rasio PuO_2 dalam MOX

Pada variasi yang telah ditunjukkan pada grafik di atas, diketahui bahwa variasi varfuel2 (PuO_2 2% dalam MOX) dan varfuel4 (PuO_2 4% dalam MOX) selalu bernilai kurang dari 1 sejak awal operasi reaktor. Hal ini dapat dijelaskan karena jumlah nuklida fisil di dalam variasi tersebut tidak cukup untuk membuat teras berada dalam kondisi kritis. Jumlah neutron yang dihasilkan oleh teras reaktor masih terlalu kecil bila dibandingkan dengan serapan neutron yang terjadi. Pada variasi selanjutnya, nilai awal operasi reaktor semakin lama semakin tinggi. Nilai paling tinggi dihasilkan oleh varfuel20 (PuO_2 20% dalam MOX) dengan nilai 1,1545849. Nilai ini merupakan nilai pada variasi rasio PuO_2 dalam MOX yang tertinggi, sehingga nilai ini dapat disebabkan oleh banyaknya nuklida fisil yang terkandung di dalam bahan bakar.

Pada variasi 2% hingga 8% dapat dilihat bahwa terjadi penurunan nilai kritikalitas di periode awal operasi teras reaktor seperti halnya yang terjadi pada

teras *benchmark*. Hal ini menunjukkan pengaruh Xenon, Samarium, dan gadolinia masih cukup signifikan di dalam kritikalitas teras reaktor. Namun, hal ini tidak terjadi pada variasi 10% hingga 20% karena nuklida fisil yang dihasilkan bersumber dari plutonium yang memiliki nilai ν yang besar. Nilai ν ini mengkompensasi pengaruh gadolinia di dalam teras reaktor sehingga kurva yang dihasilkan menjadi turun secara konstan.

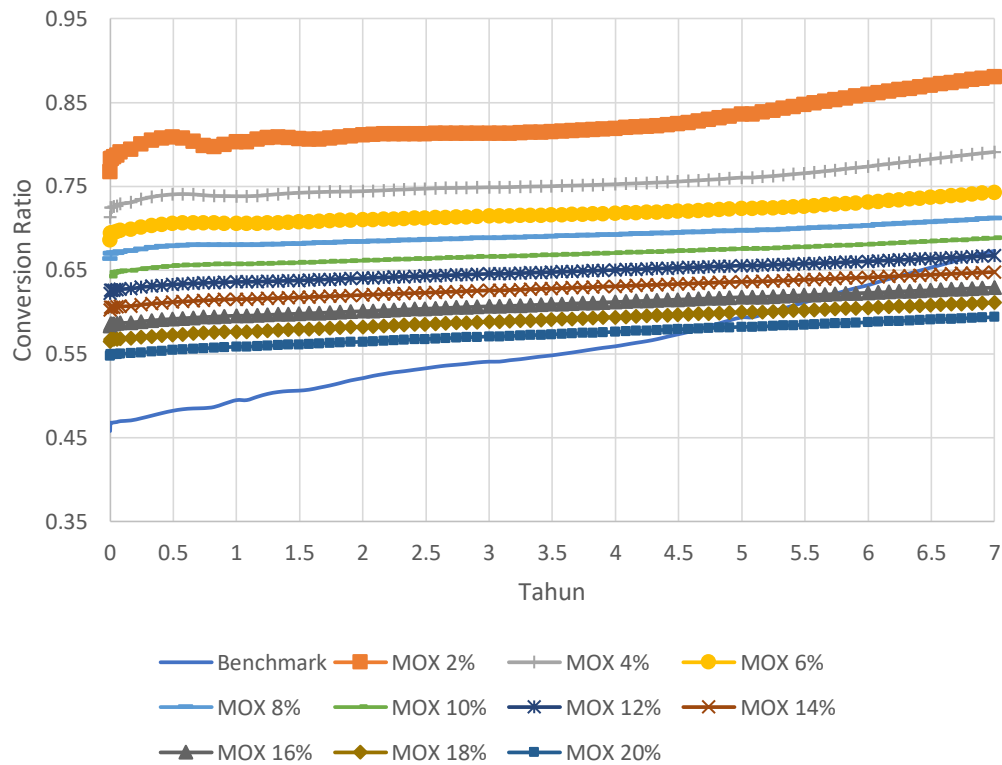
Dari hasil grafik di atas, dapat disimpulkan kemampuan teras reaktor untuk mampu bertahan menjaga kekritisannya dalam waktu yang berbeda-beda. Periode kekritisan dari masing-masing variasi ditunjukkan melalui tabel berikut,

Tabel V.4 Periode kekritisan yang dihasilkan oleh variasi rasio PuO_2 dalam MOX

Kandungan PuO_2 (%)	Periode Kekritisasi (hari)
2	0
4	0
6	1
8	605,8
10	1060,5
12	1521
14	1946,25
16	2371,5
18	>2556,75
20	>2556,75

Secara umum, dapat dilihat bahwa penambahan rasio PuO_2 di dalam teras reaktor akan secara signifikan menambah periode kekritisan teras reaktor. Perubahan ini dapat dilihat secara signifikan pada variasi 6% ke variasi 8% dimana terjadi perubahan periode kekritisan teras reaktor secara signifikan dengan selisih sekitar 604 hari. Pada variasi selanjutnya, perubahan yang terjadi rata-rata berselisih sekitar 400 hari. Pada variasi 18% dan 20% perubahannya tidak dapat diperlihatkan karena sudah melewati periode yang sudah ditentukan dalam COREBN.

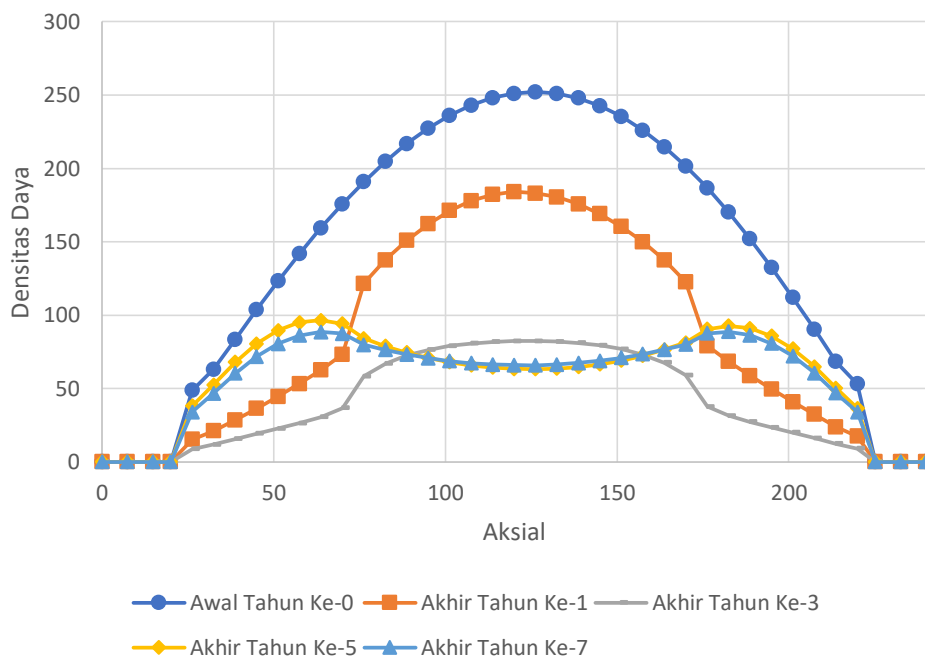
Rasio PuO_2 ini juga menyebabkan adanya perubahan fenomena dalam rasio konversi. Perubahan yang terjadi di dalam teras reaktor digambarkan melalui grafik sebagai berikut,



Gambar V.5 Nilai rasio konversi selama operasi reaktor pada variasi rasio PuO_2 dalam MOX

Fenomena yang berkebalikan dengan k_{eff} terjadi pada rasio konversi. Pada variasi 2% PuO_2 dalam MOX, nilai rasio konversi menjadi yang paling tinggi. Hal ini berarti kemampuan bahan bakar untuk mengkonversi menjadi material fisil menjadi lebih baik. Namun, hal itu tidak diimbangi dengan konsumsi bahan bakar karena jumlah neutron yang diproduksi tidak cukup untuk membuat teras menjadi kritis. Semakin tinggi nilai PuO_2 dalam MOX, maka nilai CR menjadi semakin kecil meskipun seluruh variasi menunjukkan tren kenaikan yang sama seiring berjalannya waktu. Meskipun begitu, variasi teras hanya menghasilkan reaktor yang bertipe *converter* saja karena bernilai kurang dari 1. Nilai terendah dari variasi yang dapat dihasilkan adalah 0,547579. Nilai ini lebih rendah daripada nilai CR maksimum dari teras *benchmark*, namun lebih tinggi daripada nilai CR pada periode awal teras *benchmark*.

Dengan menggunakan nilai kritikalitas dan rasio konversi, maka dipilihlah variasi varfuel12 yang memiliki rasio PuO_2 sebesar 12% di dalam MOX. Nilai ini dipilih karena periode kritikalitas teras varfuel12 dapat melebihi *benchmark*, nilai *excess reactivity* yang juga lebih kecil dari teras *benchmark*, dan juga CR yang dimiliki masih berada di rentang yang sama dengan reaktor PWR pada umumnya (sekitar 0,6). Selain itu, nilai ini masih tidak jauh melebihi rasio PuO_2 di dalam bahan bakar MOX yang digunakan pada umumnya yaitu 7% hingga 11%. Pada variasi 12% didapatkan grafik untuk densitas daya aksial sebagai berikut,



Gambar V.6 Densitas daya aksial dari variasi 12% PuO_2 dalam MOX

Berbeda dengan densitas daya aksial yang dihasilkan oleh teras *benchmark*, nilai puncak dari densitas daya aksial yang dihasilkan oleh variasi 12% PuO_2 ini lebih kecil dari puncak densitas daya aksial teras *benchmark*. Hal ini dapat disebabkan oleh perbedaan komposisi bahan bakar fisil yang terkandung di dalam teras. Selain itu, perbedaan lain yang cukup mencolok adalah tidak adanya lompatan daya baik pada akhir tahun pertama maupun akhir tahun ketiga. Hal ini dapat disebabkan oleh pengaruh nilai v yang besar yang dihasilkan oleh bahan bakar plutonium. Semakin lama, puncak daya aksial semakin turun hingga mencapai

kondisi subkritis. Pada kondisi subkritis, puncak daya aksial dari teras reaktor bergeser dari yang awalnya di bagian tengah menjadi bagian atas dan bawah. Pengaruh panas peluruhan dari produk fisi menjadi penyebab yang dominan dari fenomena ini.

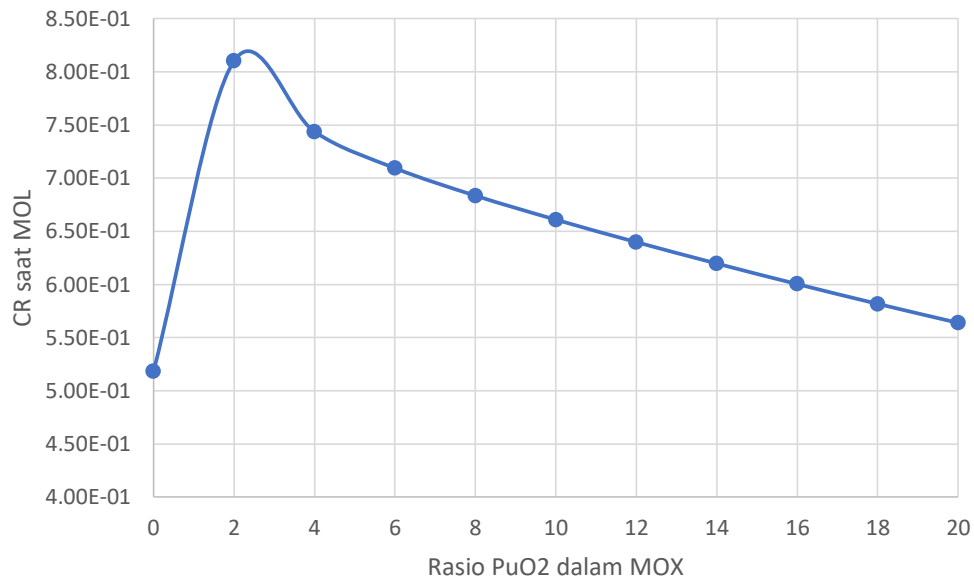
Inventori aktinida yang dihasilkan oleh variasi ini adalah sebagai berikut,

Tabel V.5 Jumlah aktinida dari variasi 12% PuO₂ dalam MOX

Tahun	Aktinida (gram)						
	²³⁵ U	²³⁶ U	²³⁸ U	²³⁹ Pu	²⁴⁰ Pu	²⁴¹ Pu	²⁴² Pu
0	58.577	0	8.180.400	569.810	271.930	142.220	95.972
1	55.569	841	8.150.700	542.470	269.920	144.380	95.936
3	49.639	2.399	8.086.700	490.500	264.380	146.560	96.482
5	44.144	3.737	8.021.000	443.360	257.360	146.570	97.560
7	39.029	4.895	7.953.700	400.480	249.120	144.990	98.980

Berdasarkan tabel di atas, dapat dilihat bahwa ²³⁵U dan ²³⁹Pu mengalami penurunan seiring berjalannya waktu. Hal ini dikarenakan konsumsi bahan bakar di dalam teras reaktor yang juga terus berjalan seiring berjalannya waktu. Sama seperti teras *benchmark*, terjadi penurunan yang signifikan pada nuklida ²³⁸U dari jumlah awalnya pada tahun pertamanya. Hal ini juga berlaku pada seluruh aktinida yang diteliti. Setelah tahun pertama, nilai penurunan yang terjadi cenderung berjalan secara konstan.

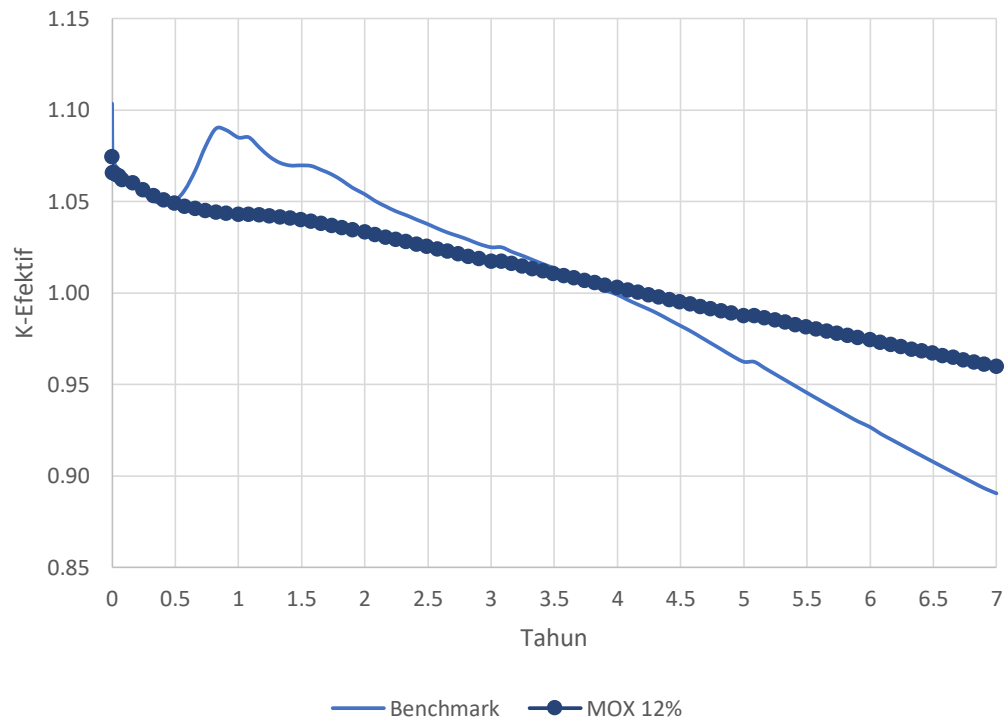
Perbandingan rasio PuO₂ dalam MOX dengan rasio konversi ditampilkan oleh Gambar V.7



Gambar V.7 Perbandingan antara nilai rasio PuO₂ dalam MOX dan rasio konversi

Berdasarkan hasil di atas, dapat dilihat bahwa penambahan PuO₂ dalam MOX memberikan hasil yang signifikan terhadap rasio konversi. Hal ini dapat terjadi karena penambahan *Pu-vector* menambah jumlah material fisil yang diproduksi di dalam teras reaktor. Akan tetapi, semakin bertambah jumlah PuO₂, nilai rasio konversi semakin menurun. Akibat dari hal ini adalah adanya penurunan jumlah material aktinida yang dihasilkan oleh teras reaktor. Hal ini dapat menurunkan jumlah limbah yang dihasilkan oleh teras reaktor.

Rasio PuO₂ 12% dalam MOX memberikan pengaruh terhadap rasio konversi yang dihasilkan oleh teras reaktor. perbandingan nilai kekritisan yang dihasilkan oleh bahan bakar UO₂ dengan 12% PuO₂ dalam MOX adalah sebagai berikut,



Dengan menggunakan hasil-hasil pendukung yang telah ditunjukkan sebelumnya, maka dipilihlah variasi rasio 12% PuO_2 dalam MOX menjadi acuan jumlah bahan bakar MOX untuk variasi yang dilakukan selanjutnya.

V.3. Variasi Jumlah Bahan Bakar

Pada subbab variasi jumlah bahan bakar ini, akan dibahas bagaimana efek dari jumlah bahan bakar yang terdapat di dalam teras reaktor akan memengaruhi performa teras reaktor. Variasi jumlah bahan bakar dilakukan dengan melakukan variasi pada jumlah *fuel assembly* dan tinggi dari teras reaktor. Variasi ini dilakukan dengan mempertahankan massa bahan bakar selama variasi dilakukan. Massa bahan bakar yang telah dihitung adalah 10.672.499,9020841 gram. Nilai ini kemudian disesuaikan dengan variasi diameter teras reaktor. Variasi diameter teras reaktor kemudian akan menyesuaikan tinggi teras reaktor. Besaran baru bernama rasi H/D atau rasio tinggi teras terhadap diameter juga akan berubah seiring dengan perubahan yang terjadi pada variasi ini. Akibat dari adanya perubahan diameter dan tinggi teras reaktor, akan ada perubahan nilai *buckling* geometri dari teras reaktor.

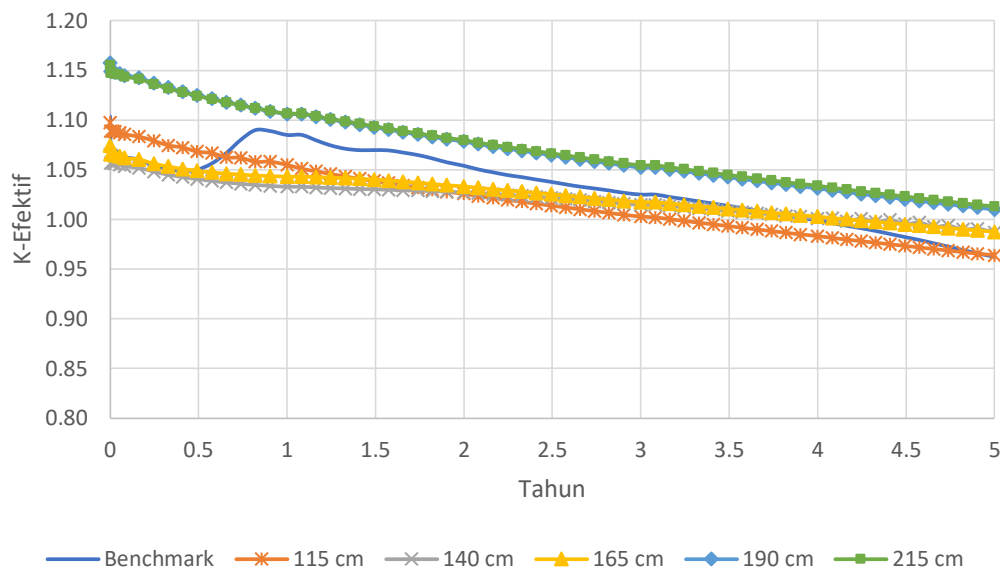
Buckling geometri merupakan suatu besaran yang merupakan turunan dari persamaan difusi neutron yang menunjukkan kriteria kritikalitas dari suatu teras reaktor berdasarkan geometri dari teras reaktor yang digunakan. Nilai *buckling* lain yang digunakan adalah *buckling* material yang menunjukkan kriteria kritikalitas berdasarkan nuklida yang digunakan di dalam teras reaktor. Sama seperti *buckling* geometri, *buckling* material merupakan nilai turunan dari persamaan difusi neutron. Variasi diameter, tinggi teras, dan nilai dari *buckling* geometri pada tiap variasi yang sudah dihitung adalah sebagai berikut,

Tabel V.6 Nilai diameter, tinggi, dan H/D dari variasi jumlah bahan bakar

Diameter (cm)	Tinggi (cm)	Diameter/Tinggi	<i>Buckling</i> Geometri
115	569,076420	4,948490608	0,001996162
140	352,127071	2,515193361	0,001427153
165	200,000000	1,212121212	0,001096551
190	164,402011	0,865273741	0,000887629
215	121,318488	0,564272037	0,000747251

Variasi jumlah bahan bakar ini dilakukan dengan membuat parameter desain lainnya berada dalam keadaan konstan. Rasio PuO_2 dalam MOX dibuat konstan pada 12%, jenis kelongsong Zircalloy-4, tebal reflektor 14 cm, dan jenis reflektor adalah SS 304L.

