

LAPORAN AKHIR
PENELITIAN UNGGULAN KOMPETITIF
UNIVERSITAS SRIWIJAYA

**PENGEMBANGAN SISTEM KOMPUTASI UNTUK DESAIN DAN
OPTIMASI BURNUP GCFR-600 MWt DENGAN
THORIUM-URANIUM MIXED FUEL**



Peneliti Utama : Dr. Menik Ariani, M.Si/ NIDN. 0025117201
Anggota : Dr. Fiber Monado, M.Si / NIDN. 0023027001
Akmal Johan, S.Si.,M.Si / NIDN. 0021127309

Dibiayai oleh:
Anggaran DIPA Badan Layanan Umum
Universitas Sriwijaya tahun anggaran 2019
No. SP DIPA-042.01.2.400953/2019, tanggal 05 Desember 2018
Sesuai dengan SK Rektor Penelitian Unggulan Kompetitif
Nomor: 0015/UN9/SK.LP2M.PT/2019
Tanggal 21 Juni 2019

UNIVERSITAS SRIWIJAYA
JURUSAN FISIKA
FAKULTAS MATEMATIKA DAN ILMU PENGETAHUAN
NOVEMBER, 2019

HALAMAN PENGESAHAN

- Judul Penelitian : Pengembangan Sistem Komputasi Untuk Desain Dan Optimasi Burnup GCFR-600 MWt Dengan *Thorium-Uranium Mixed Fuel*
- Bidang Penelitian : Ilmu MIPA
- Ketua Peneliti:
- Nama Lengkap : Dr. Menik Ariani, S.Si., M.Si
 - Jenis Kelamin :
 - NIP : 0025117201
 - Pangkat dan Golongan : Penata / III c
 - Jabatan Struktural : -
 - Jabatan Fungsional : Lektor
 - Perguruan Tinggi : Universitas Sriwijaya
 - Fakultas/Jurusan : Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam / Fisika
 - Alamat Kantor : Jl Palembang Prabumulih km 32 Indralaya Ogan Ilir
 - Telepon/Fax : 0711-580743
 - Alamat Rumah : jl Enim No. 4 Demang Lebar Daun Palembang
 - Telepon/HP/Fax/E-mail : 081373101248 / menikariani@gmail.com
- Jangka Waktu Penelitian : 2 tahun
- Biaya Tahun Pertama : Rp 51.629.000 (*limapuluh satu juta enamratus duapuluh sembilan ribu rupiah*)

Mengetahui,
Dekan FMIPA





Prof. Dr. Iskhaq Iskandar, M.Sc
NIP. 197210041997021001

Indralaya, 25 November 2019
Ketua Peneliti,



Dr. Menik Ariani, M.Si
NIP. 197211252000122001

Menyetujui,
Ketua Lembaga Penelitian dan Pengabdian Masyarakat
Universitas Sriwijaya



Prof. Drs. Tatang Suhery, M.A, Ph.D.
NIP. 195004121984031002

I. Identitas Penelitian

1. Judul Usulan : Pengembangan Sistem Komputasi Untuk Desain Dan Optimasi Burnup GCFR-600 MWt Dengan *Thorium-Uranium Mixed Fuel*
2. Ketua Peneliti :
 - a. Nama lengkap : Dr. Menik Ariani, M.Si
 - b. Bidang Keahlian : Fisika Reaktor
 - c. H-Index Scopus : 4
3. Anggota Peneliti

No.	Nama dan Gelar	Keahlian	Institusi	Waktu (jam/mg)
1.	Dr. Fiber Monado, M.Si H-Index Scopus: 4	Fisika Reaktor	Univ. Sriwijaya	25
2.	Akmal Johan, S.Si.,M.Si.	Fisika Teori Material	Univ. Sriwijaya	25

4. Isu strategis :
 - keterbatasan sumber energi yang berasal dari fosil yaitu minyak bumi dan batubara, serta pemanfaatan energi nuklir sebagai sumber energi baru.
 - analisis neutronik pada bahan mix thorium-uranium untuk mengkaji potensinya sebagai *fuel cell* (sel bahan bakar)
 - potensi thorium dan uranium alam (tanpa pengayaan) sebagai bahan bakar melalui mekanisme *breed and burn*.
 - Kode komputer sebagai sistem untuk menganalisa secara neutronik desain dan optimasi burnup reaktor yang memenuhi standar keselamatan tinggi
5. Topik Penelitian: Pengembangan Sistem Komputasi Terintegrasi untuk Desain dan Optimasi Burnup Gas Cooled Fast Reactor menggunakan Bahan Bakar Mix Thorium-Uranium
6. Objek penelitian (jenis material yang akan diteliti dan segi penelitian): kode komputer dan sistem komputasi yang dapat digunakan untuk menganalisa desain serta optimasi skema burnup dari reaktor cepat yang memenuhi kriteria keselamatan tinggi, ekses reaktivitas kecil dan distribusi daya yang merata
7. Lokasi penelitian: Lab. Fisika Komputasi Jurusan Fisika Universitas Sriwijaya dan Lab. Fisika Nuklir Institut Teknologi Bandung.
8. Hasil yang ditargetkan:
 - kode komputer terintegrasi untuk analisis desain dan optimasi burnup bahan bakar pada reaktor cepat berbasis bahan bakar *thorium-uranium mixed*
 - 1 makalah hasil penelitian yang dipublikasikan dalam jurnal internasional
 - 1 bahan ajar yang mendukung matakuliah Pengantar Fisika Reaktor
9. Institusi lain yang terlibat: Program Studi Fisika Institut Teknologi Bandung
10. Sumber biaya lain: -

ABSTRAK

Pengembangan Sistem Komputasi Untuk Desain Dan Optimasi Burnup GCFR-600 MWt Dengan Thorium-Uranium Mixed Fuel

Energi nuklir merupakan sumber energi baru yang dapat dijadikan alternatif dalam penyediaan sumber listrik di Indonesia. Penggunaan energi ini menjaga udara tetap bersih karena tidak menghasilkan polusi udara penyebab efek rumah kaca. Desain reaktor ini harus memenuhi persyaratan fundamental seperti *burnup* bahan bakar, reaktivitas stabil dan mampu memenuhi batas-batas keselamatan. Simulasi rinci dari hasil desain beserta analisis kecelakaan reaktor sangat kompleks karena melibatkan sejumlah persamaan matematika. Untuk itu diperlukan sumber daya komputasi yang dapat membantu mewujudkan desain reaktor yang memenuhi kriteria sesuai standar keselamatan.

Penelitian ini menghasilkan sejumlah kode komputer terintegrasi (dibangun dari bahasa pemrograman Fortran, C dan *C-shell*) yang dapat digunakan untuk menentukan parameter survey dari suatu desain teras reaktor cepat berpendingin helium. Bagian pertama kode terkait dengan perhitungan fluks neutron serta faktor penyusutan sel bahan bakar. Bagian kedua terkait penyelesaian persamaan difusi multigrup untuk penentuan parameter survey teras reaktor. Terkait aspek keselamatan, kode program berikutnya ditujukan untuk analisis kecelakaan yang dilakukan berdasarkan penyelesaian persamaan kesetimbangan fluks neutron dalam teras reaktor. Ketiga bagian kode program ini dirancang saling berhubungan, sehingga pada akhirnya dapat terwujud sistem komputasi untuk analisis neutronik reaktor termal berukuran kecil, berumur panjang dengan mekanisme *breed-burn* berbasis bahan bakar thorium dan uranium alam.

Strategi penyusunan bahan bakar mengikuti skema *Modified CANDLE*, yang membagi teras aktif menjadi beberapa *region* arah aksial. Bahan bakar thorium alam awalnya dimasukkan ke dalam *region-1*, setelah satu siklus *burnup* dilakukan pergeseran ke *region-2* dan *region-1* akan diisi kembali oleh bahan bakar segar. Konsep pergeserannya: *region-i* ke *region-(i+1)* setelah akhir siklus *burnup*. Dengan strategi *burnup* ini reaktor dapat terus beroperasi dengan hanya penambahan thorium alam sebagai input bahan bakarnya. Survey parameter meliputi faktor kritikalitas, rasio konversi bahan fisil/fertil, efisiensi *burnup*, serta pemerataan distribusi daya melalui optimasi susunan dan komposisi sel bahan bakar penyusun teras reaktor.