Nilai-nilai hasil perhitungan di atas dijadikan sebagai informasi dasar untuk melakukan perbaikan terhadap kode SRAC dan COREBN. Susunan teras bahan bakar yang digunakan sudah diatur sedemikian rupa sehingga sebisa mungkin sesuai dengan keadaan aslinya yang ada. Dengan menggunakan kode untuk variasi jumlah bahan bakar, didapatkan informasi sebagai berikut,



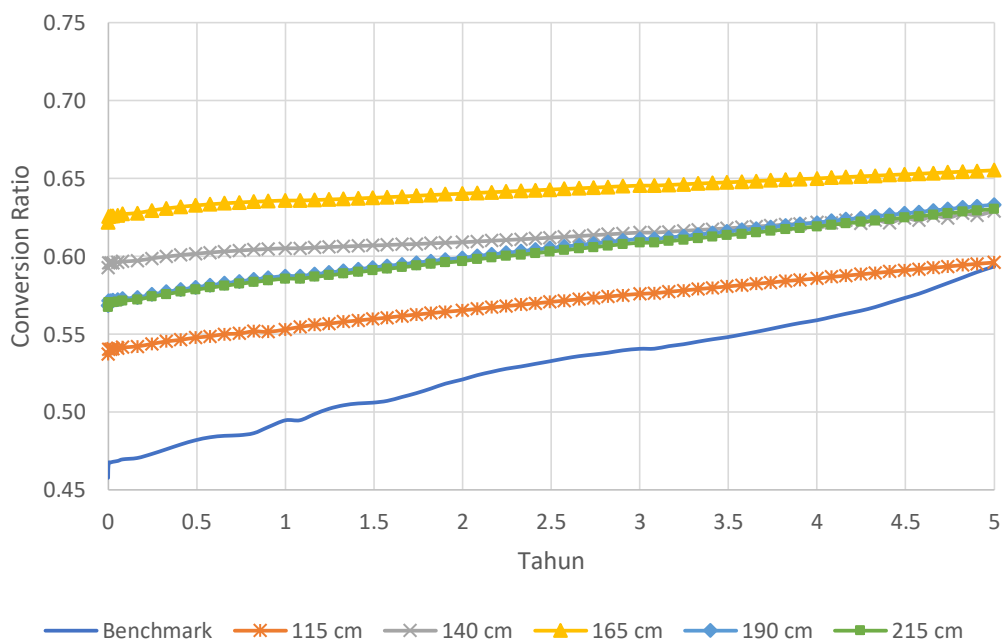
Gambar V.8 Nilai k_{eff} selama periode operasi reaktor dalam variasi jumlah bahan bakar

Hasil dari perhitungan di atas menunjukkan pada variasi diameter 115 cm, 140 cm, dan 160 cm nilai kekritisan teras reaktor secara berurutan bernilai lebih kecil. Secara berurutan, periode kekritisan dari masing-masing teras reaktor adalah 1155,75 hari, 1491 hari, dan 1521 hari. Hal ini dapat disebabkan oleh turunnya nilai *buckling* geometri yang menyebabkan adanya penurunan nilai *buckling* material yang akan berpengaruh pada kriteria kekritisan yang perlu dicapai oleh teras reaktor. Kebocoran neutron karena pengaruh arah radial menjadi penting untuk diperhatikan karena sangat memengaruhi populasi teras reaktor. Hal yang unik terjadi pada variasi diameter 140 cm dimana setelah reaktor menjadi subkritis pada 1491 hari, pada hari ke-1551 teras sempat kembali kritis sebentar lalu kembali menjadi subkritis dalam periode 30 hari. Hal ini mungkin dapat terjadi karena adanya fluktuasi fluks neutron di dalam teras reaktor akibat nilai *buckling* geometri.

Namun, hal yang sebaliknya justru terjadi pada variasi diameter teras 190 cm dan 215 cm. Periode kekritisan teras reaktor bernilai lebih dari 5 tahun dengan nilai kekritisan tertinggi masing-masing adalah 1,1578549 dan 1,1557086. Hal ini dapat disebabkan oleh bertambahnya jumlah *fuel assembly* dari teras reaktor. Meskipun tinggi dari FA ini tidak setinggi sebelumnya, namun adanya penambahan

FA ini tentunya akan berpengaruh pada fluks neutron yang ada di dalam teras reaktor tersebut. Adanya pengaruh pada fluks neutron akan memengaruhi kekritisan teras reaktor. Meskipun kebocoran neutron dari arah aksial (atas dan bawah) tidak bisa dihindarkan, namun nampaknya pada variasi ini jumlah FA yang bertambah menjadi faktor yang mendominasi terjadi perubahan pada variasi 190 cm dan 165 cm. Berdasarkan hasil simulasi, didapatkan informasi bahwa nilai kekritisan tertinggi dari variasi diameter teras 190 cm dan 215 cm lebih tinggi daripada teras *benchmark*. Perbedaannya cukup signifikan mengingat nilai kekritisan tertinggi dan teras *benchmark* sebesar 1,1035821. Hal ini menjadi penting untuk menentukan variasi mana yang bisa dipilih untuk melakukan variasi selanjutnya.

Dari sisi parameter teras yang lain, hasil dari rasio konversi pada variasi ini ditunjukkan melalui gambar berikut,



Gambar V.9 Nilai rasio konversi selama operasi reaktor dalam variasi jumlah bahan bakar

Variasi jumlah bahan bakar memberikan pengaruh yang cukup signifikan pada rasio konversi dari teras reaktor. Nilai rasio konversi dari seluruh variasi memang melampaui rasio konversi dari teras *benchmark*, namun perlu diperhatikan

pula bagaimana nilai tersebut bervariasi. Variasi diameter 115 cm, 140 cm, dan 160 cm memberikan nilai yang makin lama makin naik. Hal ini dapat dijelaskan karena bertambahnya jumlah bahan bakar di dalam teras reaktor. bertambahnya jumlah bahan bakar akan berpengaruh terhadap jumlah bahan bakar yang melakukan transmudasi yang kemudian akan berpengaruh terhadap seberapa banyak proses konversi yang terjadi dari bahan bakar yang bersifat fertil menjadi bahan bakar yang bersifat fisil.

Namun, hal yang sebaliknya terjadi pada variasi selanjutnya. Efek yang berbalik dari k_{eff} terjadi pada rasio konversi. Adanya perubahan tinggi yang signifikan memengaruhi bagaimana proses transmudasi terjadi di dalam teras reaktor. Dalam hal ini, penambahan jumlah FA dengan konsekuensi penurunan tinggi teras reaktor memperkecil kemampuan transmudasi teras reaktor dimana bahan bakar yang akan tertransmudasi tidak berubah dari material fertil menjadi material fisil karena neutron yang seharusnya menumbuk bahan bakar fertil tersebut justru sudah bocor keluar reaktor sebelum proses transmudasi terjadi. Pada hal ini, pengaruh kebocoran neutron secara aksial menjadi faktor yang dominan memengaruhi bagaimana perilaku teras reaktor. pada variasi ini jumlah aktinida dari teras reaktor pada tahun kelima adalah sebagai berikut,

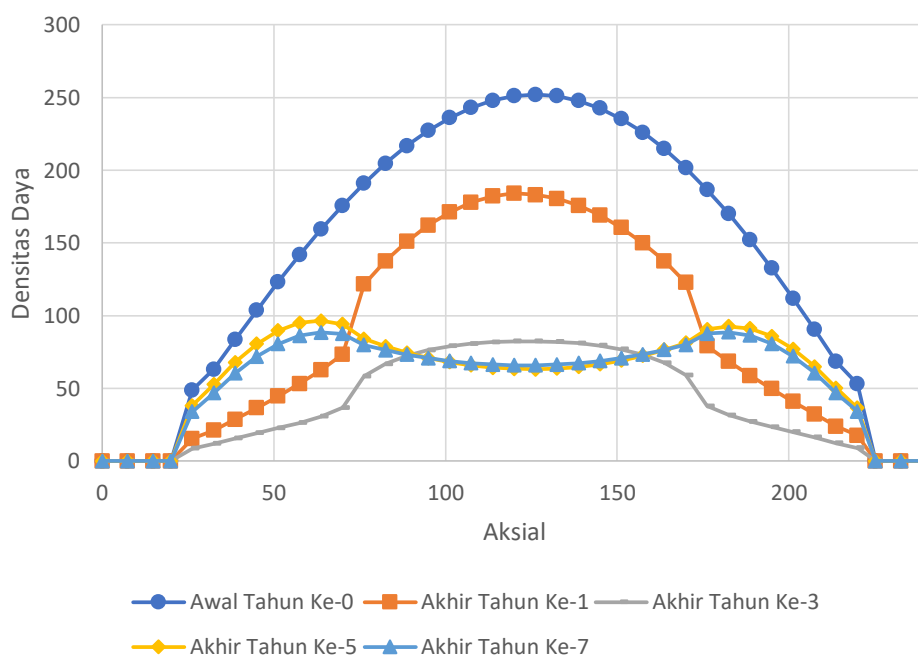
Tabel V.7 Jumlah aktinida yang dihasilkan pada tahun kelima dalam variasi jumlah bahan bakar

Diameter (cm)	Aktinida (gram)						
	²³⁵ U	²³⁶ U	²³⁸ U	²³⁹ Pu	²⁴⁰ Pu	²⁴¹ Pu	²⁴² Pu
115	44.138	3.783	8.066.700	435.590	261.850	144.260	98.859
140	43.998	3.785	8.027.100	438.550	259.210	145.580	97.864
165	44.144	3.737	8.021.000	443.360	257.360	146.570	97.560
190	44.227	3.767	8.075.000	436.060	261.920	144.350	99.011
215	44.210	3.781	8.077.000	435.730	262.100	144.480	99.015

Dengan menggunakan informasi di atas, dapat diketahui bahwa proses transmudasi memiliki pengaruh yang cukup penting terhadap rasio konversi. Hal ini dikarenakan proses transmudasi akan memengaruhi jumlah aktinida yang ada di dalam teras reaktor untuk kemudian dikonversi menjadi bahan bakar fisil.

Informasi k_{eff} dan rasio konversi secara umum cukup mampu untuk menunjukkan bagaimana perilaku teras reaktor. Dengan menggunakan informasi yang sudah diperoleh, maka diputuskan variasi dengan diameter teras 165 cm untuk variasi selanjutnya. Variasi ini dipilih karena nilai kekritisan tertinggi yang dimiliki tidak lebih tinggi dari teras *benchmark* dan periode kekritisan yang dimiliki lebih tinggi dari teras *benchmark*. Hal ini baik dan diperlukan untuk keselamatan teras reaktor dalam hal *excess reactivity* yang harus diatasi oleh bahan penyerap neutron. Selain itu, dapat dilihat juga bahwa variasi diameter teras 165 cm memiliki nilai rasio konversi yang lebih baik daripada teras *benchmark* dan variasi yang lain.

Pada variasi diameter teras 165 cm, dapat dilihat bagaimana densitas daya aksial dari teras reaktor. Densitas daya aksial dari variasi ini ditunjukkan melalui gambar berikut,



Gambar V.10 Densitas daya aksial pada diameter teras reaktor 165 cm

Densitas daya aksial dari teras berdiameter 165 cm menunjukkan perilaku yang simetri seperti teras PWR pada umumnya. Pada periode awal (awal tahun ke-0) hingga reaktor hampir mencapai subkritis (akhir tahun kelima) densitas daya

aksial di tengah reaktor mengalami penurunan. Karena faktor *burnup* dari teras reaktor. Sementara pada saat reaktor berada pada kondisi subkritis, panas peluruhan menjadi faktor yang mendominasi perilaku reaktor utamanya di bagian atas dan bawah teras reaktor. hal ini menyebabkan adanya kenaikan densitas daya pada bagian atas dan bawah teras reaktor.

Pada variasi ini, jumlah aktinida yang dihasilkan selama lima tahun operasi reaktor adalah sebagai berikut,

Tabel V.8 Jumlah aktinida yang dihasilkan oleh teras reaktor berdiameter 165 cm

Tahun	Aktinida (gram)						
	^{235}U	^{236}U	^{238}U	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu
0	58.577	0	8.180.400	569.810	271.930	142.220	95.972
1	55.569	841	8.150.700	542.470	269.920	144.380	95.936
3	49.639	2.399	8.086.700	490.500	264.380	146.560	96.482
5	44.144	3.737	8.021.000	443.360	257.360	146.570	97.560

Pada variasi ini, dapat dilihat bagaimana tren penurunan jumlah nuklida terjadi pada hampir semua nuklida yang diteliti kecuali ^{236}U dan ^{241}Pu . Namun, hal ini tidak terlalu signifikan memengaruhi perilaku teras reaktor secara umum karena ^{236}U memiliki tampang lintang serapan yang kecil dan tampang lintang fisi yang juga sama kecilnya. Tren penurunan ini penting untuk diperhatikan selanjutnya karena hal ini akan memengaruhi bagaimana kriteria 3S (*safety, security, safeguard*) dari teras reaktor sebelum, saat, dan setelah operasi reaktor.

Dengan informasi yang sudah dipaparkan di atas, maka disimpulkan bahwa variasi diameter teras 165 cm akan digunakan sebagai acuan untuk variasi selanjutnya.

V.4. Variasi Jenis Kelongsong

Pada subbab ini, telah dilakukan variasi terhadap jenis kelongsong yang digunakan untuk membungkus pin bahan bakar di dalam teras reaktor. Sama seperti subbab sebelumnya, pada subbab ini akan dilihat bagaimana perubahan jenis kelongsong berpengaruh terhadap performa dari teras reaktor. Pada variasi ini

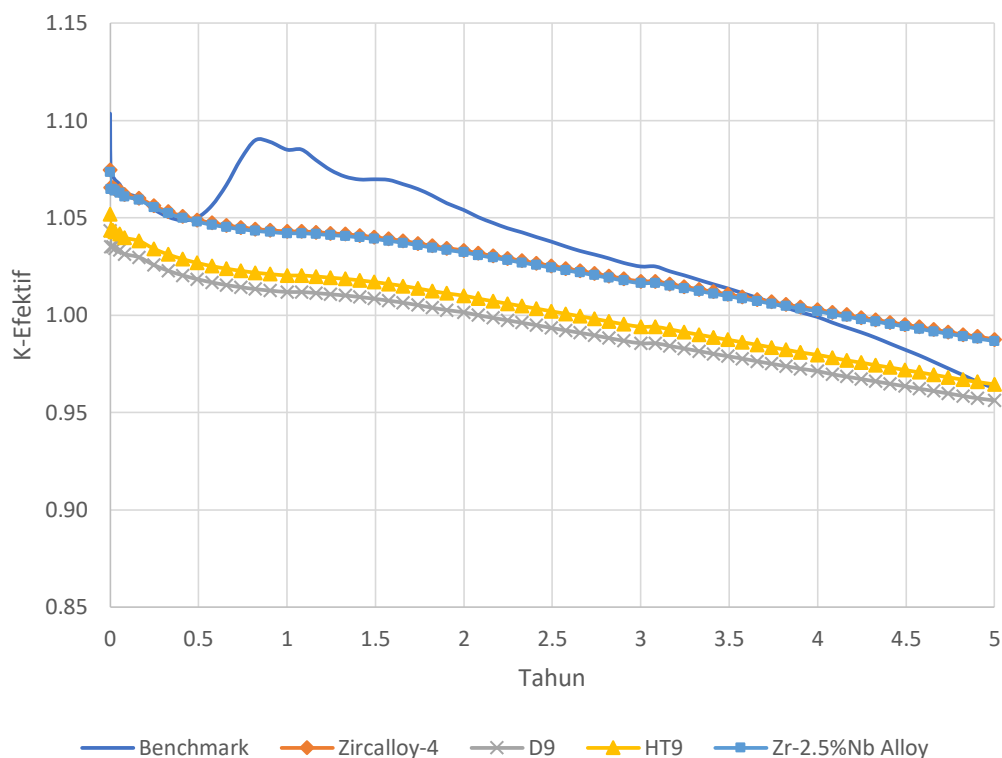
digunakan empat jenis kelongsong yang merupakan jenis *zirconium-based alloy* dan *stainless steel*. Material *zirconium-based alloy* yang digunakan adalah zircalloy-4 dan Zr-2,5%Nb Alloy, sementara material *stainless steel* yang digunakan adalah D9 dan HT9.

Zircalloy-4 merupakan material yang sangat umum digunakan sebagai material kelongsong. Hal ini dikarenakan kemampuannya yang dapat menahan panas radiasi karena sifat termofisikanya yang baik, dan juga karena memiliki tampang lintang serapan yang relatif kecil. Hal ini dibutuhkan karena di dalam teras reaktor yang sedang beroperasi untuk menghasilkan energi, serapan neutron tidak diharapkan untuk terjadi. Pada Zr-2,5%Nb Alloy, zirkonium masih mendominasi susunan materialnya. Namun, penambahan Niobium sebesar 2,5% di dalam paduan logam tersebut memberikan kemampuan termal yang makin baik. Hal ini dapat dilihat dari nilai kapasitas panas dan konduktivitas panas dari Zr-2,5%Nb alloy yang lebih besar daripada zircalloy-4. Selain itu, nilai ekspansi termal linier dari Zr-2,5%Nb alloy juga lebih kecil dibandingkan dengan zircalloy-4.

Material *stainless steel* yang digunakan dalam penelitian ini adalah D9 dan HT9. D9 merupakan material yang bertipe *austenitic*. Material ini memiliki perilaku ekspansi termal dan konduktivitas termal yang serupa dengan *stainless steel* tipe 316. Material ini memiliki kandungan Nikel yang cukup banyak dan dapat menambahkan kemampuan D9 dari sisi ketahanan terhadap karat dan *stress corrosion*. Selain itu, terdapat penambahan unsur karbon di dalam D9 yang digunakan untuk menstabilkan struktur besi yang *austenitic*. Paduan logam lain yang digunakan adalah HT9. Material ini memiliki sifat yang cukup mirip dengan *stainless steel* tipe 410. Material ini bertipe *martensitic*. Material ini memiliki ketahanan terhadap korosi yang rendah karena kandungan nikelnya yang sedikit, namun material ini lebih kuat dan lebih tangguh.

Parameter desain lain pada penelitian ini dibuat konstan saat dilakukan variasi jenis kelongsong. Hal ini berarti rasio PuO₂ dalam MOX konstan pada nilai 12%, diameter teras reaktor 165 cm, tebal reflektor 14 cm, dan jenis reflektor SS 304L.

Kandungan keempat material yang digunakan telah dijelaskan pada bab sebelumnya. Informasi kandungan material dan sifat termal yang dimilikinya kemudian dijadikan masukan dalam kode SRAC dan COREBN untuk kemudian dilakukan simulasi. Hasil simulasi kemudian diolah berdasarkan parameter teras reaktor yang digunakan. Untuk nilai k_{eff} selama proses operasi teras reaktor digambarkan melalui grafik sebagai berikut,



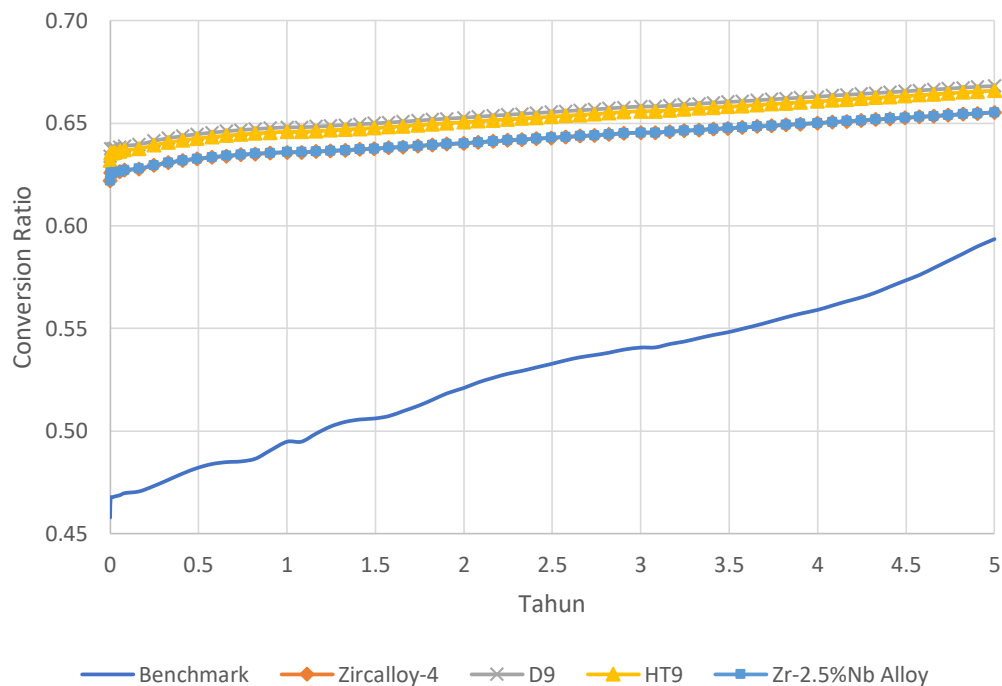
Gambar V.11 Nilai k_{eff} selama operasi teras reaktor pada variasi jenis kelongsong

Berdasarkan hasil simulasi yang telah dilakukan, didapatkan informasi bahwa teras reaktor yang menggunakan material kelongsong berupa baja tahan karat (*stainless steel*) secara neutronik memiliki kemampuan yang tidak cukup baik. Secara visual dapat dilihat bahwa variasi D9 dan HT9 memiliki nilai k_{eff} yang lebih kecil sepanjang periode operasi teras reaktor dibandingkan dengan teras yang menggunakan kelongsong berbasis zirkonium. Teras reaktor dengan kelongsong D9 dan HT9 secara berurutan memiliki periode operasi reaktor sebesar 730,5 hari

dan 940,5 hari. Hal ini cukup jauh bila dibanding dengan teras *benchmark* yang mampu beroperasi selama 1425,75 hari. Hal ini dapat disebabkan oleh adanya material yang memiliki tampang lintang serapan yang tinggi untuk neutron termal di dalam jenis kelongsong. Kandungan krom, vanadium, dan titanium dapat berkontribusi terhadap berkurangnya periode operasi reaktor karena ketiga unsur ini memiliki nilai tampang lintang serapan pada energi termal yang relatif besar dibandingkan dengan jenis logam yang lain. Hal inilah yang menyebabkan teras reaktor yang menggunakan *stainless steel* memiliki kemampuan neutronik yang lebih rendah dibandingkan teras reaktor dengan kelongsong berbasis zirkonium.

Sementara itu, teras reaktor dengan kelongsong berbasis zirkonium memiliki kemampuan yang mirip dengan teras *benchmark*. Secara visual, perbedaan antara kelongsong zircalloy-4 dan Zr-2,5%Nb alloy memberikan pengaruh yang tidak signifikan. Namun, bila ditelaah lebih dalam, teras dengan kelongsong Zr-2,5%Nb alloy memiliki kemampuan neutronik yang lebih rendah dibandingkan teras dengan kelongsong zircalloy-4. Periode operasi teras reaktor dari teras dengan kelongsong zircalloy-4 dan Zr-2,5%Nb alloy secara berturut-turut adalah 1521 hari dan 1491. Perbedaan dari keduanya hanya terlampaui 30 hari. Hal ini dapat disebabkan oleh perbedaan kandungan niobium yang ada di dalam kelongsong. Pada Zr-2,5%Nb alloy, sesuai dengan namanya, memiliki kandungan niobium sebesar 2,5%. Kandungan niobium ini cukup berarti dari sisi neutronik karena niobium memiliki tampang lintang serapan neutron yang cukup besar pada energi termal, yaitu 1,15 barn. Nilai ini memiliki pengaruh yang signifikan bila ditelaah kembali karena terkandung dalam bungkus pin bahan bakar yang digunakan di dalam teras reaktor.

Selain nilai k_{eff} selama periode operasi reaktor, nilai rasio konversi dari variasi ini juga dapat diketahui melalui grafik sebagai berikut,



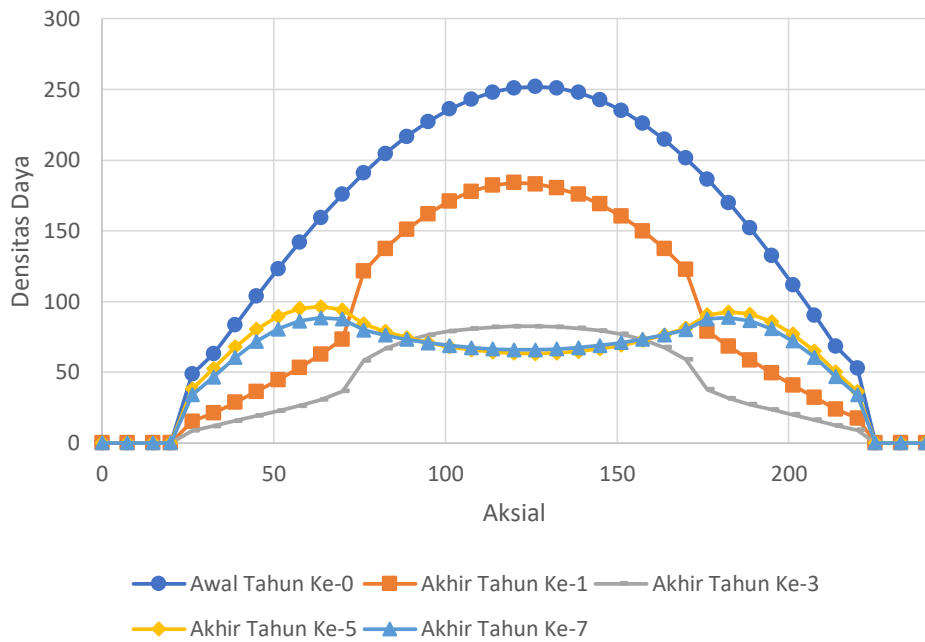
Gambar V.12 Hubungi rasio konversi selama operasi teras reaktor dalam variasi jenis kelongsong

Bila dibandingkan menggunakan parameter rasio konversi. Fenomena yang berkebalikan dengan nilai k_{eff} terjadi. Pada variasi ini, secara umum nilai rasio konversi dari teras reaktor dengan kelongsong berbasis baja tahan karat memiliki kemampuan yang lebih baik dibandingkan dengan teras reaktor yang menggunakan kelongsong berbasis zirkonium. Secara visual, dapat dilihat bahwa perbedaan antara kelongsong berbasis baja tahan karat dengan zirkonium tidak terlalu jauh, hal ini menunjukkan kemampuan konversi dari keempat variasi yang dapat dikatakan serupa. Namun, pada teras reaktor dengan kelongsong zirkonium, nilainya rendah karena proses transmudasi yang terjadi juga lebih sedikit dan juga proses konversi yang menjadi kelanjutannya menjadi lebih sedikit. Adanya niobium dalam Zr-2,5%Nb alloy memengaruhi bagaimana perilaku teras reaktor dalam mengonversi material fertil menjadi material fisil. Dengan nilai serapan yang bertambah, kemungkinan hasil serapan tersebut menjadi aktinida yang kemudian terinduksi oleh neutron sehingga dikonversi menjadi material fisil juga semakin besar.

Fenomena yang serupa juga terjadi pada kelongsong berbasis baja tahan karat. Dengan kemampuan serapan yang tinggi dari material penyusunnya, D9 dan HT9 memiliki kemungkinan penyerapan material yang kemudian menghasilkan nuklida fertil lalu kemudian diinduksi neutron menjadi nuklida fisil yang lebih besar dibandingkan kelongsong berbasis zirkonium. Bila dilihat lebih jauh, D9 memiliki rasio konversi yang lebih baik dibandingkan dengan HT9, hal ini dikarenakan kandungan Nikel dan titanium di dalam baja D9 memberikan efek serapan yang lebih tinggi dibandingkan tungsten dan vanadium yang terkandung di dalam HT9. Meskipun perbedaan yang dimilikinya tidak signifikan, tapi sangat penting untuk mengetahui mengapa perbedaan tersebut terjadi.

Berdasarkan nilai k_{eff} dan rasio konversi, dipilih teras reaktor dengan kelongsong zircalloy-4 untuk menjadi acuan pada variasi berikutnya. Hal ini karena meskipun memiliki rasio konversi yang lebih kecil dibandingkan variasi yang lain, kemampuan neutroniknya cukup baik dan memiliki selisih yang cukup besar dibandingkan yang lain. Hal ini menjadi penting karena berkaitan dengan berapa lama reaktor dapat beroperasi dan dioptimalkan untuk menghasilkan energi. Di sisi lain, nilai rasio konversi dari seluruh variasi ini masih lebih tinggi dibandingkan dengan teras *benchmark*, sehingga tidak masalah bila menggunakan teras yang memiliki rasio konversi yang paling kecil dibandingkan dengan yang lain.

Informasi dari densitas daya aksial dan jumlah aktinida yang dihasilkan selama lima tahun periode operasi reaktor dapat dilihat melalui grafik dan tabel sebagai berikut,



Gambar V.13 Densitas daya aksial dari teras reaktor dengan kelongsong jenis zircalloy-4

Tabel V.9 Jumlah aktinida yang dihasilkan oleh teras reaktor dengan jenis kelongsong zircalloy-4

Tahun	Aktinida (gram)						
	^{235}U	^{236}U	^{238}U	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu
0	58.577	0	8.180.400	569.810	271.930	142.220	95.972
1	55.569	841	8.150.700	542.470	269.920	144.380	95.936
3	49.639	2.399	8.086.700	490.500	264.380	146.560	96.482
5	44.144	3.737	8.021.000	443.360	257.360	146.570	97.560

Pada tabel dan grafik di atas dapat terlihat bahwa densitas daya aksial yang dihasilkan simetri dan berpusat di tengah teras reaktor selama periode operasi teras reaktor. Selain itu, pada jumlah aktinida yang dihasilkan juga terdapat tren penurunan yang berangsur-angsur namun tetap memiliki pengaruh yang besar terhadap aspek 3S dari teras reaktor.

V.5. Variasi Tebal Reflektor

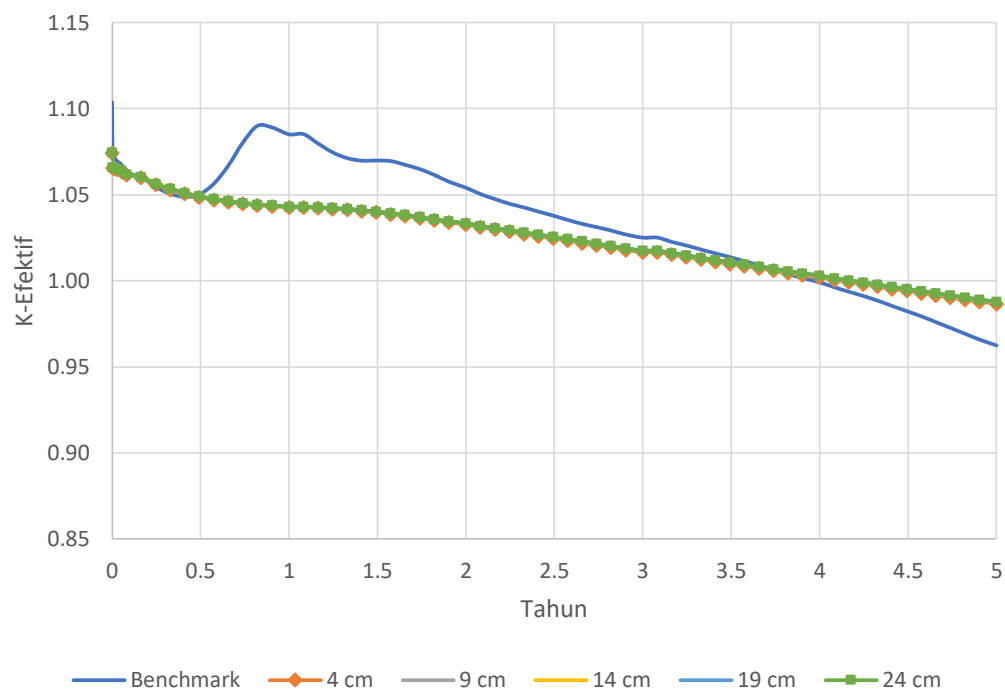
Pada penelitian sebelumnya, telah ditentukan teras reaktor dijadikan acuan untuk divariasikan adalah teras reaktor dengan rasio PuO_2 di dalam bahan bakar MOX sebesar 12%, dengan diameter teras 165 cm, tinggi teras 200 cm, dan menggunakan jenis kelongsong zircalloy-4. Pada subbab ini, informasi di atas akan digunakan untuk melakukan variasi terhadap tebal reflektor.

Pada variasi ini, parameter desain lain dibuat konstan berdasarkan nilai yang telah diperoleh sebelumnya. Rasio PuO_2 dalam MOX sebesar 12%, diameter teras 165 cm, jenis kelongsong Zircalloy-4, dan jenis reflektor SS 304L.

Reflektor merupakan salah satu komponen penting di dalam teras reaktor yang digunakan untuk memantulkan neutron sehingga tingkat kebocoran neutron yang terjadi dapat sebisa mungkin dikurangi. Material yang digunakan adalah material yang memiliki tampang lintang lintang hamburan elastik yang besar. Keberadaan neutron menjadi penting untuk menjaga populasi neutron yang ada supaya terjaga dan tidak bocor dengan mudah. Terdapat beberapa hal yang memengaruhi kemampuan reflektor untuk memantulkan neutron kembali ke dalam teras reaktor, di antaranya adalah jenis reflektor dan tebal reflektor. Jenis reflektor yang dimodelkan dalam variasi ini dibuat tetap yaitu *stainless steel* tipe 304L. Baja tahan karat tipe ini adalah material yang digunakan sebagai reflektor pada desain yang dibuat oleh *NuScale, LLC*. Pada umumnya, baja tahan karat tipe ini digunakan sebagai perisai radiasi pada teras reaktor LWR. Variasi jenis reflektor yang digunakan akan dibahas pada subbab selanjutnya. Sementara untuk variasi tebal reflektor, salah satu parameter yang digunakan untuk mengetahui pengaruh tebal reflektor adalah *reflektor savings*.

Reflector savings atau dalam istilah lain disebut sebagai penghematan reflektor, merupakan titik batas tebal reflektor dimana reflektor mampu memantulkan neutron secara optimal. Apabila nilai ini terlampaui, maka pengaruh reflektor tidak lagi signifikan. Oleh karenanya, perlu dihitung nilai *reflektor savings* agar reflektor yang digunakan dapat berfungsi secara optimum.

Pada variasi ini, divariasikan tebal reflektor untuk mengetahui bagaimana performa reflektor memberi pengaruh terhadap performa teras reaktor secara keseluruhan. Perubahan tebal reflektor akan memberikan perubahan *Mean Chord Length* dari reflektor. Dengan nilai yang sudah ditentukan pada bab sebelumnya, maka disimulasikanlah variasi tebal reflektor dengan menyesuaikan masukan kode SRAC dan COREBN sesuai dengan parameter yang akan diteliti. Hasil dari perhitungan k_{eff} kemudian ditampilkan dalam grafik sebagai berikut,



Gambar V.14 Nilai k_{eff} selama operasi teras reaktor pada variasi tebal reflektor

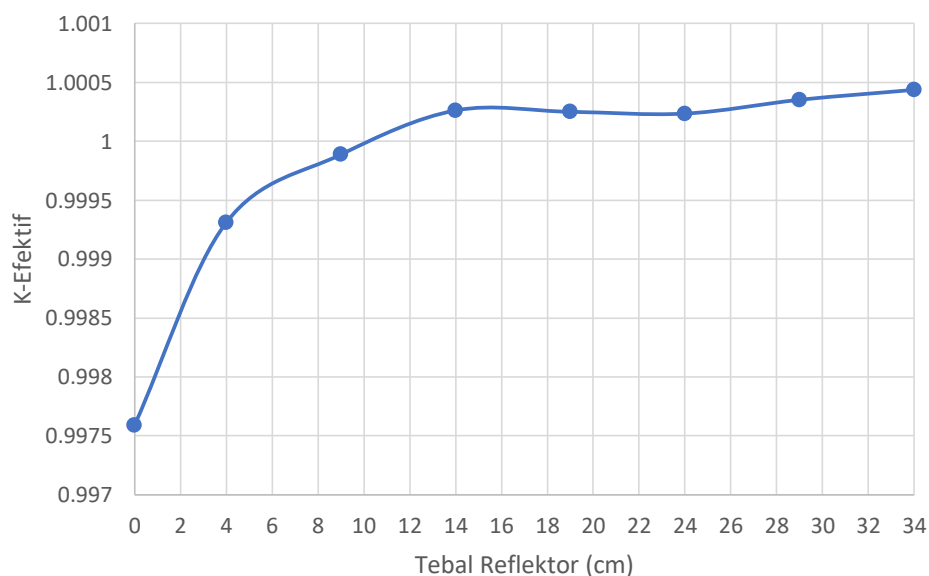
Berdasarkan grafik di atas, diketahui bahwa perubahan tebal reflektor tidak memberikan perubahan yang signifikan terhadap nilai kekritisan teras reaktor. Bila dilihat dengan lebih rinci, periode operasi teras reaktor pada 5 variasi yang dilakukan menghasilkan nilai sebagai berikut,

Tabel V.10 Periode kekritisian dari variasi tebal reflektor

Tebal Reflektor (cm)	Periode Kekritisian (hari)
4	1491
9	1491
14	1521
19	1521
24	1521

Berdasarkan tabel di atas, dapat dilihat bahwa tebal reflektor diperkirakan mencapai tingkat optimumnya pada nilai 14 cm. Hal ini dikarenakan pada saat tebal reflektor diubah menjadi 24 cm, nilai kritikalitas teras reaktor tidak berubah secara signifikan. Perubahan yang terjadi memiliki orde 0,0001 atau 10 ppm. Secara keseluruhan, nilai ini tidak memberikan pengaruh yang banyak terhadap performa teras reaktor.

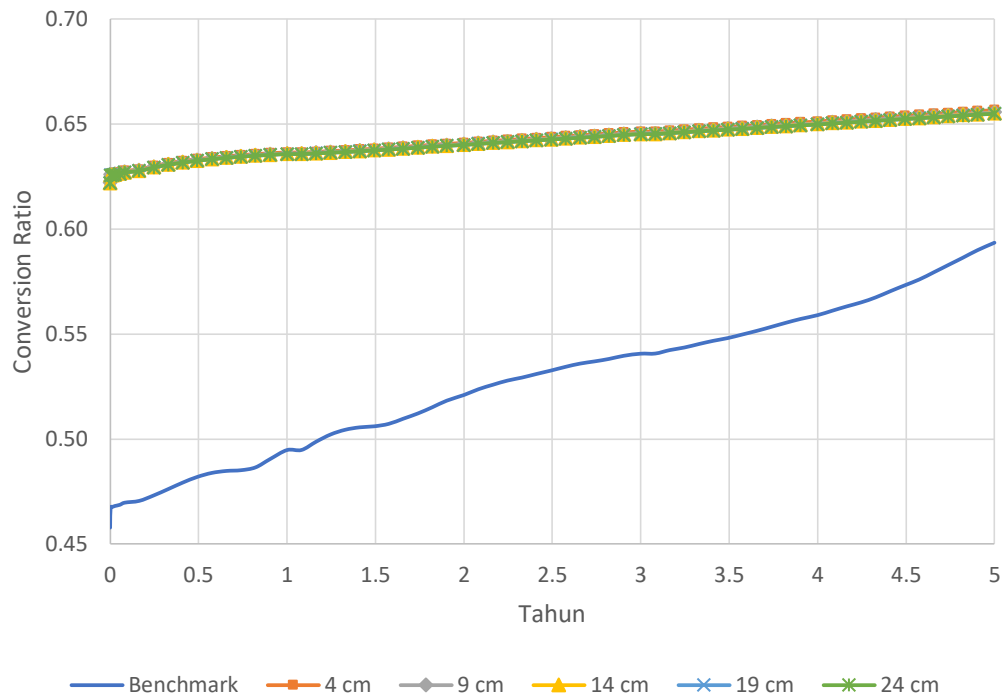
Bila penelitian mengenai tebal reflektor ini dilanjutkan hingga ketebalan 34 cm. Maka akan didapatkan grafik seperti pada gambar V.14,

**Gambar V.15** Nilai k_{eff} untuk variasi tebal reflektor pada hari ke-1521

Berdasarkan gambar V.14, didapatkan informasi bahwa setelah tebal 14 cm perubahan yang terjadi terhadap nilai k_{eff} tidak signifikan. Hal ini menunjukkan

nilai 14 cm adalah batas dari penghematan reflektor. 14 cm adalah nilai *reflektor saving* dari teras tersebut.

Nilai rasio konversi yang juga diteliti dalam subbab ini dapat dilihat hasilnya pada grafik sebagai berikut,



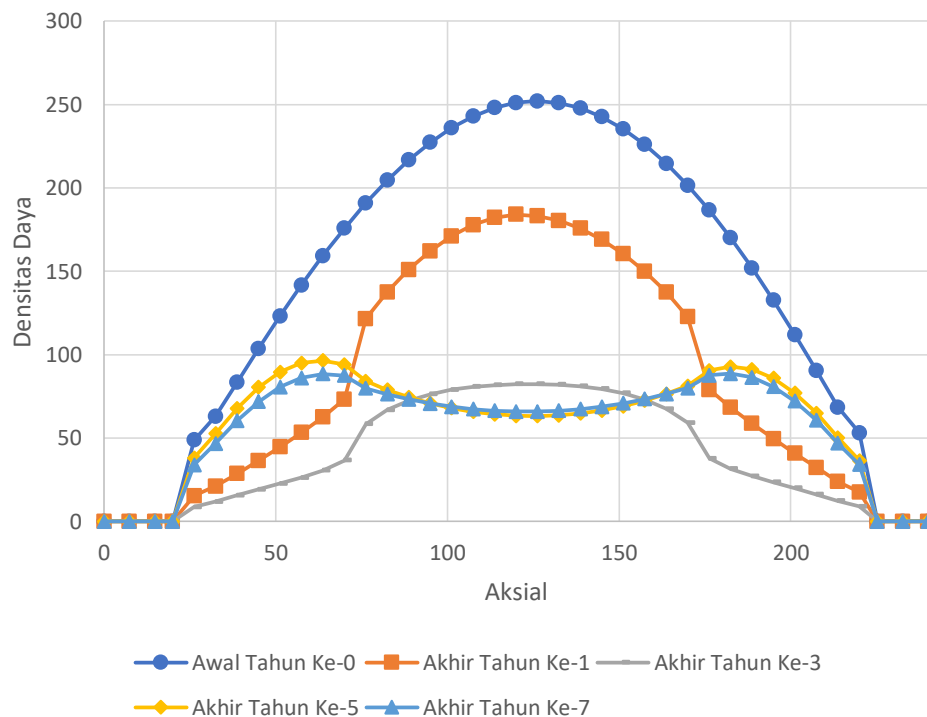
Gambar V.16 Nilai rasio konversi selama operasi teras reaktor dalam variasi tebal reflektor

Sama seperti nilai kritikalitas, rasio konversi dari teras reaktor tidak memiliki perbedaan yang signifikan di antara masing-masing variasi. Hal ini menunjukkan bahwa teras reaktor sudah mencapai nilai optimumnya sehingga perubahan variasi tebal reflektor tidak lagi memberikan pengaruh yang signifikan terhadap performa teras reaktor.

Dengan mengetahui hasil di atas, maka dipilihlah variasi tebal reflektor sebesar 14 cm untuk kemudian divariasikan pada variasi selanjutnya. Nilai 14 cm ini ditentukan berdasarkan nilai k_{eff} dan rasio konversi dimana perubahan yang terjadi ketika tebal reflektor divariasikan dengan nilai yang lebih besar daripada 14

cm perubahan yang dihasilkan tidak memberikan pengaruh signifikan terhadap performa teras reaktor secara keseluruhan.

Pada variasi tebal reflektor sebesar 14 cm, nilai densitas daya aksial yang dihasilkan di dalam teras reaktor digambarkan pada grafik sebagai berikut,



Gambar V.17 Densitas daya aksial dalam teras reaktor dengan tebal reflektor 14 cm

Variasi tebal reflektor sebesar 14 cm memberikan densitas aksial dengan nilai puncaknya hampir mencapai 200 watt/cc. Nilai ini kemudian turun secara terus menerus hingga periode teras reaktor mencapai kondisi subkritis. Pengaruh gadolinia yang terkandung di dalam teras reaktor kemudian memberikan pengaruhnya selama kondisi subkritis. Panas peluruhan juga memberikan kontribusi pada kondisi ini. Sebagian besar daya yang dihasilkan pada kondisi subkritis ini dihasilkan oleh panas peluruhan.