Kata kunci: energi, reaktor, komputasi, *breed-burn*, thorium

JUDUL PENELITIAN :

Pengembangan Sistem Komputasi Untuk Desain Dan Optimasi Burnup GCFR-600 MWt Dengan Thorium-Uranium Mixed Fuel
--

A. TENAGA PENELITI

No.	Nama dan Keahlian	Gelar Kesarjanaan	Tugas yang telah diselesaikan	Pria/Wanita Alokasi Waktu	Unit Kerja Lembaga
1.	Menik Ariani (Fisika Reaktor)	S3	instalasi software program analisa neutronik, pembuatan file input beberapa desain reaktor	Wanita / 40 jam-minggu	Fisika
3	Fiber Monado (Fisika Reaktor)	S3	Desain sel bahan bakar dan analisa neutronik desain teras	Pria /25 jam per-minggu	Fisika
2.	Akmal Johan (Fisika teori material)	S2	Kajian literatur persamaan transport neutron dan metode probabilitas tumbukan	Pria /25 jam per-minggu	Fisika

B. MAHASISWA

No.	Nama / NRP	Program Yang Diikuti	Judul Tugas Akhir	Status Kemajuan
1	Kristina 08072681519001	S1	Analisis Performa Sel Bahan Bakar Nuklir terhadap Variasi Komposisi dan Desain Geometri Menggunakan OpenMC	Sidang skripsi
2	Emilia Agustina 08021181520014	S1	Pengaruh Penambahan Gadolinium pada Tingkat Kekritisan Reaktor Air Didih berbasis Bahan bakar Thorium	Sidang skripsi
3	Guspita Karleni 08021181520016	S1	Desain Teras Sodium-Cooled Fast Reaktor dengan skema Traveling Wave Breed and Burn berbasis Bahan Bakar Depleted Uranium	Sidang skripsi

C. LOKASI PENELITIAN

No.	Lokasi/Laboratorium	Alamat	Pemilik/Pengelola
1	Lab. Fisika Komputasi FMIPA Universitas Sriwijaya	Jl Palembang Prabumulih Indralaya Ogan Ilir SumSel	Jurusan Fisika FMIPA Unsri
2	Lab. Fisika Reaktor dan Biofisika FMIPA Institut Teknologi Bandung	Jl Ganesha Tamansari Bandung	Jurusan Fisika FMIPA Institut Teknologi Bandung

D. URAIAN KEGIATAN

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

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

Tahapan yang telah dilaksanakan yaitu:

1. penyediaan sumberdaya komputasi PC berbasis Linux Mandriva 2010 dan Ubuntu 14.0 yang telah dilengkapi kompilator bahasa pemrograman C dan Fortran 77.
2. Desain teras reaktor menyangkut konfigurasi/variasi bahan bakar penyusun assembly teras
3. Pembuatan kode komputer berupa file input untuk paket program SRAC-CITATION dan library JENDL3.2 yang memiliki kemampuan untuk:
 - menghitung laju perubahan komposisi bahan bakar akibat variasi komposisi isotopik terhadap ruang dan waktu melalui penyelesaian persamaan burnup
 - menghitung distribusi daya yang dihasilkan di dalam teras reaktor selama satu siklus pengisian bahan bakar melalui penyelesaian persamaan difusi neutron multigrup

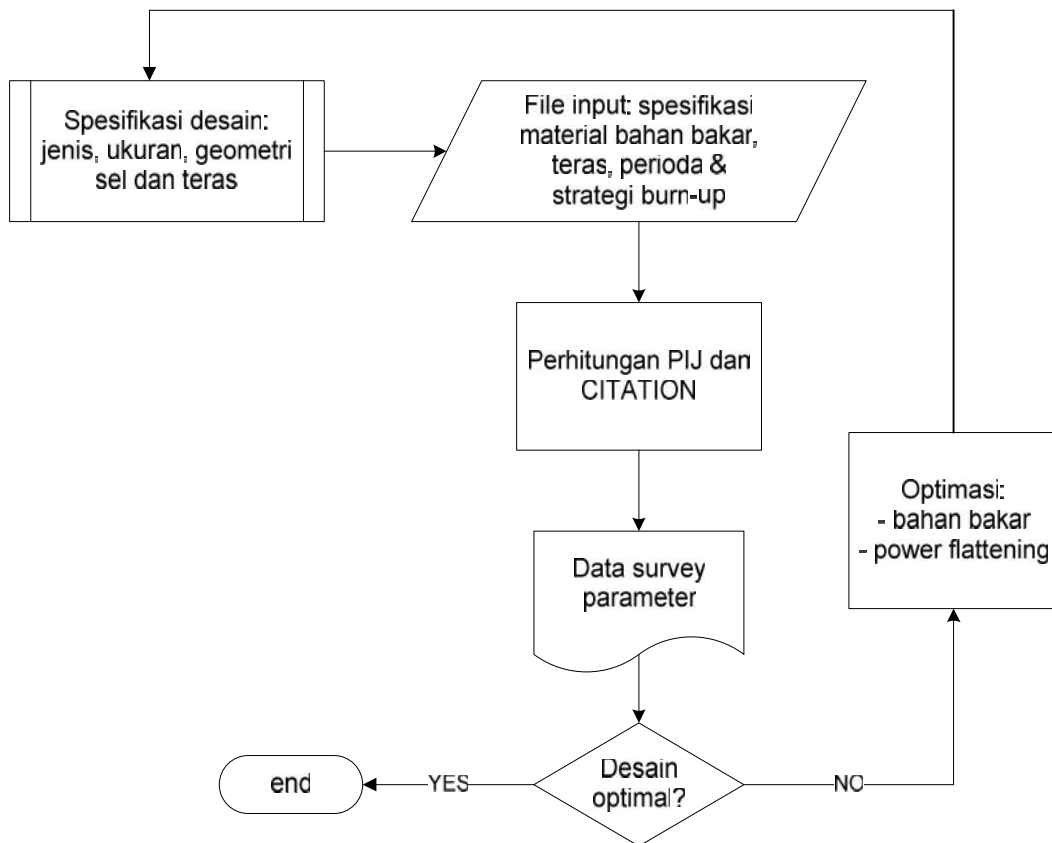
- menghitung dan menentukan parameter desain neutronik untuk reaktor yang kritis meliputi faktor kritikalitas, *excess reactivity*, level *burnup* serta densitas daya dan atom
- 4. Eksekusi program dari beberapa konfigurasi desain sel bahan bakar dan teras di Lab. Nuklir dan Biofisika ITB yang memiliki lisensi library SRAC- JENDL3.2
- 5. Representasi data hasil eksekusi program untuk beberapa konfigurasi sel bahan bakar dan teras
- 6. analisis data hasil eksekusi program untuk menentukan desain sel dan teras bahan bakar yang paling optimal untuk GCFR berukuran 600 MWth
- 7. investigasi kemungkinan dilakukan usaha power flattening (pemerataan daya) terhadap teras reaktor dengan geometri silinder
- 8. Investigasi terhadap kemungkinan penambahan material sisa bahan bakar Plutonium dan Protaktinium sebagai campuran bahan bakar