Jumlah aktinida sebagai salah satu parameter teras reaktor yang menentukan performa teras reaktor untuk variasi ini dapat dilihat di dalam tabel berikut,

Tabel V.11 Jumlah aktinida yang dihasilkan oleh teras reaktor dengan tebal reflektor 14 cm

Tahun	Aktinida (gram)						
	^{235}U	^{236}U	^{238}U	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu
0	58.577	0	8.180.400	569.810	271.930	142.220	95.972
1	55.569	841	8.150.700	542.470	269.920	144.380	95.936
3	49.639	2.399	8.086.700	490.500	264.380	146.560	96.482
5	44.144	3.737	8.021.000	443.360	257.360	146.570	97.560

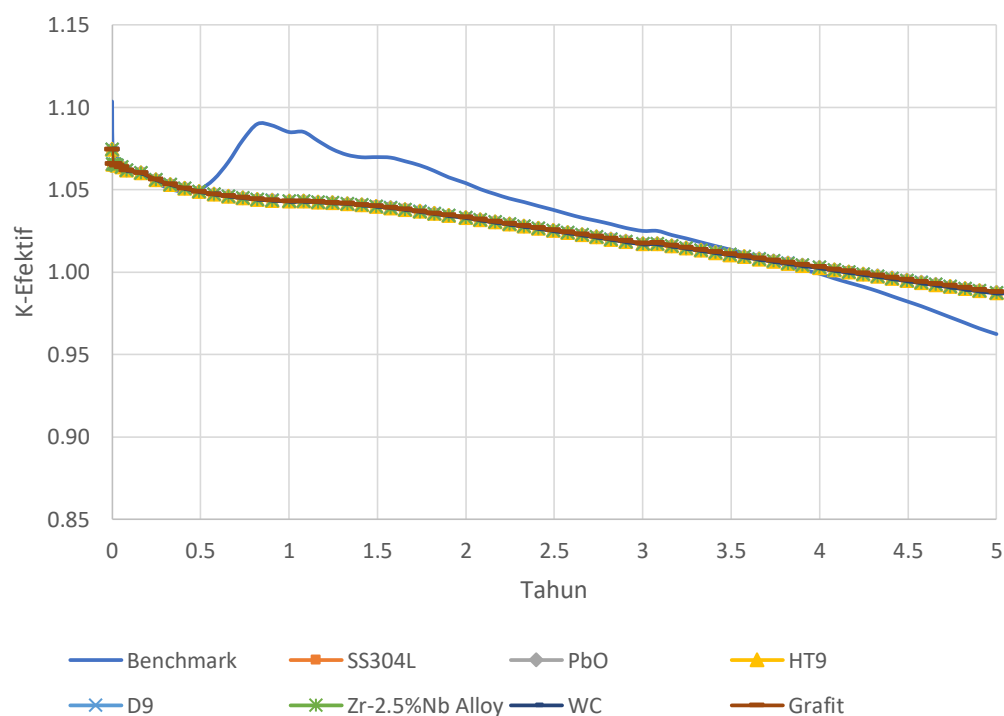
Berdasarkan tabel di atas, dapat dilihat bahwa terjadi penurunan yang terus menerus menurun seiring berjalannya waktu. Informasi ini penting untuk pertimbangan 3S dari teras reaktor. Dengan demikian, maka dapat disimpulkan untuk variasi ini dipilih variasi tebal reflektor 14 cm untuk diteruskan pada variasi selanjutnya.

V.6. Variasi Jenis Reflektor

Seperti yang dijelaskan pada subbab sebelumnya, jenis reflektor merupakan salah satu faktor yang memengaruhi bagaimana performa teras reaktor secara umum. Faktor utama yang memberikan pengaruh pada variasi ini adalah kandungan material yang ada di dalam material yang digunakan. Pada variasi sebelumnya, didapatkan hasil variasi yang paling optimum adalah teras reaktor dengan bahan bakar PuO_2 sebesar 12% di dalam MOX, dengan diameter teras 165 cm, tinggi 200 cm, material kelongsong zircalloy-4, dan tebal reflektor sebesar 14 cm. Pada subbab ini, akan dibahas mengenai variasi teras reflektor. Material yang digunakan dalam variasi teras reflektor adalah material baja tahan karat tipe 304L, D9, HT9, Timbal (II) Oksida (PbO), Zr-2,5%Nb Alloy, Tungsten Karbida (WC), dan grafit murni. Variasi ini digunakan untuk melihat bagaimana pengaruh berbagai jenis material (baja tahan karat, keramik, *zirconium-based alloy*, dan material murni) terhadap performa neutronik reaktor.

Pada variasi ini, seluruh parameter desain lainnya dibuat konstan sesuai dengan nilai yang diperoleh sebelumnya. Rasio PuO_2 dibuat konstan pada 12%, diameter teras 165 cm, jenis kelongsong Zircalloy-4, dan tebal reflektor 14 cm.

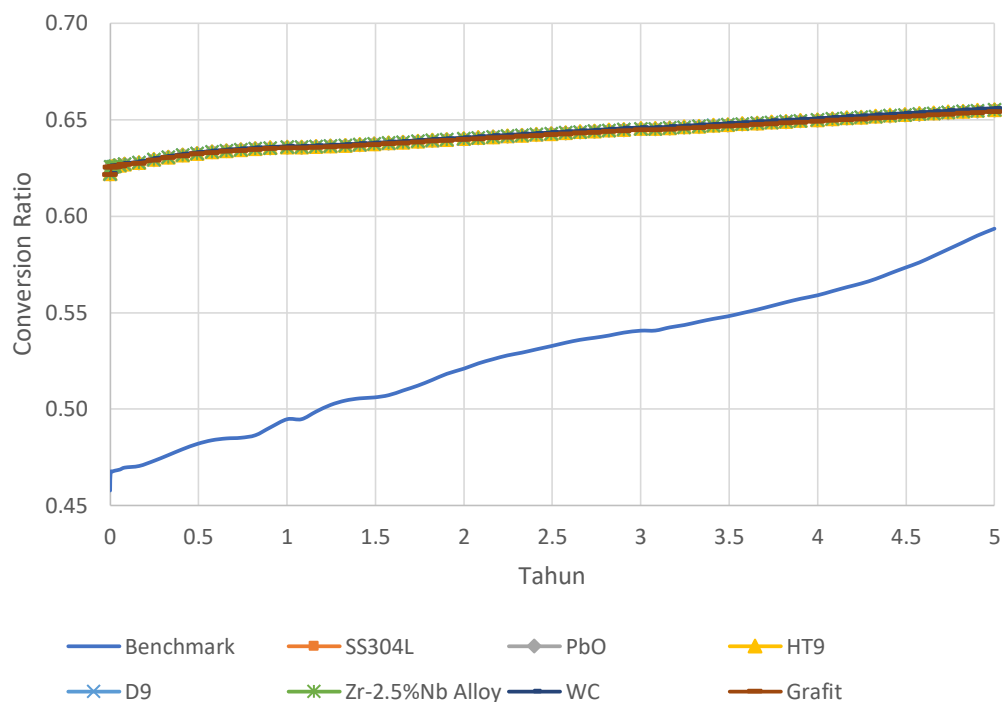
Perubahan jenis reflektor ini akan mengubah kode masukan SRAC dan COREBN yang dibutuhkan. Perubahan terjadi pada komposisi material yang didefinisikan pada SRAC dan jumlah nuklida yang didefinisikan di dalam SRAC dan juga COREBN. Setelah dilakukan pada kode masukan di SRAC dan COREBN, didapatkan hasil variasi jenis reflektor untuk parameter k_{eff} adalah sebagai berikut,



Gambar V.18 Nilai k_{eff} selama operasi teras reaktor dalam variasi jenis reflektor

Berdasarkan grafik di atas, dapat diketahui bahwa jenis reflektor tidak memberikan pengaruh yang signifikan. Bila diambil yang lebih rinci lagi, didapatkan informasi bahwa perbedaan kekritisian yang dihasilkan tidak lebih dari rentang 50 ppm. Periode kekritisian teras reaktor juga memiliki nilai yang sama kecuali pada satu variasi yaitu WC yang memiliki periode kekritisian sebesar 1491 hari, sementara variasi yang lain memiliki periode kekritisian sebesar 1521 hari.

Pada parameter rasio konversi, didapatkan hasil sebagai berikut,



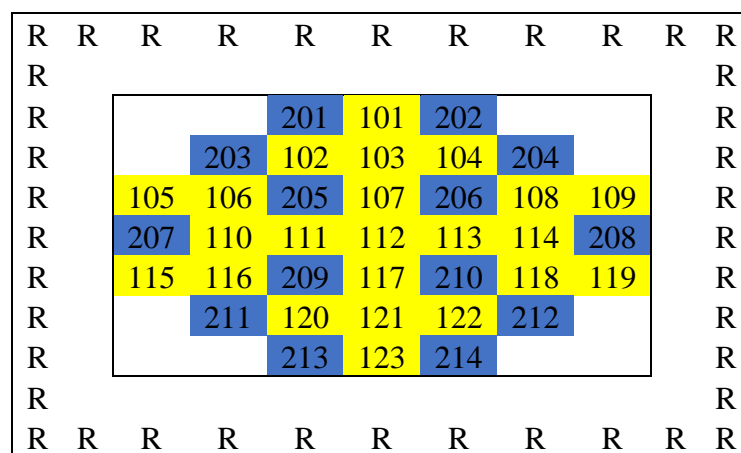
Gambar V.19 Nilai rasio konversi selama operasi teras reaktor dalam variasi jenis reflektor

Sama halnya seperti hasil parameter k_{eff} , hasil untuk rasio konversi pada variasi jenis reflektor memberikan hasil yang tidak berbeda secara signifikan antara satu variasi dengan variasi yang lain. Nilai yang tidak dihasilkan untuk variasi ini juga tidak berbeda secara signifikan. Secara grafis, dapat dilihat bahwa nilai yang dihasilkan membuat hasil dari semua variasi saling bertumpuk dan membuat satu garis yang hampir sama.

Dengan dihasilkannya informasi di atas, dapat disimpulkan bahwa jenis reflektor tidak memberikan pengaruh yang signifikan terhadap performa teras reaktor. Hal ini menjadi pertanyaan mengingat fungsi teras reaktor yang harusnya mampu memantulkan neutron untuk kembali ke dalam teras, akibatnya akan terjadi perbedaan kritikalitas karena jumlah neutron yang adalah di dalam teras reaktor juga berbeda. Namun, hal ini tidak terjadi pada penelitian ini. Terdapat beberapa

hipotesis yang mungkin dapat menjelaskan fenomena ini, salah satunya adalah terjadinya pergeseran energi neutron yang terjadi di dalam teras reaktor.

Reaktor PWR integral ini, pada dasarnya merupakan reaktor termal. Hal ini dicirikan dengan penggunaan air sebagai moderator dimana atom hidrogen di dalam air menjadi penyumbang utama proses moderasi yang terjadi di dalam teras reaktor. Namun, adanya perubahan jenis bahan bakar dari yang awalnya menggunakan UO_2 menjadi MOX akan memberikan pengaruh terhadap bagaimana perilaku neutron teras reaktor. Reaktor PWR integral yang disimulasikan dalam penelitian ini disusun oleh 37 *fuel assembly* yang disusun dengan konfigurasi sebagai berikut,



Gambar V.20 Konfigurasi teras dalam PWR integral dalam CITATION X-Y

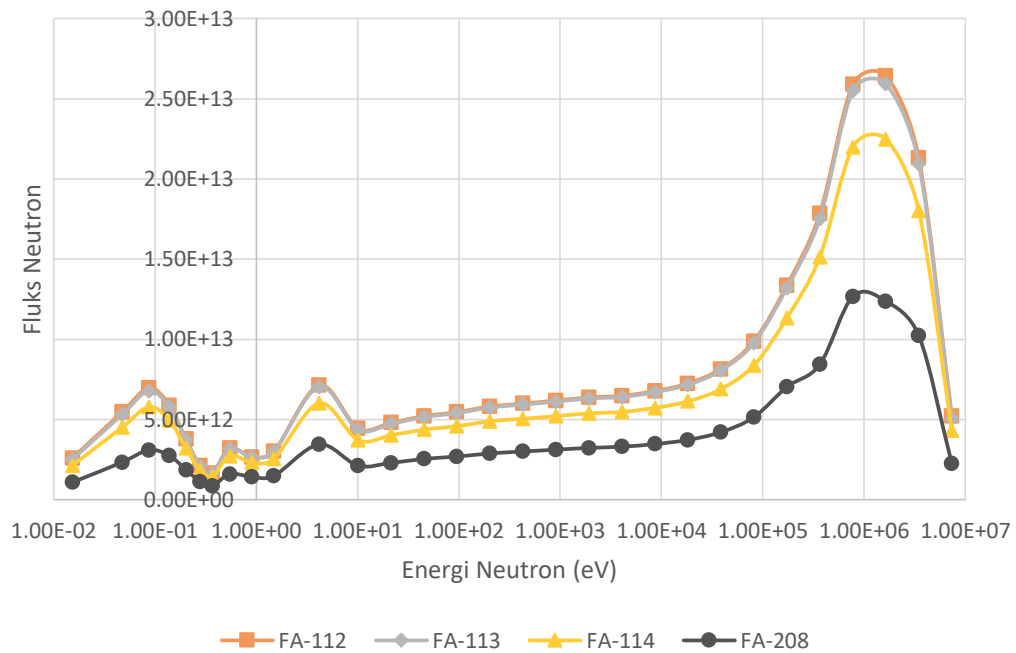
dimana,

R = reflektor

101 = FA 1 nomor 1

201 = FA 2 nomor 1

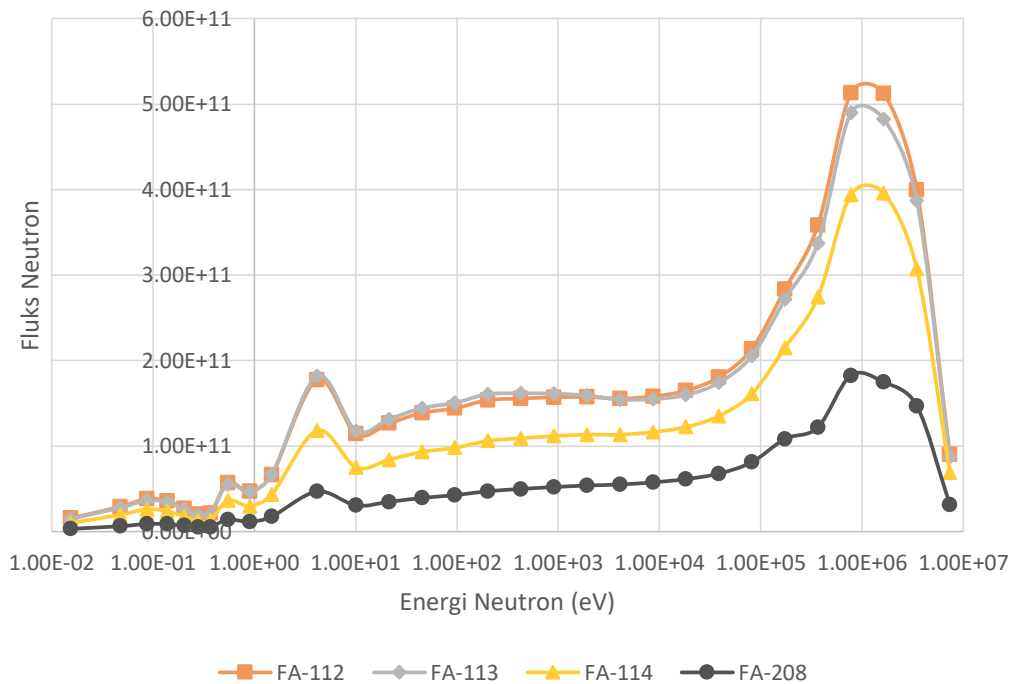
Pada umumnya, bila distribusi neutron digambarkan dengan suatu grafik dimana sumbu X adalah energi neutron dan sumbu Y adalah fluks neutron, maka apabila dilakukan pencuplikan distribusi fluks neutron pada FA dengan nomor 112, 113, 114, dan 208 pada PWR integral akan dihasilkan sebagai grafik sebagai berikut,



Gambar V.21 Distribusi neutron dari teras reaktor selama MOL pada teras reaktor *benchmark*

Dari grafik di atas, didapatkan informasi bahwa teras reaktor yang menggunakan bahan bakar UO_2 akan memiliki 3 puncak. Puncak yang pertama pada nilai $1\text{E}-01$ eV yang merupakan energi rentang energi termal, puncak kedua berada pada 5 eV dimana pada nilai tersebut energi neutron mulai dikategorikan sebagai energi epitermal, dan puncak yang ketiga adalah puncak pada energi sekitar 1 MeV dimana nilai energi ini adalah energi yang dihasilkan pada satu proses fisi nuklir. Dengan menggunakan grafik ini, dapat terlihat bahwa proses moderasi neutron sesungguhnya terjadi dan berakhir pada energi termal. Neutron yang telah berada pada energi termal ini kemudian akan menginduksi material fisil yang ada di teras reaktor untuk kemudian terjadi proses fisi.

Pada teras yang menggunakan bahan bakar MOX di dalam teras reaktor, dengan pencuplikan yang sama, distribusi neutron yang terjadi menghasilkan grafik sebagai berikut,



Gambar V.22 Distribusi neutron dari teras reaktor selama MOL pada teras reaktor yang paling optimum

Berdasarkan hasil di atas, dapat dilihat perbedaan yang cukup mencolok dari hasil grafik teras dengan bahan bakar UO_2 . Neutron yang berada pada rentang energi termal tidak mendominasi distribusi fluks neutron. Hanya terdapat 2 puncak yang terlihat yaitu pada energi 1 MeV (energi yang dihasilkan oleh proses fisi) dan energi epitermal. Ketiadaan puncak di rentang energi termal memberikan pengaruh yang signifikan bagi teras reaktor, karena hal ini menyebabkan nilai tampang lintang hamburan yang berdasarkan pada nilai energi termal harus dievaluasi pada nilai energi epitermal.

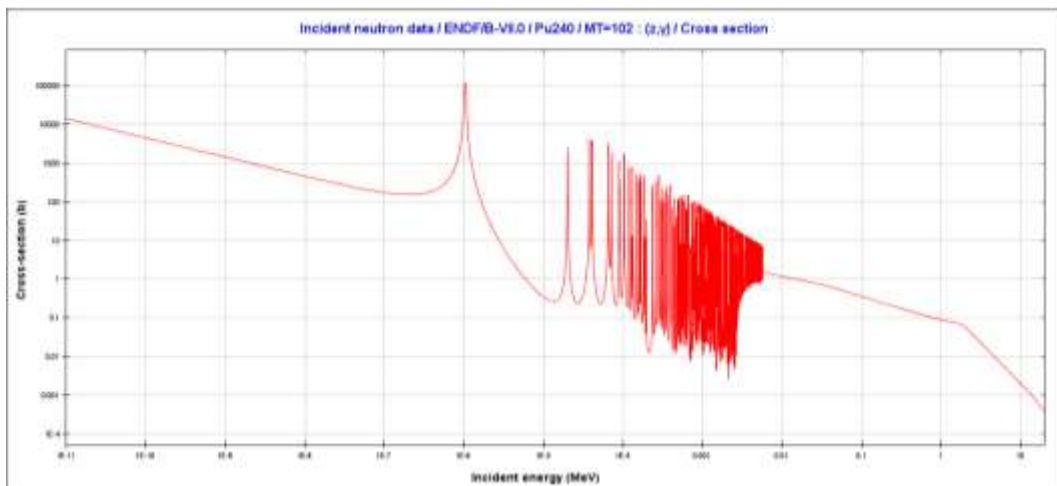
Pergeseran spektrum energi ini dapat dikarenakan oleh perubahan bahan bakar yang digunakan. Penambahan plutonium di dalam bahan bakar diketahui akan memberikan pengaruh yang signifikan karena plutonium, utamanya ^{240}Pu yang memiliki nilai tangkapan neutron yang besar pada rentang energi termal. Hal ini menyebabkan fluks neutron termal di dalam teras reaktor menjadi berkurang secara signifikan dan pergeseran fluks neutron terjadi.

2.93E+11	2.93E+11	2.93E+11	2.93E+11	2.93E+11	2.93E+11	2.93E+11	2.93E+11	2.93E+11	2.93E+11	2.93E+11	2.93E+11
2.93E+11	1.41E+13	1.41E+13	1.41E+13	1.41E+13	1.41E+13	1.41E+13	1.41E+13	1.41E+13	1.41E+13	1.41E+13	2.93E+11
2.93E+11	1.41E+13	1.41E+13	1.41E+13	6.26E+12	1.39E+13	6.26E+12	1.41E+13	1.41E+13	1.41E+13	1.41E+13	2.93E+11
2.93E+11	1.41E+13	1.41E+13	1.17E+13	2.36E+13	2.78E+13	2.36E+13	1.17E+13	1.41E+13	1.41E+13	1.41E+13	2.93E+11
2.93E+11	1.41E+13	1.81E+13	2.79E+13	3.28E+13	3.65E+13	3.28E+13	2.79E+13	1.81E+13	1.41E+13	1.41E+13	2.93E+11
2.93E+11	1.41E+13	1.75E+13	3.27E+13	3.80E+13	3.85E+13	3.80E+13	3.27E+13	1.75E+13	1.41E+13	1.41E+13	2.93E+11
2.93E+11	1.41E+13	1.81E+13	2.79E+13	3.28E+13	3.66E+13	3.28E+13	2.79E+13	1.81E+13	1.41E+13	1.41E+13	2.93E+11
2.93E+11	1.41E+13	1.41E+13	1.17E+13	2.37E+13	2.79E+13	2.37E+13	1.17E+13	1.41E+13	1.41E+13	1.41E+13	2.93E+11
2.93E+11	1.41E+13	1.41E+13	1.41E+13	6.30E+12	1.40E+13	6.30E+12	1.41E+13	1.41E+13	1.41E+13	1.41E+13	2.93E+11
2.93E+11	1.41E+13	1.41E+13	1.41E+13	1.41E+13	1.41E+13	1.41E+13	1.41E+13	1.41E+13	1.41E+13	1.41E+13	2.93E+11
2.93E+11	2.93E+11	2.93E+11	2.93E+11	2.93E+11	2.93E+11	2.93E+11	2.93E+11	2.93E+11	2.93E+11	2.93E+11	2.93E+11

Gambar V.23 Fluks neutron termal di dalam teras reaktor benchmark pada MOC

2.34E+11	2.34E+11	2.34E+11	2.34E+11	2.34E+11	2.34E+11	2.34E+11	2.34E+11	2.34E+11	2.34E+11	2.34E+11	2.34E+11
2.34E+11	1.18E+13	1.18E+13	1.18E+13	1.18E+13	1.18E+13	1.18E+13	1.18E+13	1.18E+13	1.18E+13	1.18E+13	2.34E+11
2.34E+11	1.18E+13	1.18E+13	1.18E+13	3.31E+12	5.60E+12	3.31E+12	1.18E+13	1.18E+13	1.18E+13	1.18E+13	2.34E+11
2.34E+11	1.18E+13	1.18E+13	4.31E+12	8.66E+12	1.08E+13	8.66E+12	4.31E+12	1.18E+13	1.18E+13	1.18E+13	2.34E+11
2.34E+11	1.18E+13	4.77E+12	8.84E+12	1.25E+13	1.43E+13	1.25E+13	8.84E+12	4.77E+12	1.18E+13	1.18E+13	2.34E+11
2.34E+11	1.18E+13	4.47E+12	1.08E+13	1.43E+13	1.56E+13	1.43E+13	1.08E+13	4.47E+12	1.18E+13	1.18E+13	2.34E+11
2.34E+11	1.18E+13	4.77E+12	8.84E+12	1.25E+13	1.43E+13	1.25E+13	8.84E+12	4.77E+12	1.18E+13	1.18E+13	2.34E+11
2.34E+11	1.18E+13	1.18E+13	4.30E+12	8.62E+12	1.08E+13	8.62E+12	4.30E+12	1.18E+13	1.18E+13	1.18E+13	2.34E+11
2.34E+11	1.18E+13	1.18E+13	1.18E+13	3.28E+12	5.55E+12	3.28E+12	1.18E+13	1.18E+13	1.18E+13	1.18E+13	2.34E+11
2.34E+11	1.18E+13	1.18E+13	1.18E+13	1.18E+13	1.18E+13	1.18E+13	1.18E+13	1.18E+13	1.18E+13	1.18E+13	2.34E+11
2.34E+11	2.34E+11	2.34E+11	2.34E+11	2.34E+11	2.34E+11	2.34E+11	2.34E+11	2.34E+11	2.34E+11	2.34E+11	2.34E+11

Gambar V.24 Fluks neutron termal di dalam teras reaktor dengan bahan bakar MOX pada MOC



Gambar V.25 Tampang lintang serapan neutron dari ^{240}Pu

Pada Gambar V.22 dapat dilihat bahwa teras reaktor benchmark memiliki distribusi neutron dengan gradasi yang baik. Gradasi ini menunjukkan nilai fluks yang mengikuti distribusi fluks pada reaktor LWR pada umumnya. Fluks neutron

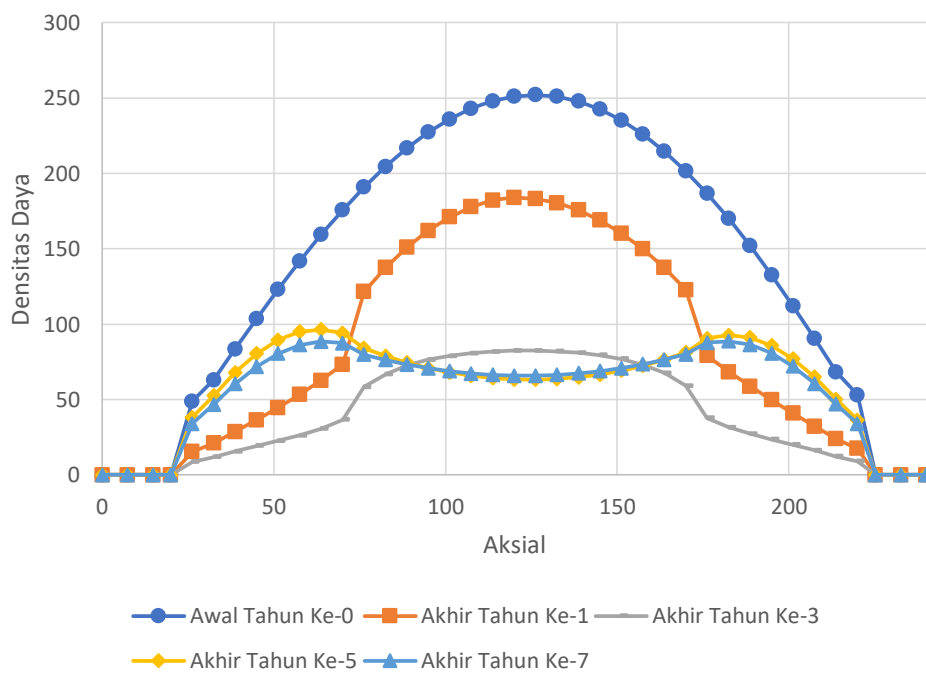
terbesar ada di bagian tengah FA dan nilai fluks berangsur-angsur menurun hingga ke moderator. Pada gambar V.23 dapat dilihat bahwa fluks neutron termal pada teras dengan bahan bakar MOX di dalam FA yang berada di bagian tepi lebih kecil dibandingkan fluks neutron termal yang ada di dalam moderator air yang mengelilingi FA. Nilai fluks pada bagian moderator memiliki nilai mendekati fluks neutron di dalam inti teras.

Hal ini terjadi akibat adanya radionuklida yang memiliki nilai tampang lintang serapan yang tinggi (contohnya ^{240}Pu) di dalam FA sehingga terjadi pergeseran nilai fluks neutron. Pergeseran nilai fluks ini akan mengurangi kemungkinan teras reaktor untuk dapat berfisi. Meskipun jumlah aktinida ^{240}Pu semakin lama semakin berkurang, nilai pengurangan masih belum mampu secara signifikan mengurangi efek serapan neutron dari ^{240}Pu . Radioisotop lain dari Pu juga memiliki nilai serapan neutron yang cukup besar dalam rentang energi termal yang menyebabkan fluks neutron termal yang akan berfisi menjadi semakin berkurang. Akibatnya, jumlah neutron yang dihasilkan dari proses fisi juga semakin berkurang. Fluks neutron pada rentang energi epitermal, resonansi, dan cepat mendominasi di dalam teras reaktor. Variasi tebal reflektor yang dilakukan tidak dapat mengakomodasi (memantulkan) neutron pada spektrum energi epitermal, resonansi, dan cepat. Hal ini menyebabkan variasi reflektor yang dilakukan menjadi seperti tidak berpengaruh secara neutronik.

Dengan memperhatikan hasil yang telah ditunjukkan di atas, maka dipilihlah variasi sebelumnya dengan menggunakan jenis reflektor baja tahan karat bertipe 304L sebagai desain yang optimum dari penelitian ini. Densitas daya aksial dan jumlah aktinida yang dihasilkan digambarkan pada grafik dan tabel berikut,

Tabel V.12 Jumlah aktinida yang dihasilkan oleh teras reaktor dengan reflektor
stainless steel 304L

Tahun	Aktinida (gram)						
	^{235}U	^{236}U	^{238}U	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu
0	58.577	0	8.180.400	569.810	271.930	142.220	95.972
1	55.569	841	8.150.700	542.470	269.920	144.380	95.936
3	49.639	2.399	8.086.700	490.500	264.380	146.560	96.482
5	44.144	3.737	8.021.000	443.360	257.360	146.570	97.560



Gambar V.26 Densitas daya aksial yang dihasilkan oleh teras reaktor dengan
reflektor *stainless steel 304L*

Sama seperti variasi sebelumnya, densitas daya aksial yang dihasilkan terbentuk secara simetri dari terangsang-angsur turun seiring berjalannya waktu. Jumlah aktinida yang dihasilkan juga mengalami tren penurunan yang baik untuk 3S dari teras reaktor tersebut.

V.7. Desain Optimum Teras Reaktor

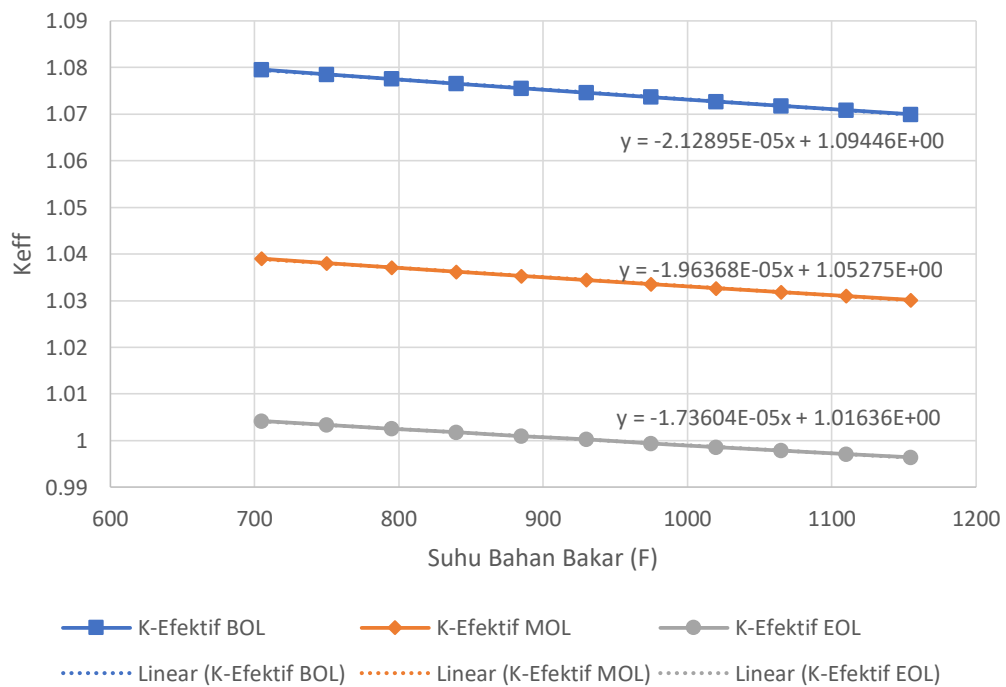
Dengan menggunakan informasi pada variasi sebelumnya, didapatkan data bahwa desain yang optimum untuk dilanjutkan adalah teras rekor dengan rasio PuO_2 sebesar 12% di dalam bahan bakar MOX, dengan diameter sebesar 165 cm, tinggi 200 cm, menggunakan kelongsong berjenis zircalloy-4, dengan tebal reflektor sebesar 14 cm berjenis baja tahan karat tipe 304L. Hasil ini kemudian dilakukan variasi untuk menentukan kriteria keselamatan teras reaktor. Kriteria keselamatan teras reaktor yang diperhatikan pada penelitian ini adalah *Fuel Temperature Coefficient* (FTC), *Moderator Temperature Coefficient* (MTC), dan *Void Coefficient* (VC).

Nilai untuk FTC diharapkan untuk selalu negatif selama operasi teras reaktor. Hal ini menjadi penting karena hal ini menentukan bagaimana perilaku teras reaktor ketika menghadapi perubahan suhu yang terjadi di dalam bahan bakar. Bila FTC bernilai negatif, maka kenaikan suhu justru akan menurunkan kritikalitas teras reaktor. Fenomena ini adalah fenomena yang diinginkan dari segi keselamatan reaktor. variasi untuk FTC dilakukan dengan mengubah suhu bahan bakar dari teras reaktor. Seharusnya, perubahan suhu bahan bakar akan menyebabkan adanya perubahan densitas dari bahan bakar. Namun, pada penelitian ini densitas bahan bakar dibuat konstan dengan asumsi bahwa perubahan densitas yang terjadi sangat kecil sehingga tidak memberikan pengaruh yang signifikan terhadap jumlah nuklida yang ada di dalam teras reaktor. Variasi yang dilakukan pada penelitian ini untuk mengetahui nilai FTC adalah sebagai berikut,

Tabel V.13 Suhu bahan bakar yang digunakan dalam perhitungan FTC

Suhu Bahan Bakar (K)	Suhu Bahan Bakar (F)
647,039	705,0002
672,039	750,0002
697,039	795,0002
722,039	840,0002
747,039	885,0002
772,039	930,0002
797,039	975,0002
822,039	1020,0002
847,039	1065,0002
872,039	1110,0002
897,039	1155,0002

Informasi di atas kemudian digunakan untuk mengubah kode masukan dari SRAC dan COREBN. Hasil yang didapatkan setelah perubahan tersebut dilakukan dan dijalankan simulasinya adalah sebagai berikut,

**Gambar V.27** Hasil perhitungan FTC

Tabel V.14 Hasil Perhitungan FTC

Nama Variasi	Suhu Bahan Bakar (K)	Suhu Bahan Bakar (F)	K _{eff}		
			BOL	MOL	EOL
ftc1	647,039	705,0002	1,0795635	1,0390123	1,0041947
ftc2	672,039	750,0002	1,0785401	1,0380605	1,0033643
ftc3	697,039	795,0002	1,0775294	1,0371276	1,0025188
ftc4	722,039	840,0002	1,0765290	1,0362097	1,0017935
ftc5	747,039	885,0002	1,0755552	1,0353059	1,0009278
ftc6	772,039	930,0002	1,0745932	1,0344168	1,0002623
ftc7	797,039	975,0002	1,0736406	1,0335411	0,9993712
ftc8	822,039	1020,0002	1,0727048	1,0326799	0,9985883
ftc9	847,039	1065,0002	1,0717841	1,0318310	0,9978476
ftc10	872,039	1110,0002	1,0708768	1,0309937	0,9971037
ftc11	897,039	1155,0002	1,0699773	1,0301681	0,9964125
FTC (Linier) Best Design (pcm/F)			-2,12895	-1,96368	-1,73604
FTC (Linier) Best Design (pcm/K)			-3,83211	-3,53436	-3,12487
FTC (Linier) Benchmark (pcm/F)			-1,63		-2,07

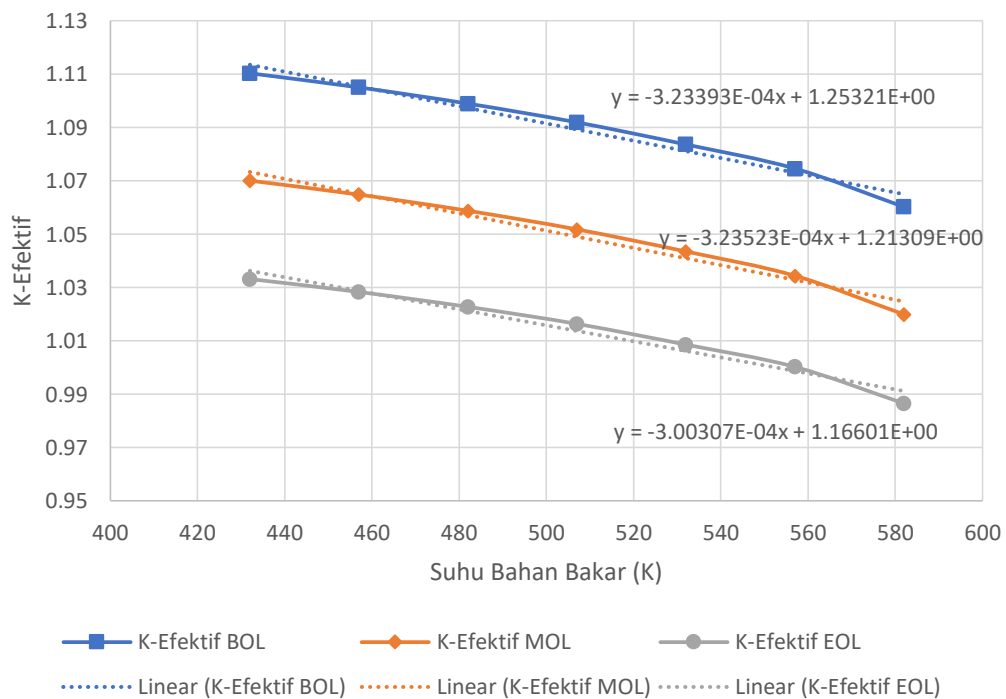
Nilai FTC dapat diambil dengan melihat gradien dari persamaan garis linear yang terjadi pada penurunan nilai kritikalitas. FTC merupakan turunan pertama dari persamaan kritikalitas yang dibentuk oleh variasi. Dengan melihat hasil yang didapatkan, dapat dilihat bahwa nilai FTC pada kondisi BOL, MOL, dan EOL selalu dalam keadaan negatif. Hal ini memenuhi kriteria keselamatan teras reaktor nuklir. Nilai dari FTC pada BOL, MOL, dan EOL secara berurutan adalah -3,83211 pcm/K, -3,53436 pcm/K, dan -3,12487 pcm/K.

MTC menjadi penting untuk diketahui karena MTC adalah salah satu indikator yang menunjukkan bagaimana perilaku teras reaktor apabila suhu moderator meningkat pada nilai tekanan yang konstan. MTC adalah salah satu indikator keselamatan yang diharapkan dapat melekat di dalam teras reaktor. Apabila MTC bernilai negatif, maka peningkatan suhu moderator di dalam teras reaktor menyebabkan penurunan nilai kritikalitas dan penurunan daya teras reaktor. Perilaku inilah yang diharapkan dapat dimiliki oleh teras reaktor. Perubahan suhu moderator di dalam teras reaktor menyebabkan adanya perubahan densitas yang

digunakan. Perubahan densitas yang dilakukan untuk mengetahui nilai MTC ditampilkan dalam tabel V.15. Perubahan densitas menyebabkan perubahan nilai densitas nuklida yang digunakan dalam perhitungan SRAC. Setelah dilakukan koreksi densitas nuklida, dilakukan simulasi dengan SRAC-COREBN dan didapat hasil seperti pada gambar V.23,

Tabel V.15 Nilai densitas dalam perhitungan MTC

Suhu Moderator (K)	Suhu Moderator (F)	Densitas Moderator
432,039	318,0002	0,91401
457,039	363,0002	0,88877
482,039	408,0002	0,86051
507,039	453,0002	0,82864
532,039	498,0002	0,79207
557,039	543,0002	0,74876
582,039	588,0002	0,69391



Gambar V.28 Hasil perhitungan MTC

Hasil perhitungan dalam bentuk tabel disajikan dalam tabel V.16,

Tabel V.16 Hasil Perhitungan MTC

Suhu Moderator (K)	Suhu Moderator (F)	Densitas Moderator	K_{eff}		
			BOL	MOL	EOL
432,039	318,0002	0,91401	1,1103091	1,0700718	1,0332042
457,039	363,0002	0,88877	1,1050149	1,0648340	1,0283579
482,039	408,0002	0,86051	1,0989401	1,0587771	1,0227747
507,039	453,0002	0,82864	1,0919101	1,0518008	1,0163869
532,039	498,0002	0,79207	1,0836263	1,0435191	1,0086095
557,039	543,0002	0,74876	1,0745932	1,0344168	1,0002623
582,039	588,0002	0,69391	1,0602365	1,0199473	0,9865847
MTC (Linier) Best Design (pcm/K)			-32,3393	-32,3523	-30,0307

Nilai MTC linier diambil dari nilai turunan pertama dari persamaan linier yang dihasilkan untuk BOL, MOL, dan EOL. Bila dilihat dari nilainya, MTC baik pada saat BOL, MOL, maupun EOL selalu bernilai negatif. Hal ini berarti bahwa nilai kritikalitas akan selalu menurun seiring meningkatnya suhu moderator yang menunjukkan bahwa nilai negatif MTC sudah melekat di dalam teras reaktor. Secara berturut-turut, nilai MTC pada saat BOL, MOL, dan EOL adalah -32,3393 pcm/K, -32,3523 pcm/K, -30,0307 pcm/K.

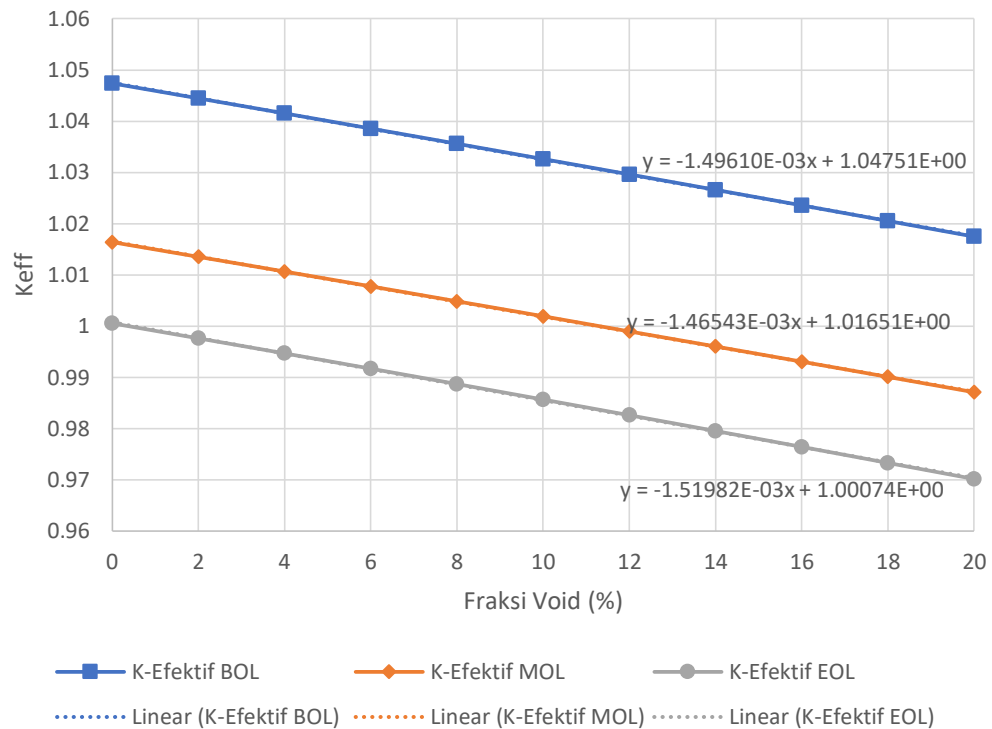
Parameter selanjutnya yang perlu diketahui adalah VC. VC juga menjadi penting diketahui mengingat VC, utamanya pada LWR, memberikan informasi bagaimana perilaku teras reaktor untuk menghadapi perubahan fase dari moderator. Dengan mengetahui pengaruh dari VC terhadap kinerja teras reaktor, maka dapat diketahui pula bagaimana fitur keselamatan yang melekat yang dimiliki oleh teras reaktor. Nilai dari VC diharapkan selalu negatif pada nilai *void* sekecil apapun pada kondisi apapun.

Pada variasi VC ini, variasi dilakukan dengan cara mengasumsikan moderator berada dalam kondisi saturasi sehingga mulai terbentuk void di dalam bejana teras reaktor. bahan-bahan lain yang berada di dalam teras reaktor diasumsikan dalam keadaan konstan, sehingga perubahan hanya terjadi pada kondisi moderator. Kondisi moderator yang diberlakukan pada saat variasi adalah sebagai berikut,

Tabel V.17 Nilai densitas pada perhitungan VC

`Fraksi Void (%)	Densitas Campuran
0	0,64251000
2	0,63118368
4	0,61985736
6	0,60853104
8	0,59720472
10	0,58587840
12	0,57455208
14	0,56322576
16	0,55189944
18	0,54057312
20	0,52924680

Perhitungan densitas campuran dilakukan dengan menggunakan rumus yang sesuai dengan persamaan termodinamika untuk air dalam kondisi saturasi. Informasi di atas kemudian dijadikan acuan untuk melakukan perubahan kode masukan SRAC dan COREBN untuk kemudian disimulasikan. Hasil simulasi dari variasi VC ini ditunjukkan melalui grafik sebagai berikut,



Gambar V.29 Hasil perhitungan VC

Bila nilai tersebut diterjemahkan dalam bentuk tabel, maka didapatkan hasil sebagai berikut,

Tabel V.18 Hasil perhitungan VC

Nama Variasi	Fraksi Void (%)	K_{eff}		
		BOL	MOL	EOL
void0	0	1,0473931	1,0163999	1,0005497
void1	2	1,0444683	1,0135262	0,9976173
void2	4	1,0415328	1,0106608	0,9946849
void3	6	1,0385743	1,0077647	0,9917026
void4	8	1,0356042	1,0048531	0,9886974
void5	10	1,0326203	1,0019293	0,9856680
void6	12	1,0296198	0,9989663	0,9826133
void7	14	1,0266054	0,9960339	0,9795362
void8	16	1,023574	0,9930673	0,9764350
void9	18	1,0205325	0,9900877	0,9732974
void10	20	1,0174732	0,9870976	0,9701667
Void (Linier) (pcm/%void)		-149,61	-146,543	-151,d982

Sama seperti nilai FTC dan MTC, nilai VC merupakan turunan pertama dari kurva kritikalitas yang dihasilkan oleh variasi VC. Dengan melihat hasil yang ditunjukkan oleh grafik dan tabel di atas, maka dapat disimpulkan bahwa VC selalu bernilai negatif baik dalam kondisi BOL, MOL, dan EOL pada nilai void betapapun. Secara berturut-turut, nilai VC pada saat BOL, MOL, dan EOL adalah -149,61 pcm/% void, -146,543 pcm/% void, 151,982 pcm/% void. Nilai ini sudah termasuk nilai yang cukup tinggi untuk ukuran teras LWR. Pengetahuan ini kemudian mendukung sifat keselamatan yang melekat yang dimiliki oleh teras reaktor. Dengan demikian, beberapa kriteria keselamatan yang penting di dalam teras reaktor sudah dipenuhi oleh teras reaktor ini.

BAB VI

KESIMPULAN DAN SARAN

VI.1. Kesimpulan

Performa teras PWR integral memiliki perubahan yang signifikan pada saat bahan bakar diubah dari awalnya menggunakan UO_2 menjadi MOX. Perubahan jumlah bahan bakar dan jenis kelongsong memberikan pengaruh yang signifikan pula. Namun, pada saat variasi tebal reflektor dan jenis reflektor, perbedaan yang didapatkan tidak terlalu signifikan karena diduga terjadi perubahan spektrum energi neutron yang berpengaruh terhadap kemampuan reflektor untuk memantulkan neutron kembali ke dalam teras reaktor. Dari kelima parameter desain yang dilakukan variasi, didapatkan hasil yaitu rasio PuO_2 dalam MOX yang optimum adalah 12%, diameter teras sebesar 165 cm, jenis kelongsong adalah Zircalloy-4, tebal reflektor 14 cm, dan jenis reflektor SS 304L. Secara umum, teras reaktor dengan menggunakan bahan bakar MOX memiliki performa yang lebih baik daripada teras berbahan bakar UO_2 . Bila dilihat dari faktor-faktor yang memengaruhi, maka kesimpulan yang didapatkan adalah sebagai berikut,

1. Nilai Kekritisasi (k_{eff}) pada periode operasi teras reaktor bertambah secara signifikan dari yang awalnya bernilai teras reaktor dapat beroperasi selama 1425,75 hari bisa bertambah menjadi 1521 hari. Pada parameter ini, variasi yang paling berpengaruh adalah variasi rasio PuO_2 di dalam MOX,
2. Nilai rasio konversi yang dihasilkan oleh teras reaktor dengan bahan bakar MOX memiliki kecenderungan untuk tetap stabil dalam periode waktu tertentu. Perubahan nilai rasio konversi yang terjadi tidak signifikan apabila digunakan bahan bakar UO_2 ,
3. Inventori aktinida dari teras reaktor yang menggunakan MOX memiliki tren penurunan yang stabil. Hal ini terjadi selama seluruh variasi sudah dilakukan. Hal ini menunjukkan bahwa tren penurunan tersebut adalah sifat yang melekat di dalam bahan bakar MOX,

4. Nilai *Fuel Temperature Coefficient* (FTC), *Moderator Temperature Coefficient* (MTC), dan *Void Coefficient* dari teras reaktor yang menggunakan MOX memiliki nilai yang selalu negatif pada berbagai kondisi baik pada saat BOL, MOL dan EOL. Hal ini penting untuk memastikan sifat keselamatan dari teras reaktor.

VI.2. Saran

Saran untuk pembaca, utamanya peneliti yang ingin meneruskan penelitian ini, dapat melakukan penelitian lebih lanjut mengenai hal-hal berikut untuk mendukung pengembangan PWR Integral dengan menggunakan bahan bakar MOX. Hal tersebut di antaranya adalah

1. Validasi desain teras PWR integral dengan menggunakan kode program lain,
2. Studi mengenai aspek 3S dari PWR integral dan pemodelan teras reaktor menggunakan batang kendali selama operasi teras reaktor,
3. Studi mengenai jenis reaktor yang beroperasi pada spektrum neutron epitermal,
4. Studi mengenai perkembangan material yang memiliki kinerja yang baik dalam spektrum neutron epitermal,
5. Pemodelan termal hidraulik dari PWR integral,
6. Analisis kecelakaan yang mungkin terjadi selama operasi reaktor PWR integral,

DAFTAR PUSTAKA

- [1] Direktorat Jenderal Energi Baru, Terbarukan, dan Konservasi Energi. *Statistik EBTKE 2016*. Kementerian Energi dan Sumber Daya Mineral Republik Indonesia, Jakarta, 2016.
- [2] Direktorat Jenderal Energi Baru, Terbarukan, dan Konservasi Energi. *Rasio Elektrifikasi Indonesia Status Bulan Juni 2017*. Diakses dari <https://www.esdm.go.id/assets/media/content/content-rasio-elektrifikasi-indonesia-status-juni-2017.pdf>, 8 April 2018.
- [3] IAEA. *Nuclear Power Reactors in the World*. Laporan Penelitian, IAEA-RDS-2/37, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2017.
- [4] World Nuclear Association. *Nuclear Power in the World Today*. Diakses dari <http://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/nuclear-power-in-the-world-today.aspx>, 8 April 2018.
- [5] OECD/NEA. *Plutonium Management in the Medium Term*. Laporan Penelitian, NEA4451, Nuclear Energy Agency Organisation for Economic Co-operation and Development, Paris, 2003.
- [6] Chris Colbert. *Overview of NuScale Design*. Diakses dari https://www.iaea.org/NuclearPower/Downloadable/Meetings/2013/2013-09-02-09-04-TM-NPTD/20_usa_colbert_nuscale.pdf, 8 April 2018.
- [7] *Spent Fuel Reprocessing Options*. Dokumen teknis, IAEA-TECDOC-1587, Vienna: IAEA, 2008.
- [8] IAEA. *Small and Medium Sized Reactors (SMRs) Development, Assessment, and Deployment*. Diakses dari <https://www.iaea.org/NuclearPower/SMR/>, 8 April 2018.
- [9] ARIS IAEA. *Status of Small and Medium Sized Reactor Design*. Laporan Penelitian, IAEA Advanced Reactors Information System, Vienna, 2012.

- [10] World Nuclear Association. *Small Nuclear Power Reactor*. Diakses dari <http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/small-nuclear-power-reactors.aspx>, 8 April 2018.
- [11] Office of Nuclear Energy, US Department of Energy. *Benefits of SMRs*. Diakses dari <https://www.energy.gov/ne/benefits-small-modular-reactors-smrs>, 8 April 2018.
- [12] ARIS IAEA. *Advances in Small Modular Reactor Technology Developments*. Laporan Penelitian, IAEA Advanced Reactors Information System, Vienna, 2016.
- [13] Will Davis. *iPWR: Integral Pressurized Water Reactor*. Diakses dari <http://ansnuclearcafe.org/2017/01/19/ipwr-integral-pressurized-water-reactor/#sthash.jFhQEMXM.dpbs>, 8 April 2018.
- [14] Koroush Shirvan, Pavel Hejzlar, Mujid S. Kasimi. "The Design of a Compact Integral Medium Size PWR". *Nuclear Engineering and Design*, 243: 393-403, 2012.
- [15] NuScale. *NuScale Power Modular and Scalable Reactor*. Laporan Penelitian, NuScale LLC, Oregon, 2013.
- [16] World Nuclear Association. *Mixed Oxide (MOX) Fuel*. <http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/fuel-recycling/mixed-oxide-fuel-mox.aspx>, 8 April 2018.
- [17] Andang Widi Harto. *Fisika Reaktor Nuklir*. Diktat, Departemen Teknik Nuklir dan Teknik Fisika , Fakultas Teknik, Universitas Gadjah Mada, Yogyakarta, 2015.
- [18] IAEA. *Status and Advanves in MOX Fuel Technology*. Laporan Penelitian, IAEA Technical Reports Series No. 415, Vienna, 2003.

- [19] K. Yamate, S. Abeta, K. Suzuki, S. Doi. "MOX Fuel Design and Development Consideration". *Proceeding of a Technical Committee Meeting, Recycling of Plutonium and Uranium in Water Reactor Fuel*, hal. 133-144, Windermere, 3-7 Juli 1995.
- [20] W. Stach. "Advanced Mixed Oxide Fuel Assemblies with Higher Plutonium Content for Light Water Reactors". *International Symposium on MOX Fuel Cycle Technologies for Medium and Long-Term Deployment*, hal. 389-398, Vienna, 17-21 Mei 1999.
- [21] Mondjo. *Pengantar Teknologi Nuklir*. Diklat, Departemen Teknik Nuklir dan Teknik Fisika, Fakultas Teknik, Universitas Gadjah Mada, Yogyakarta, 2015.
- [22] Weston M. Stacey. *Nuclear Reactor Physics*. John Wiley & Sons, Inc., New York, 2007.
- [23] James J. Duderstadt, Louis J. Hamilton. *Nuclear Reactor Analysis*. John Wiley & Sons, Inc., Michigan, 1976.
- [24] John R. Lamarsh, Anthony J. Baratta. *Introduction to Nuclear Reactor Theory, Third Edition*. Prentice-Hall, Inc., New Jersey, 2001
- [25] Andang Widi Harto. "Teknologi Reaktor Maju". Kuliah *Teknologi Reaktor Maju*, Departemen Teknik Nuklir dan Teknik Fisika, Fakultas Teknik, Universitas Gadjah Mada, Yogyakarta, 2015.
- [26] Nuclear Power for Everybody. *Fuel Burnup*. Diakses dari <https://www.nuclear-power.net/nuclear-power/reactor-physics/reactor-operation/fuel-burnup/>, 8 April 2018.
- [27] Reactor Physics KHT. *Neutron Economy of Transuranic Fuels*. Reactor Physics KHT Royal Institute of Technology. Diakses dari <http://www.neutron.kth.se/courses/transmutation/NeutronEconomy/NeutronEconomy.html>, 8 April 2018.

- [28] G. L. Squires. *Introduction to the Theory of Thermal Neutron Scattering*. Dover Publications, Inc., New York, 1996.
- [29] Bahman Zohuri, Nima Fathi. *Thermal-Hydraulic Analysis of Nuclear Reactors*. Springer International Publishing, Albuquerque, 2015.
- [30] Keisuke Okumura, Teruhiko Kugo, Kunio Kaneko dan Keichiro Tsuchihashi. *SRAC2006: A Comprehensive Neutronics Calculation Code System*. Dokumen teknis, Ibaraki-ken: JAEA, 2007.
- [31] Keisuke Okumura. *COREBN: A Core Burnup Calculation Module for SRAC2006*. Dokumen teknis, Ibaraki-ken: JAEA, 2007.
- [32] IAEA. *Thermophysical Properties of Materials For Nuclear Engineering: A Tutorial and Collection of Data*. Laporan penelitian, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2008.
- [33] William J. Carmack. *Temperature and Burnup Correlated FCCI in U-10Zr Metallic Fuel*. Laporan penelitian, Idaho National Laboratory, Idaho, 2012.
- [34] Alan E. Waltar, Donald R. Todd dan Pavel V. Tsvetkov. *Fast Spectrum Reactors*. Springer, New York, 2012.
- [35] Nuclear Power for Everybody. *Nuclear Reactor-Fission Reactor*. Diakses dari https://www.nuclear-power.net/nuclear-power-plant/nuclear-reactor/#Neutron_Reflector, 15 April 2018.
- [36] Wahid Luthfi. *Studi Parameter Teras True Travelling Wave Breed and Burn Reacor dengan Initial Active Core LEU dan Blanket DU Menggunakan Program SRAC*. Skripsi, Departemen Teknik Nuklir dan Teknik Fisika, Fakultas Teknik, Universitas Gadjah Mada, Yogyakarta, 2016.
- [37] *Characteristics and Use of Urania-Gadolinia Fuels*. Dokumen teknis, IAEA-TECDOC-844, Vienna: IAEA, 1996.

- [38] Alexander Agung. “Analisis Termal Bahan Bakar”. Kuliah *Termal Hidraulika Reaktor Nuklir*, Departemen Teknik Nuklir dan Teknik Fisika, Fakultas Teknik, Universitas Gadjah Mada, Yogyakarta, 2016.
- [39] NIST. *Material Properties Charts*. Dokumen teknis, CCD Material Charts, 2013.
- [40] Yoshihiro Nakano, Tsutomu Okubo. “Plutonium Isotopic Composition of High Burnup Spent Fuel Discharged from LWR”. *Annals of Nuclear Energy*, 38:2689-2697, 2011.
- [41] Commission on Isotopic Abundance and Atomic Weights. *Current Isotopic Abundance*. Commission on Isotopic Abundance and Atomic Weights, 2015. Diakses dari <http://www.ciaaw.org/isotopic-abundances.htm>, 8 April 2018.
- [42] NuScale Power. *NuScale Standard Plant, Design Certification Application, Reactor*. Dokumen Teknis, NuScale Power, LLC., Oregon, 2016.

LAMPIRAN

A. Kode *input* SRAC untuk membuat data tampang lintang bahan bakar dalam format macroPDS

```
#!/bin/csh
#
#####
#
# << run SRAC >>
#####
# make macro XS(4g) for COREBN sample calculations (U3)
# varfuel8burnc.sh : Integral PWR Square Assembly MOX fuel with
16% Pu
# Options      : Pij(Geometry type IGT=16)
#=====
#                               Set                by                user
#=====
#
# alias      mkdir mkdir
# alias      cat   cat
# alias      cd    cd
# alias      rm    rm
#
# LMN      : load module name
# BRN      : burnup chain library data
# ODR      : directory name in which output data will be stored
# CASE     : case name which is referred as names of output files and
PDS
# WKDR     : directory name in which scratch PS files will be made
and deleted
# PDSD     : directory name in which PDS files will be made
#
# set HOME = E:/SRAC2006/home/harunardi
# set SRAC_DIR = $HOME/SRAC
# set CRBN_DIR = $HOME/COREBN
# set IO_DIR = $HOME/SKRIPSI/varrefl1
# set LMN    = SRAC.100m
# set BRN    = u4cm6fp50bp16T
# set ODR    = $IO_DIR/outp
# set CASE   = varrefl1b
# set PDSD   = $CRBN_DIR/tmp
# set MACRO  = $IO_DIR/macroPDS
#
#=====
#                               mkdir                for                PDS
#=====
#
# PDS_DIR : directory name of PDS files
# PDS file names must be identical with those in input data
#
# set PDS_DIR = $PDSD/$CASE
# mkdir $PDS_DIR
# mkdir $PDS_DIR/UFAST
# mkdir $PDS_DIR/UTHERMAL
```

```

mkdir $PDS_DIR/UMCROSS
mkdir $PDS_DIR/MACROWRK
# mkdir $MACRO
mkdir $PDS_DIR/FLUX
mkdir $PDS_DIR/MICREF
#
#=====          Change          if          you          like
=====
#
set LM      = $SRAC_DIR/bin/$LMN
set DATE    = `date +%Y.%m.%d.%H.%M.%S`
set WKDR    = $HOME/SRACtmp.$CASE.$DATE
mkdir $WKDR
#
#-- File allocation
# fu89 is used in any plot options, fu98 is used in the burnup
option
# Add other units if you would like to keep necessary files.
setenv fu50 $SRAC_DIR/lib/burnlibT/$BRN
setenv fu85 $SRAC_DIR/lib/kintab.dat
# setenv fu89 $ODR/$CASE.$DATE.SFT89
setenv fu98 $ODR/$CASE.$DATE.SFT98
setenv fu99 $ODR/$CASE.$DATE.SFT99
set OUTLST = $ODR/$CASE.$DATE.SFT06
#
#=====          Exec SRAC code with the following input data
=====
#
cd $WKDR
cat - << END_DATA | $LM >& $OUTLST
F187 /
CASE NAME
Integral PWR MOX fuel with 16% Pu pin cell problem 87 / TITLE
1 1 1 1 0 1 4 0 -2 1 0 0 0 0 1 0 1 0 0 1 /
SRAC CONTROL
1.09655E-03 /
GEOMETRICAL BUCKLING
*- PDS files -----2-----3-----4-----5-----6-----
---7--
* Note : All input line must be written in 72 columns except comments
* even when environmental variables are expanded.
E:/SRAC2006/home/harunardi/SRACLIB-JDL33/pds/pfast Old File
E:/SRAC2006/home/harunardi/SRACLIB-JDL33/pds/pthml O F
E:/SRAC2006/home/harunardi/SRACLIB-JDL33/pds/pmcrs O F
$PDS_DIR/UFAST Scratch Core
$PDS_DIR/UTHERMAL S C
$PDS_DIR/UMCROSS S C
$PDS_DIR/MACROWRK S C
$MACRO New C
$PDS_DIR/FLUX S C
$PDS_DIR/MICREF S C
*****
*****
62 45 7 3 / NEF NET NERF NERT; 107 Energy Group => 10 Group
62(1) / NEGF
45(1) / NEGT

```

```

6(9) 8      / NECF; Fast 7 Group
3(15)      / NECT; Thermal 3 Group

***** Input for PIJ (Collision Probability Method)
16 1255 18 5 1 0 11 11 81 0 2 0 6 10 14 1 45 0 / PIJ CONTROL
0 100 60 5 5 5 0 0.0001 0.00001 0.001 1.0 10. 0.8 / PIJ Block
2
9(15 15 15 15 15 15 15 15 15 17 18) & / IRR T-S
  17 17 17 17 17 17 17 17 17 17 18 &
  18 18 18 18 18 18 18 18 18 18 18 &
  16 16 16 16 16 16 16 16 16 16 16 12 13 14 &
  2(1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14) &
  16 16 16 16 16 16 16 16 16 16 16 12 13 14 &
  2(1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14) &
  16 16 16 16 16 16 16 16 16 16 16 12 13 14 &
20(1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14) &
16 16 16 16 16 16 16 16 16 16 16 12 13 14 &
  2(1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14) &
  16 16 16 16 16 16 16 16 16 16 16 12 13 14 &
  2(1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14) &
  16 16 16 16 16 16 16 16 16 16 16 12 13 14 &
16(1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14) &
16 16 16 16 16 16 16 16 16 16 16 12 13 14 &
  3(1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14) &
  16 16 16 16 16 16 16 16 16 16 16 12 13 14 &
  2(1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14) &
  16 16 16 16 16 16 16 16 16 16 16 12 13 14 &
23(1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14)
1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 3 3 3 4 4 5 4 / IRR R-T
1 1 1 1 1 / IXR X-R
1 2 3 4 5 / MAR M-R
0 8*1.25984 1*0.6299 1*0.04 1*0.0032 / RX
0 8*1.25984 1*0.6299 1*0.04 1*0.0032 / TY
9(1 2 3 4 5 6 7 8 9) / RPP
9(1) 9(2) 9(3) 9(4) 9(5) & / IYP
9(6) 9(7) 9(8) 9(9)
81(0 0.01 0.045085 0.09017 0.135255 0.18034 0.225425 0.27051
0.315595 &
0.36068 0.405765 0.414102 0.43434 0.45466 0.47498) / RDP
5 / NMAT
FU11A010 0 8 772.039 0.81153 0.0 / 1. FUEL 4.55% ENRICH
XU050000 2 0 1.493437E-04
XU080000 2 0 2.059284E-02
XPU80000 2 0 1.301101E-04
XPU90000 2 0 1.428382E-03
XPU00000 2 0 6.788352E-04
XPU10000 2 0 3.535600E-04
XPU20000 2 0 2.375923E-04
XO060000 2 0 9.428266E-02
GA11A020 0 1 739.2093537 0.01651 0.0 / 2. GAP HELIUM
XHE40000 0 0 1.358223E-03
CL11A030 0 5 645.5721697 0.12192 0.0 / 3. CLADDING/GUIDE TUBE/CR
XZRN0000 0 0 4.232497E-02
XSNN0000 0 0 6.465578E-04
XFEN0000 0 0 8.620771E-05
XCRN0000 0 0 4.310385E-05

```



```

XNIN0000 0 0 3.017270E-06
MO11A040 0 2 557.039 0.437917 0.0 / 4. MODERATOR AND COOLANT
XH01H000 0 0 5.035633E-02
XO060000 0 0 2.517816E-02
SF11A050 0 8 557.039 0.08 0.0 / 5. STRUKTUR FA
XFEN0000 0 0 5.85614E-02
XC020000 0 0 2.62627E-05
XCRN0000 0 0 1.75085E-02
XMN50000 0 0 1.75085E-03
XNIN0000 0 0 8.75423E-03
XP010000 0 0 3.93940E-05
XS0N0000 0 0 2.62627E-05
XSIN0000 0 0 8.75423E-04
***** Input for cell burn-up calculation
25 1 1 1 0 0 0 0 0 10(0) / max 60 IBC : burnup control
* Power history is normalized to achieve exposure of sample fuel :
GWd/t
25(0.011811024) / Power (MW/cm)
* Exposure in unit : burn-up MWD/ton
1000 2000 3000 4000 5000 &
6000 8000 10000 12000 14000 &
16000 20000 24000 28000 32000 &
40000 48000 56000 64000 72000 &
80000 104000 128000 152000 176000 / MWD/ton
*****
*****
F188 /
CASE NAME
Integral PWR MOX fuel with 16% Pu pin cell problem 88 / TITLE
1 1 1 1 0 1 4 0 -2 1 1 0 0 0 1 0 1 0 0 1 /
SRAC CONTROL
1.09655E-03 /
GEOMETRICAL BUCKLING
5 / NMAT
FU21A010 0 8 772.039 0.81153 0.0 / 1. FUEL 4.55% ENRICH
XU050000 2 0 1.493437E-04
XU080000 2 0 2.059284E-02
XPU80000 2 0 1.301101E-04
XPU90000 2 0 1.428382E-03
XPU00000 2 0 6.788352E-04
XPU10000 2 0 3.535600E-04
XPU20000 2 0 2.375923E-04
XO060000 2 0 9.428266E-02
GA21A020 0 1 739.2093537 0.01651 0.0 / 2. GAP HELIUM
XHE40000 0 0 1.358223E-03
CL21A030 0 5 645.5721697 0.12192 0.0 / 3. CLADDING/GUIDE TUBE/CR
XZRN0000 0 0 4.232497E-02
XSNN0000 0 0 6.465578E-04
XFEN0000 0 0 8.620771E-05
XCRN0000 0 0 4.310385E-05
XNIN0000 0 0 3.017270E-06
MO21A040 0 2 557.039 0.437917 0.0 / 4. MODERATOR AND COOLANT
XH01H000 0 0 5.035633E-02
XO060000 0 0 2.517816E-02
SF21A050 0 8 557.039 0.08 0.0 / 5. STRUKTUR FA
XFEN0000 0 0 5.85614E-02

```

```

XC020000 0 0 2.62627E-05
XCRN0000 0 0 1.75085E-02
XMN50000 0 0 1.75085E-03
XNIN0000 0 0 8.75423E-03
XP010000 0 0 3.93940E-05
XS0N0000 0 0 2.62627E-05
XSIN0000 0 0 8.75423E-04
***** Input for cell burn-up calculation
25 1 1 1 0 0 0 0 0 10(0) / max 60 IBC : burnup control
* Power history is normalized to achieve exposure of sample fuel :
GWd/t
25(0.011811024) / Power (MW/cm)
* Exposure in unit : burn-up MWD/ton
1000 2000 3000 4000 5000 &
6000 8000 10000 12000 14000 &
16000 20000 24000 28000 32000 &
40000 48000 56000 64000 72000 &
80000 104000 128000 152000 176000 / MWD/ton
*****
*****
F197 /
CASE NAME
Integral PWR MOX fuel with 16% Pu pin cell problem 97 / TITLE
1 1 1 1 0 1 4 0 -2 1 1 0 0 0 1 0 1 0 0 1 /
SRAC CONTROL
1.09655E-03 /
GEOMETRICAL BUCKLING
5 / NMAT
FU31A010 0 8 772.039 0.81153 0.0 / 1. FUEL 4.55% ENRICH
XU050000 2 0 1.493437E-04
XU080000 2 0 2.059284E-02
XPU80000 2 0 1.301101E-04
XPU90000 2 0 1.428382E-03
XPU00000 2 0 6.788352E-04
XPU10000 2 0 3.535600E-04
XPU20000 2 0 2.375923E-04
XO060000 2 0 9.428266E-02
GA31A020 0 1 739.2093537 0.01651 0.0 / 2. GAP HELIUM
XHE40000 0 0 1.358223E-03
CL31A030 0 5 645.5721697 0.12192 0.0 / 3. CLADDING/GUIDE TUBE/CR
XZRN0000 0 0 4.232497E-02
XSNN0000 0 0 6.465578E-04
XFEN0000 0 0 8.620771E-05
XCRN0000 0 0 4.310385E-05
XNIN0000 0 0 3.017270E-06
MO31A040 0 2 557.039 0.437917 0.0 / 4. MODERATOR AND COOLANT
XH01H000 0 0 5.035633E-02
XO060000 0 0 2.517816E-02
SF31A050 0 8 557.039 0.08 0.0 / 5. STRUKTUR FA
XFEN0000 0 0 5.85614E-02
XC020000 0 0 2.62627E-05
XCRN0000 0 0 1.75085E-02
XMN50000 0 0 1.75085E-03
XNIN0000 0 0 8.75423E-03
XP010000 0 0 3.93940E-05
XS0N0000 0 0 2.62627E-05

```

```

XSIN0000 0 0 8.75423E-04
***** Input for cell burn-up calculation
25 1 1 1 0 0 0 0 0 10(0) / max 60 IBC : burnup control
* Power history is normalized to achieve exposure of sample fuel :
GWd/t
25(0.011811024) / Power (MW/cm)
* Exposure in unit : burn-up MWD/ton
1000 2000 3000 4000 5000 &
6000 8000 10000 12000 14000 &
16000 20000 24000 28000 32000 &
40000 48000 56000 64000 72000 &
80000 104000 128000 152000 176000 / MWD/ton
*****
*****
F198 /
CASE NAME
Integral PWR MOX fuel with 16% Pu pin cell problem 98 / TITLE
1 1 1 1 0 1 4 0 -2 1 1 0 0 0 1 0 1 0 0 1 /
SRAC CONTROL
1.09655E-03 /
GEOMETRICAL BUCKLING
5 / NMAT
FU41A010 0 8 772.039 0.81153 0.0 / 1. FUEL 4.55% ENRICH
XU050000 2 0 1.493437E-04
XU080000 2 0 2.059284E-02
XPU80000 2 0 1.301101E-04
XPU90000 2 0 1.428382E-03
XPU00000 2 0 6.788352E-04
XPU10000 2 0 3.535600E-04
XPU20000 2 0 2.375923E-04
XO060000 2 0 9.428266E-02
GA41A020 0 1 739.2093537 0.01651 0.0 / 2. GAP HELIUM
XHE40000 0 0 1.358223E-03
CL41A030 0 5 645.5721697 0.12192 0.0 / 3. CLADDING/GUIDE TUBE/CR
XZRN0000 0 0 4.232497E-02
XSNN0000 0 0 6.465578E-04
XFEN0000 0 0 8.620771E-05
XCRN0000 0 0 4.310385E-05
XNIN0000 0 0 3.017270E-06
MO41A040 0 2 557.039 0.437917 0.0 / 4. MODERATOR AND COOLANT
XH01H000 0 0 5.035633E-02
XO060000 0 0 2.517816E-02
SF41A050 0 8 557.039 0.08 0.0 / 5. STRUKTUR FA
XFEN0000 0 0 5.85614E-02
XC020000 0 0 2.62627E-05
XCRN0000 0 0 1.75085E-02
XMN50000 0 0 1.75085E-03
XNIN0000 0 0 8.75423E-03
XP010000 0 0 3.93940E-05
XS0N0000 0 0 2.62627E-05
XSIN0000 0 0 8.75423E-04
***** Input for cell burn-up calculation
25 1 1 1 0 0 0 0 0 10(0) / max 60 IBC : burnup control
* Power history is normalized to achieve exposure of sample fuel :
GWd/t
25(0.011811024) / Power (MW/cm)

```

```

* Exposure in unit : burn-up MWD/ton
1000    2000    3000    4000    5000    &
6000    8000    10000   12000   14000   &
16000   20000   24000   28000   32000   &
40000   48000   56000   64000   72000   &
80000   104000  128000  152000  176000 / MWD/ton
*****
*****
F287 /
CASE NAME
Integral PWR MOX fuel with 16% Pu pin cell problem 87 / TITLE
1 1 1 1 0 1 4 0 -2 1 1 0 0 0 1 0 1 0 0 1 /
SRAC CONTROL
1.09655E-03 /
GEOMETRICAL BUCKLING
7 / NMAT
FU12A010 0 15 772.039 0.81153 0.0 / 1. FUEL 4.95% ENRICH with 5%
Gd2O3
XU050000 2 0 1.471992E-04
XU080000 2 0 2.029713E-02
XPU80000 2 0 1.282417E-04
XPU90000 2 0 1.407871E-03
XPU00000 2 0 6.690872E-04
XPU10000 2 0 3.484829E-04
XPU20000 2 0 2.341805E-04
XGD20000 2 0 7.399832E-07
XGD40000 2 0 8.065817E-06
XGD50000 2 0 5.475876E-05
XGD60000 2 0 7.573728E-05
XGD70000 2 0 5.790368E-05
XGD80000 2 0 9.190591E-05
XGD00000 2 0 8.088016E-05
XO060000 2 0 3.291356E-01
GA12A020 0 1 739.2093537 0.01651 0.0 / 2. GAP HELIUM
XHE40000 0 0 1.358223E-03
CL12A030 0 5 645.5721697 0.12192 0.0 / 3. CLADDING/GUIDE TUBE/CR
XZRN0000 0 0 4.232497E-02
XSNN0000 0 0 6.465578E-04
XFEN0000 0 0 8.620771E-05
XCRN0000 0 0 4.310385E-05
XNIN0000 0 0 3.017270E-06
MO12A040 0 2 557.039 0.437917 0.0 / 4. MODERATOR AND COOLANT
XH01H000 0 0 5.035633E-02
XO060000 0 0 2.517816E-02
SF12A050 0 8 557.039 0.08 0.0 / 5. STRUKTUR FA
XFEN0000 0 0 5.85614E-02
XC020000 0 0 2.62627E-05
XCRN0000 0 0 1.75085E-02
XMN50000 0 0 1.75085E-03
XNIN0000 0 0 8.75423E-03
XP010000 0 0 3.93940E-05
XS0N0000 0 0 2.62627E-05
XSIN0000 0 0 8.75423E-04
MODEA0C0 0 2 557.039 0.437917 0.0 / 6. MODERATOR AND COOLANT
XH01H000 0 0 5.035633E-02
XO060000 0 0 2.517816E-02

```

```

REFL00R0 0 8 557.039 51.93782383 0.0 / 6. REFLEKTOR SS304L
XC020000 0 0 1.221101E-05
XSIN0000 0 0 4.361076E-04
XP010000 0 0 2.006095E-05
XS0N0000 0 0 1.308323E-05
XCRN0000 0 0 1.657209E-02
XMN50000 0 0 8.722152E-04
XFEN0000 0 0 6.057360E-02
XNIN0000 0 0 8.722152E-03
***** Input for cell burn-up calculation
25 1 1 1 0 0 0 0 0 10(0) / max 60 IBC : burnup control
* Power history is normalized to achieve exposure of sample fuel :
Gwd/t
25(0.011811024) / Power (MW/cm)
* Exposure in unit : burn-up MWD/ton
1000 2000 3000 4000 5000 &
6000 8000 10000 12000 14000 &
16000 20000 24000 28000 32000 &
40000 48000 56000 64000 72000 &
80000 104000 128000 152000 176000 / MWD/ton
*****
*****
F288 /
CASE NAME
Integral PWR MOX fuel with 16% Pu pin cell problem 88 / TITLE
1 1 1 1 0 1 4 0 -2 1 1 0 0 0 1 0 1 0 0 1 /
SRAC CONTROL
1.09655E-03 /
GEOMETRICAL BUCKLING
5 / NMAT
FU22A010 0 15 772.039 0.81153 0.0 / 1. FUEL 4.95% ENRICH with 5%
Gd2O3
XU050000 2 0 1.471992E-04
XU080000 2 0 2.029713E-02
XPU80000 2 0 1.282417E-04
XPU90000 2 0 1.407871E-03
XPU00000 2 0 6.690872E-04
XPU10000 2 0 3.484829E-04
XPU20000 2 0 2.341805E-04
XGD20000 2 0 7.399832E-07
XGD40000 2 0 8.065817E-06
XGD50000 2 0 5.475876E-05
XGD60000 2 0 7.573728E-05
XGD70000 2 0 5.790368E-05
XGD80000 2 0 9.190591E-05
XGD00000 2 0 8.088016E-05
XO060000 2 0 3.291356E-01
GA22A020 0 1 739.2093537 0.01651 0.0 / 2. GAP HELIUM
XHE40000 0 0 1.358223E-03
CL22A030 0 5 645.5721697 0.12192 0.0 / 3. CLADDING/GUIDE TUBE/CR
XZRN0000 0 0 4.232497E-02
XSNN0000 0 0 6.465578E-04
XFEN0000 0 0 8.620771E-05
XCRN0000 0 0 4.310385E-05
XNIN0000 0 0 3.017270E-06
MO22A040 0 2 557.039 0.437917 0.0 / 4. MODERATOR AND COOLANT

```

```

XH01H000 0 0 5.035633E-02
XO060000 0 0 2.517816E-02
SF22A050 0 8 557.039 0.08 0.0 / 5. STRUKTUR FA
XFEN0000 0 0 5.85614E-02
XC020000 0 0 2.62627E-05
XCRN0000 0 0 1.75085E-02
XMN50000 0 0 1.75085E-03
XNIN0000 0 0 8.75423E-03
XP010000 0 0 3.93940E-05
XS0N0000 0 0 2.62627E-05
XSIN0000 0 0 8.75423E-04
***** Input for cell burn-up calculation
25 1 1 1 0 0 0 0 0 10(0) / max 60 IBC : burnup control
* Power history is normalized to achieve exposure of sample fuel :
Gwd/t
25(0.011811024) / Power (MW/cm)
* Exposure in unit : burn-up MWD/ton
1000 2000 3000 4000 5000 &
6000 8000 10000 12000 14000 &
16000 20000 24000 28000 32000 &
40000 48000 56000 64000 72000 &
80000 104000 128000 152000 176000 / MWD/ton
*****
*****
F297 /
CASE NAME
Integral PWR MOX fuel with 16% Pu pin cell problem 97 / TITLE
1 1 1 1 0 1 4 0 -2 1 1 0 0 0 1 0 1 0 0 1 /
SRAC CONTROL
1.09655E-03 /
GEOMETRICAL BUCKLING
5 / NMAT
FU32A010 0 15 772.039 0.81153 0.0 / 1. FUEL 4.95% ENRICH with 5%
Gd2O3
XU050000 2 0 1.471992E-04
XU080000 2 0 2.029713E-02
XPU80000 2 0 1.282417E-04
XPU90000 2 0 1.407871E-03
XPU00000 2 0 6.690872E-04
XPU10000 2 0 3.484829E-04
XPU20000 2 0 2.341805E-04
XGD20000 2 0 7.399832E-07
XGD40000 2 0 8.065817E-06
XGD50000 2 0 5.475876E-05
XGD60000 2 0 7.573728E-05
XGD70000 2 0 5.790368E-05
XGD80000 2 0 9.190591E-05
XGD00000 2 0 8.088016E-05
XO060000 2 0 3.291356E-01
GA32A020 0 1 739.2093537 0.01651 0.0 / 2. GAP HELIUM
XHE40000 0 0 1.358223E-03
CL32A030 0 5 645.5721697 0.12192 0.0 / 3. CLADDING/GUIDE TUBE/CR
XZRN0000 0 0 4.232497E-02
XSNN0000 0 0 6.465578E-04
XFEN0000 0 0 8.620771E-05
XCRN0000 0 0 4.310385E-05

```

```

XNIN0000 0 0 3.017270E-06
MO32A040 0 2 557.039 0.437917 0.0 / 4. MODERATOR AND COOLANT
XH01H000 0 0 5.035633E-02
XO060000 0 0 2.517816E-02
SF32A050 0 8 557.039 0.08 0.0 / 5. STRUKTUR FA
XFEN0000 0 0 5.85614E-02
XC020000 0 0 2.62627E-05
XCRN0000 0 0 1.75085E-02
XMN50000 0 0 1.75085E-03
XNIN0000 0 0 8.75423E-03
XP010000 0 0 3.93940E-05
XS0N0000 0 0 2.62627E-05
XSIN0000 0 0 8.75423E-04
***** Input for cell burn-up calculation
25 1 1 1 0 0 0 0 0 10(0) / max 60 IBC : burnup control
* Power history is normalized to achieve exposure of sample fuel :
GWd/t
25(0.011811024) / Power (MW/cm)
* Exposure in unit : burn-up MWD/ton
1000 2000 3000 4000 5000 &
6000 8000 10000 12000 14000 &
16000 20000 24000 28000 32000 &
40000 48000 56000 64000 72000 &
80000 104000 128000 152000 176000 / MWD/ton
*****
*****
F298 /
CASE NAME
Integral PWR MOX fuel with 16% Pu pin cell problem 98 / TITLE
1 1 1 1 0 1 4 0 -2 1 1 0 0 0 1 0 1 0 0 1 /
SRAC CONTROL
1.09655E-03 /
GEOMETRICAL BUCKLING
5 / NMAT
FU42A010 0 15 772.039 0.81153 0.0 / 1. FUEL 4.95% ENRICH with 5%
Gd2O3
XU050000 2 0 1.471992E-04
XU080000 2 0 2.029713E-02
XPU80000 2 0 1.282417E-04
XPU90000 2 0 1.407871E-03
XPU00000 2 0 6.690872E-04
XPU10000 2 0 3.484829E-04
XPU20000 2 0 2.341805E-04
XGD20000 2 0 7.399832E-07
XGD40000 2 0 8.065817E-06
XGD50000 2 0 5.475876E-05
XGD60000 2 0 7.573728E-05
XGD70000 2 0 5.790368E-05
XGD80000 2 0 9.190591E-05
XGD00000 2 0 8.088016E-05
XO060000 2 0 3.291356E-01
GA42A020 0 1 739.2093537 0.01651 0.0 / 2. GAP HELIUM
XHE40000 0 0 1.358223E-03
CL42A030 0 5 645.5721697 0.12192 0.0 / 3. CLADDING/GUIDE TUBE/CR
XZRN0000 0 0 4.232497E-02
XSNN0000 0 0 6.465578E-04

```

```

XFEN0000 0 0 8.620771E-05
XCRN0000 0 0 4.310385E-05
XNIN0000 0 0 3.017270E-06
MO42A040 0 2 557.039 0.437917 0.0 / 4. MODERATOR AND COOLANT
XH01H000 0 0 5.035633E-02
XO060000 0 0 2.517816E-02
SF42A050 0 8 557.039 0.08 0.0 / 5. STRUKTUR FA
XFEN0000 0 0 5.85614E-02
XC020000 0 0 2.62627E-05
XCRN0000 0 0 1.75085E-02
XMN50000 0 0 1.75085E-03
XNIN0000 0 0 8.75423E-03
XP010000 0 0 3.93940E-05
XS0N0000 0 0 2.62627E-05
XSIN0000 0 0 8.75423E-04
***** Input for cell burn-up calculation
25 1 1 1 0 0 0 0 0 10(0) / max 60 IBC : burnup control
* Power history is normalized to achieve exposure of sample fuel :
Gwd/t
25(0.011811024) / Power (MW/cm)
* Exposure in unit : burn-up MWD/ton
1000 2000 3000 4000 5000 &
6000 8000 10000 12000 14000 &
16000 20000 24000 28000 32000 &
40000 48000 56000 64000 72000 &
80000 104000 128000 152000 176000 / MWD/ton
*****
*****

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

```


B. Kode *input* HIST-COREBN untuk membuat file tampak lintang yang digunakan untuk COREBN dalam format macroPS

```
#!/bin/csh
#
#####
#
#   <<   run HIST of COREBN   >>
#
#####
#   PDStoPS : Convert PDS macro xs to PS file for COREBN
#####
#
# Fortran logical unit usage for HIST
#
#       [ ]:important files for users.
#
#   1   binary      scratch unit
# [ 5]   text:80     standard input
# [ 6]   text:137    standard output
# [ ?]   binary      device numbers for history files depend on input
data.
#
#               use 10-20th devices for hisitory files.
#               final history file should be kept(ex. in 20th
device).
# 49   binary      device internally used to access PDS(MACRO) file
# 50   text:80     scratch unit for input dump(DTLIST)
# 51   text:100    work file to store directory name and member list
#               of MACRO PDS file. It is generated by this shell
script.
# 52   text:80     mass and default nuclide table
# [90]  binary      PS converted MACRO PDS by option
#               device numbers for PS MACRO depend on input data
in option-99.
#               usually use 90th devices and used in COREBN code.
# 97   text:137    scratch unit for message of PDS utility
#
#=====
=====
#
#       alias  mkdir  mkdir
#       alias  cat    cat
#       alias  ls      ls
#       alias  echo    echo
#       alias  rm      rm
#       alias  cd      cd
#
#=====
#               Set               by               user
=====
#
# LMN      : load module name of HIST
# ODR      : directory name in which output data will be stored
# IDR      : directory name in which input data(case.inp) is located
# XDR      : directory name of MACRO PDS file
# HTO      : directory name and file name of old history
```

```

#           (not necessary if initialization)
# HTN      : directory name and file name of new history
# PSX      : directory name and file name of PS converted MACRO
#           to be made by option-99
# CASE     : case name which is referred as names of output files
# WKDR     : directory name in which scratch PS files will be made
and deleted
#
#
# set HOME = E:/SRAC2006/home/harunardi
# set CRBN_DIR = $HOME/COREBN
# set IO_DIR = $HOME/SKRIPSI/varrefl1
# set LMN   = HIST.100m
# set ODR   = $IO_DIR/outp
# set XDR   = $IO_DIR/macroPDS
# set HTO   =
# set HTN   =
# set PSX   = $IO_DIR/macroPS.dat
# set CASE  = PDStoPS
#
#===== Change if you like
=====
#
# set LM     = $CRBN_DIR/bin/$LMN
# set TAB    = $CRBN_DIR/lib/standard
# set DATE   = `date +%Y.%m.%d.%H.%M.%S`
# set WKDR   = $IO_DIR/HISTtmp.$CASE.$DATE
# mkdir $WKDR
#
# set OUTLST = $ODR/$CASE.$DATE.HFT06
# setenv fu10 $HTO
# setenv fu20 $HTN
# setenv fu52 $TAB
# setenv fu90 $PSX
#
#===== Generate a member list file for PDStoPS
=====
#
# echo $XDR > $WKDR/tmp.$DATE
# cd $XDR
# ls -l ???????? >> $WKDR/tmp.$DATE
# ls -l ????[AFD]??? >> $WKDR/tmp.$DATE
# setenv fu51 $WKDR/tmp.$DATE
#
#===== Exec HIST code with the following input data
=====
#
# cd $WKDR
# cat - << END_DATA | $LM >& $OUTLST
# 99 0 90 / PDS to PS by 99-option, PS-XS will be stored in 90th
# File
# END_DATA
#
#===== Remove temporary file
=====
#

```

```
cd $IO_DIR  
rm -r $WKDR
```

C. Kode *input* HIST-COREBN untuk mendaftarkan dan menginisiasi komponen teras reaktor

```
#!/bin/csh
#
#####
#
#   <<   run HIST of COREBN   >>
#
#####
#   HTinit : Initialization of a History File
#####
#
# Fortran logical unit usage for HIST
#
#       [ ]:important files for users.
#
#   1   binary      scratch unit
# [ 5]   text:80     standard input
# [ 6]   text:137    standard output
# [ ?]   binary      device numbers for history files depend on input
data.
#
#               use 10-20th devices for hisitory files.
#
#               final history file should be kept(ex. in 20th
device).
# 49   binary      device internally used to access PDS(MACRO) file
# 50   text:80     scratch unit for input dump(DTLIST)
# 51   text:100    work file to store directory name and member list
#
#               of MACRO PDS file. It is generated by this shell
script.
# 52   text:80     mass and default nuclide table
# [90]  binary      PS converted MACRO PDS by option
#
#               device numbers for PS MACRO depend on input data
in option-99.
#
#               usually use 90th devices and used in COREBN code.
# 97   text:137    scratch unit for message of PDS utility
#
```

```

#=====
=====
#
    alias  mkdir  mkdir
    alias  cat    cat
    alias  ls     ls
    alias  echo   echo
    alias  rm     rm
    alias  cd     cd
#
#=====          Set          by          user
=====
#
# LMN      : load module name of HIST
# ODR      : directory name in which output data will be stored
# IDR      : directory name in which input data(case.inp) is located
# XDR      : directory name of MACRO PDS file
# HTO      : directory name and file name of old history
#           (not necessary if initialization)
# HTN      : directory name and file name of new history
# PSX      : directory name and file name of PS converted MACRO
#           to be made by option-99
# CASE     : case name which is referred as names of output files
# WKDR     : directory name in which scratch PS files will be made
and deleted
#
    set HOME = E:/SRAC2006/home/harunardi
    set CRBN_DIR = $HOME/COREBN
    set IO_DIR = $HOME/SKRIPSI/varrefl1
    set LMN  = HIST.100m
    set ODR  = $IO_DIR/outp
    set XDR  = $IO_DIR/macroPDS
    set HTO  =
    set HTN  = $IO_DIR/outp/HIST.B01C
    set PSX  = $IO_DIR/macroPS.dat
    set CASE = HTinitvarrefl1
#

```

```

#=====          Change          if          you          like
=====

#
  set LM    = $CRBN_DIR/bin/$LMN
  set TAB   = $CRBN_DIR/lib/standard
  set DATE  = `date +%Y.%m.%d.%H.%M.%S`
  set WKDR  = $HOME/HISTtmp.$CASE.$DATE
  mkdir $WKDR

#
  set OUTLST = $ODR/$CASE.$DATE.HFT06
# setenv fu10 $HTO
  setenv fu20 $HTN
  setenv fu52 $TAB
# setenv fu90 $PSX
#
#=====          Generate a member list file for PDStoPS
=====

#
  echo $XDR > $WKDR/tmp.$DATE
  cd $XDR
# ls -l ???????? >> $WKDR/tmp.$DATE
  ls -l ????[AFD]??? >> $WKDR/tmp.$DATE
  setenv fu51 $WKDR/tmp.$DATE
#
#=====          Exec HIST code with the following input data
=====

#
cd $WKDR
cat - << END_DATA | $LM >& $OUTLST
*-----1-----2-----3-----4-----5-----6-----
---7---
1   0  10   / Block-1-1 IMOD NHIS1 NHIS2
Integral PWR 3-Dimensional (XYZ) Core
Full Core, Square Asssembly, UO2, Gd2O3
11  11  11  8  4  70  7  / Block-1-3; 13 13 8 disesuaikan dengan
pembagian FA di CITATION
  6  3  7(8)  3  6  / Block-1-4
14.0000  7.24044  7(21.50364)  7.24044  14.0000  / Block-1-5

```

```

6 3 7(8) 3 6 / Block-1-4
14.0000 7.24044 7(21.50364) 7.24044 14.0000 / Block-1-5
2 1 4(8) 1 2 / Block-1-8
12.5000 7.25000 4(50.00000) 7.2500 12.5000 / Block-1-9
MODEA0C0 0 / 4. Moderator Water
REFL00R0 0 / 7. Reflektor Karbon
F2XXAX10 1 / 2. Fuel 4.95% with Gd2O3 5%
F1XXAX10 1 / 1. Fuel 4.55%
XU04 XU05 XU06 XU07 XU08 XNP7 XNP9 XPU8 XPU9 XPU0
XPU1 XPU2 XAM1 XAMG XAMM XAM3 XCM2 XCM3 XCM4 XCM5
XCM6
XKR3 XZR5 XNB5 XMO5 XTC9 XRU1 XRU3 XRH3 XRH5 XPD5
XPD7 XPD8 XAG7 XAG9 XI05 XXE1 XXE3 XXE5 XCS3 XCS4
XCS5 XCS7 XBA0 XLA0 XPR3 XND3 XND5 XND7 XND8 XPM7
XPMM XPMG XPM9 XSM7 XSM8 XSM9 XSM0 XSM1 XSM2 XEU3
XEU4 XEU5 XEU6 XGD4 XGD5 XGD6 XGD7 XGD8 XGD0 / Block-1-11
Dep.Nuclide
XU05 XU06 XU08 XPU9 XPU0 XPU1 XPU2 / Block-1-12
Heavy Metal
*****
*****
2 10 11 / Block-2-1
1 / Block-2-2 : Registration of Fuel Element UO2
FUELTYP1 8 4 / Block-2-3-1
4(23120.32666248) / Block-2-3-2; 21.50364 cm*21.50364 cm*50 cm
28(0.0) / Block-2-3-3 7 Heavy Metals * 4 Nodes
REFL00R0 MODEA0C0 F1XXAX10 F1XXAX10 &
F1XXAX10 F1XXAX10 MODEA0C0 REFL00R0 / Block-2-3-4
1 / Block-2-2 : Registration of Fuel Element UO2
with Gd2O3
FUELTYP2 8 4 / Block-2-3-1; FA2
4(23120.32666248) / Block-2-3-2; 21.50364 cm*21.50364 cm*50 cm
28(0.0) / Block-2-3-3; FA 2 7 Heavy Metals * 4 Nodes
REFL00R0 MODEA0C0 F2XXAX10 F2XXAX10 &
F2XXAX10 F2XXAX10 MODEA0C0 REFL00R0 / Block-2-3-4; FA 2
0 / End of Block-2
*****
*****

```

```

3  11  12          /  Block-3-1   : Registration of Non-Fuel Element
Type
1
REFL-TOP  1
REFL00R0
1              /  Block-3-2   :
REFLCORE  8    /  Reflektor Karbon
8 (REFL00R0)
1
REFL-BOT  1
REFL00R0
0          /  End of Block-3
*****
*****
4  12  20          /  Block-4-1   : Registration of Individual Fuel
Element
1              /  Block-4-2
FUE1-001    FUELTP1    0    0    2(0.0)          /  Block-4-3-1
4 (0.0 0.0)    /  Block-4-3-2 NRK1 block 2-3-2
*XU04 XU05 XU06 XU07 XU08 2(XXXX) XPU8 XPU9 XPU0 60(XXXX)
0.0  1.493437E-04  0.0  0.0  2.059284E-02  2(0.0)  1.301101E-04
1.428382E-03  6.788352E-04  3.535600E-04  2.375923E-04  58(0.0)
0.0  1.493437E-04  0.0  0.0  2.059284E-02  2(0.0)  1.301101E-04
1.428382E-03  6.788352E-04  3.535600E-04  2.375923E-04  58(0.0)
0.0  1.493437E-04  0.0  0.0  2.059284E-02  2(0.0)  1.301101E-04
1.428382E-03  6.788352E-04  3.535600E-04  2.375923E-04  58(0.0)
0.0  1.493437E-04  0.0  0.0  2.059284E-02  2(0.0)  1.301101E-04
1.428382E-03  6.788352E-04  3.535600E-04  2.375923E-04  58(0.0)
FUE1-002    FUELTP1    1    1    2(0.0)          /  Block-4-3-1
FUE1-003    FUELTP1    1    1    2(0.0)
FUE1-004    FUELTP1    1    1    2(0.0)
FUE1-005    FUELTP1    1    1    2(0.0)
FUE1-006    FUELTP1    1    1    2(0.0)
FUE1-007    FUELTP1    1    1    2(0.0)
FUE1-008    FUELTP1    1    1    2(0.0)
FUE1-009    FUELTP1    1    1    2(0.0)
FUE1-010    FUELTP1    1    1    2(0.0)
FUE1-011    FUELTP1    1    1    2(0.0)

```


FUEL-012	FUELTP1	1	1	2(0.0)							
FUEL-013	FUELTP1	1	1	2(0.0)							
FUEL-014	FUELTP1	1	1	2(0.0)							
FUEL-015	FUELTP1	1	1	2(0.0)							
FUEL-016	FUELTP1	1	1	2(0.0)							
FUEL-017	FUELTP1	1	1	2(0.0)							
FUEL-018	FUELTP1	1	1	2(0.0)							
FUEL-019	FUELTP1	1	1	2(0.0)							
FUEL-020	FUELTP1	1	1	2(0.0)							
FUEL-021	FUELTP1	1	1	2(0.0)							
FUEL-022	FUELTP1	1	1	2(0.0)							
FUEL-023	FUELTP1	1	1	2(0.0)							
FUEL-001	FUELTP2	0	0	2(0.0)	/	Block-4-3-1					
4(0.0 0.0)	/	Block-4-3-2	NRK1	block	2-3-2						
*XU04	XU05	XU06	XU07	XU08	59(XXXX)	XGD4	XGD5	XGD6	XGD7	XGD8	XGD0
0.0	1.471992E-04	0.0	0.0	2.029713E-02	2(0.0)	1.282417E-04					
1.407871E-03	6.690872E-04	3.484829E-04	2.341805E-04	52(0.0)							
8.065817E-06	5.475876E-05	7.573728E-05	5.790368E-05								
9.190591E-05											
8.088016E-05											
0.0	1.471992E-04	0.0	0.0	2.029713E-02	2(0.0)	1.282417E-04					
1.407871E-03	6.690872E-04	3.484829E-04	2.341805E-04	52(0.0)							
8.065817E-06	5.475876E-05	7.573728E-05	5.790368E-05								
9.190591E-05											
8.088016E-05											
0.0	1.471992E-04	0.0	0.0	2.029713E-02	2(0.0)	1.282417E-04					
1.407871E-03	6.690872E-04	3.484829E-04	2.341805E-04	52(0.0)							
8.065817E-06	5.475876E-05	7.573728E-05	5.790368E-05								
9.190591E-05											
8.088016E-05											
0.0	1.471992E-04	0.0	0.0	2.029713E-02	2(0.0)	1.282417E-04					
1.407871E-03	6.690872E-04	3.484829E-04	2.341805E-04	52(0.0)							
8.065817E-06	5.475876E-05	7.573728E-05	5.790368E-05								
9.190591E-05											
8.088016E-05											
0.0	1.471992E-04	0.0	0.0	2.029713E-02	2(0.0)	1.282417E-04					
1.407871E-03	6.690872E-04	3.484829E-04	2.341805E-04	52(0.0)							
8.065817E-06	5.475876E-05	7.573728E-05	5.790368E-05								
9.190591E-05											
8.088016E-05											
0.0	1.471992E-04	0.0	0.0	2.029713E-02	2(0.0)	1.282417E-04					
1.407871E-03	6.690872E-04	3.484829E-04	2.341805E-04	52(0.0)							
8.065817E-06	5.475876E-05	7.573728E-05	5.790368E-05								
9.190591E-05											
8.088016E-05											
0.0	1.471992E-04	0.0	0.0	2.029713E-02	2(0.0)	1.282417E-04					
1.407871E-03	6.690872E-04	3.484829E-04	2.341805E-04	52(0.0)		</					

```

      8.088016E-05
FUE2-002      FUELTP2      1      1      2(0.0)      /   Block-4-3-1
FUE2-003      FUELTP2      1      1      2(0.0)
FUE2-004      FUELTP2      1      1      2(0.0)
FUE2-005      FUELTP2      1      1      2(0.0)
FUE2-006      FUELTP2      1      1      2(0.0)
FUE2-007      FUELTP2      1      1      2(0.0)
FUE2-008      FUELTP2      1      1      2(0.0)
FUE2-009      FUELTP2      1      1      2(0.0)
FUE2-010      FUELTP2      1      1      2(0.0)
FUE2-011      FUELTP2      1      1      2(0.0)
FUE2-012      FUELTP2      1      1      2(0.0)
FUE2-013      FUELTP2      1      1      2(0.0)
FUE2-014      FUELTP2      1      1      2(0.0)
                                0      0      0.0      0.0      /   End of Block-4
0      0      0      /   End of All
END_DATA
#
#===== Remove temporary file =====
#
      cd $HOME
      rm -r $WKDR

```

D. Kode *input* untuk memulai perhitungan *burnup* teras reaktor

```
#!/bin/csh
#
#####
#
#   <<   run COREBN   >>
#
#####
#   CRBNgo : Execute COREBN (1 tahun pertama)
#####
#
# Fortran logical unit usage for COREBN
#
#       [ ]:important files for users.
#
#   1   binary    scratch unit
#   2   binary    scratch unit
#   3   binary    scratch unit
# [ 5]  text:80    standard input
# [ 6]  text:137   standard output, message from COREBN
# [ 9]  binary     flux map file by option
#  10   binary     scratch unit
#  11   binary     scratch unit
# [13]  binary      restart file(with 98th file) for CITATION by
option
#  14   binary     scratch unit
#  15   binary     scratch unit for equation constants
#
#                high speed I/O unit is effective if possible
#  16   binary     scratch unit
#  18   binary     scratch unit
#  19   binary     scratch unit
#  26   binary     scratch unit
#  31   text:80    scratch unit
# [32]  binary     power density map file by option
#  50   text:80    scratch unit
#  89   binary     scratch unit
# [90]  binary     PS converted MACRO PDS file (read only)
```

```

# 91  text:80  scratch unit
# [92] binary  old history file to be read (read only)
# [93] binary  new history file to be written
# 94  text:80  scratch unit
# 95  text:80  scratch unit
# 96  binary   scratch unit
# 97  binary   scratch unit
# [98] binary  restart file(with 13th file) for COREBN by option
# [99] text:137 calculated results
#
#=====
=====
#
    alias  mkdir mkdir
    alias  cat   cat
    alias  rm    rm
    alias  cd    cd
#
#=====                               Set               by               user
=====
#
# LMN      : load module name of COREBN
# ODR      : directory name in which all output data will be stored
# HTO      : directory and file name of old history (read only)
# HTN      : directory and file name of new history
# PSX      : directory and file name of PS converted MACRO (read
only)
# CASE     : case name which is referred as names of output files
# WKDR     : directory name in which scratch PS files will be made
and deleted
#
    set HOME = E:/SRAC2006/home/harunardi
    set CRBN_DIR = $HOME/COREBN
    set IO_DIR = $HOME/SKRIPSI/varrefl1
    set LMN    = CRBN.100m
    set ODR    = $IO_DIR/outp
    set HTO    = $ODR/HIST.BO1C
    set HTN    = $ODR/HIST.EO1C

```

```

set PSX = $IO_DIR/macroPS.dat
set CASE = CRBNgo01

#
#===== Change if you like
=====
#
set LM = $CRBN_DIR/bin/$LMN
set DATE = `date +%Y.%m.%d.%H.%M.%S`
set WKDR = $HOME/CRBNtmp.$CASE.$DATE
mkdir $WKDR

#
set OUTLST = $ODR/$CASE.$DATE.CFT06
setenv fu99 $ODR/$CASE.$DATE.CFT99
setenv fu90 $PSX
setenv fu92 $HTO
setenv fu93 $HTN
# setenv fu09 $ODR/$CASE.FLUX.dat
# setenv fu32 $ODR/$CASE.POWR.dat
# setenv fu13 $ODR/$CASE.REST1.dat
# setenv fu98 $ODR/$CASE.REST2.dat
#
#===== Exec COREBN code with the following input data
=====
#
cd $WKDR
cat - << END_DATA | $LM >& $OUTLST
*-----1-----2-----3-----4-----5-----6-----
---7--
** Control data
*****
3-D X-Y-Z Integral PWR Benchmark Full Core Burnup Calculation
Cycle No. : 1
1 1 37 0 17 010101 020101 0 0 4 1 0 1 1 772.039 557.039
0 1 24 96 120 2(240) 10(720) 846 / Block-3 : Period
(hour) 8766 1 4383 1/2 2922 1/3
18(160.0) / Block-4 : Power (MWt)
** Loading of fuel elements
*****

```

FUE1-001	6	6	3	3	1	-1	0	0	/	Block-5-1
FUE1-002	5	5	4	4	1	-1	0	0		
FUE1-003	6	6	4	4	1	-1	0	0		
FUE1-004	7	7	4	4	1	-1	0	0		
FUE1-005	3	3	5	5	1	-1	0	0		
FUE1-006	4	4	5	5	1	-1	0	0		
FUE1-007	6	6	5	5	1	-1	0	0		
FUE1-008	8	8	5	5	1	-1	0	0		
FUE1-009	9	9	5	5	1	-1	0	0		
FUE1-010	4	4	6	6	1	-1	0	0		
FUE1-011	5	5	6	6	1	-1	0	0		
FUE1-012	6	6	6	6	1	-1	0	0		
FUE1-013	7	7	6	6	1	-1	0	0		
FUE1-014	8	8	6	6	1	-1	0	0		
FUE1-015	3	3	7	7	1	-1	0	0		
FUE1-016	4	4	7	7	1	-1	0	0		
FUE1-017	6	6	7	7	1	-1	0	0		
FUE1-018	8	8	7	7	1	-1	0	0		
FUE1-019	9	9	7	7	1	-1	0	0		
FUE1-020	5	5	8	8	1	-1	0	0		
FUE1-021	6	6	8	8	1	-1	0	0		
FUE1-022	7	7	8	8	1	-1	0	0		
FUE1-023	6	6	9	9	1	-1	0	0		
FUE2-001	5	5	3	3	1	-1	0	0		
FUE2-002	7	7	3	3	1	-1	0	0		
FUE2-003	4	4	4	4	1	-1	0	0		
FUE2-004	8	8	4	4	1	-1	0	0		
FUE2-005	5	5	5	5	1	-1	0	0		
FUE2-006	7	7	5	5	1	-1	0	0		
FUE2-007	3	3	6	6	1	-1	0	0		
FUE2-008	9	9	6	6	1	-1	0	0		
FUE2-009	5	5	7	7	1	-1	0	0		
FUE2-010	7	7	7	7	1	-1	0	0		
FUE2-011	4	4	8	8	1	-1	0	0		
FUE2-012	8	8	8	8	1	-1	0	0		
FUE2-013	5	5	9	9	1	-1	0	0		
FUE2-014	7	7	9	9	1	-1	0	0		

** loading of non-fuel elements

MODEA0C0 / Block-7-1 : Background Material coolant

REFL-TOP

2	10	2	2	1
2	4	3	3	1
8	10	3	3	1
2	3	4	4	1
9	10	4	4	1
2	2	5	7	1
10	10	5	7	1
2	3	8	8	1
9	10	8	8	1
2	4	9	9	1
8	10	9	9	1
2	10	10	10	1
0	0	0	0	0

REFLCORE / Block-7-2

1	11	1	1	1	/ Block-7-3
1	1	2	2	1	
11	11	2	2	1	
1	1	3	3	1	
11	11	3	3	1	
1	1	4	4	1	
11	11	4	4	1	
1	1	5	5	1	
11	11	5	5	1	
1	1	6	6	1	
11	11	6	6	1	
1	1	7	7	1	
11	11	7	7	1	
1	1	8	8	1	
11	11	8	8	1	
1	1	9	9	1	
11	11	9	9	1	
1	1	10	10	1	
11	11	10	10	1	
1	11	11	11	1	

```

    0 0 0 0 0 / End of Block-7-3
REFL-BOT
    2 10 2 2 -6
    2 4 3 3 -6
    8 10 3 3 -6
    2 3 4 4 -6
    9 10 4 4 -6
    2 2 5 7 -6
    10 10 5 7 -6
    2 3 8 8 -6
    9 10 8 8 -6
    2 4 9 9 -6
    8 10 9 9 -6
    2 10 10 10 -6
    0 0 0 0 0

/ End of Block-7
** Input for CITATION
*****
*-1--2--3--4--5--6--7--8--9-10-11-12-13-14-15-16-17-18-19-20-21-
22-23-24
001* NGC IEDG ITMX GLIM
    0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 1 0 0 0
0 0
    1 0 0 0 0 0 0 0 1 0 0 0 1 0 0 0 0 0 0 0 0 0
0 1
    900 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0300 0 0 0 0
0 0
*-1-----E9--2-----E9--3-----E9--4-----E9--5-----E9--6---
----E9
    1.5      0.001      0.0      0.0      0.0
0.0
003* NUAC EPSI XMIS
    0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0
1 0
    0.001    0.0001    0.0      0.0      0.0      0.0
* Flux and power density are normalized to core power : XXX0MWt*full
core

```



```
0.0          0.0          160.0          1.0          1.0
0.0
999
END_DATA
#
#=====          Remove          scratch          PS          files
=====
#
    cd $HOME
    rm -r $WKD
```