D.1. Desain Sistem Komputasi

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

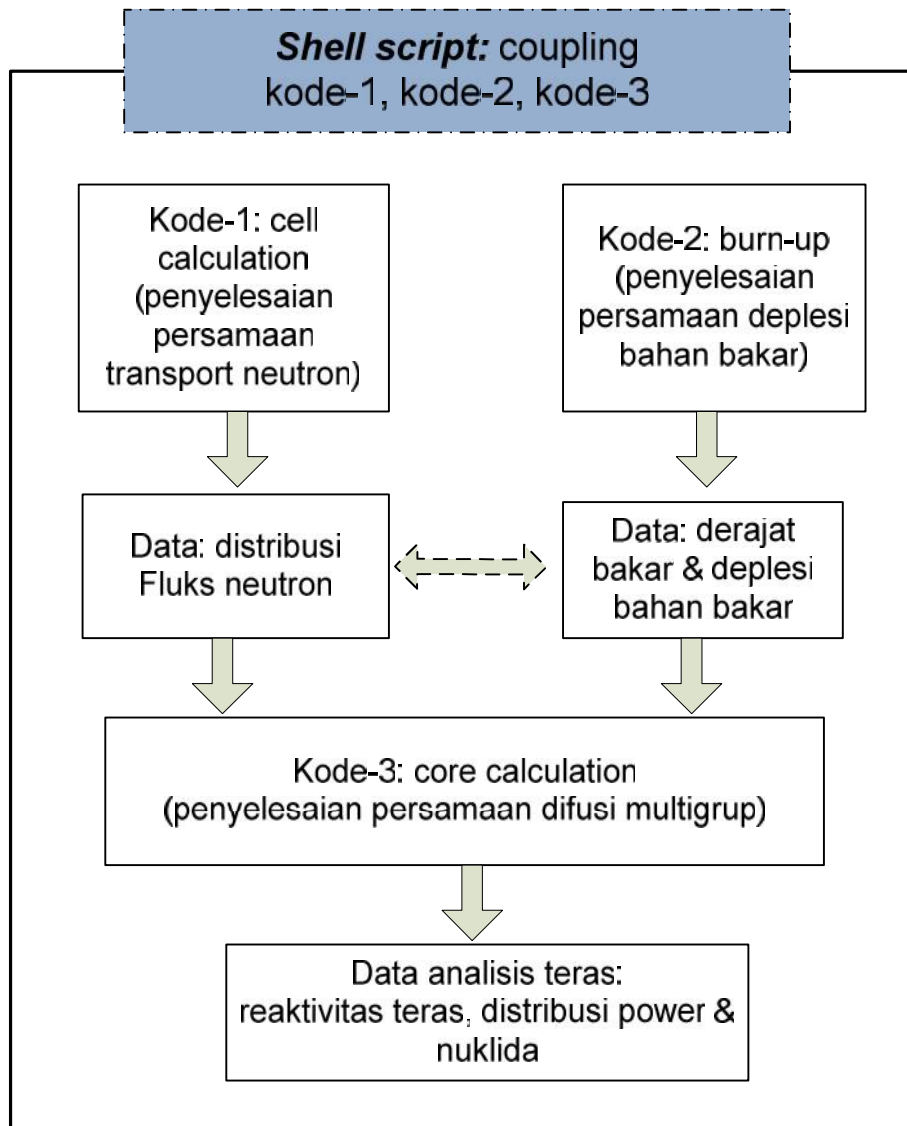
1. Intel Processor Quadcore i-5, RAM 16 GB, Hardisk 2 TB.
2. Sistem operasi Linux Ubuntu
3. kompilator bahasa pemrograman Fortran 77 dan C
4. pengolah kata /teks Open office
5. Kode SRAC, Library JENDL-3.3 dengan lisensi dari JAERI-Jepang (Okumura, 2002)

Diagram alir tahapan yang dilakukan dalam penelitian disajikan pada Gambar V.2.



Gambar D.1. Tahap penelitian: desain, perhitungan, analisis neutronik dan optimasi desain

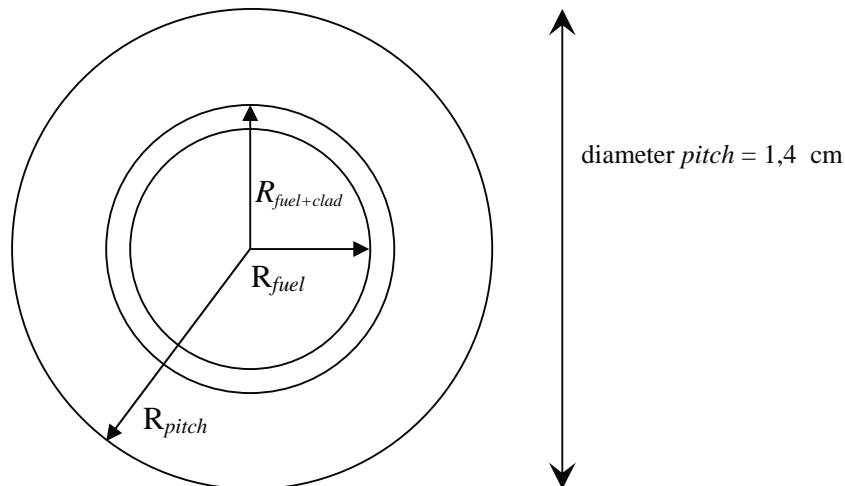
Sistem komputasi terintegrasi akan dibangun untuk mewujudkan setiap tahap penelitian pada Gbr. D.1. Sejumlah kode komputer dibuat sesuai target data yang diinginkan. Tahap berikutnya, kode komputer berbasis *C-shell* dibuat untuk menghubungkan (*coupling*) beberapa kode tersebut sehingga terbangun sejumlah kode yang terintegrasi menghasilkan sejumlah data parameter survey dari suatu desain reaktor yang memenuhi standar keselamatan dari IAEA (International Atomic Energy Agency). Sistem yang akan dibangun disajikan pada Gbr. D.2.



Gambar D.2. Sistem Komputasi Terintegrasi untuk Analisis Neutronik dan Termalhidrolik

D.2. Desain Sel Bahan Bakar dan Teras Reaktor

Desain reaktor yang akan diinvestigasi dan diuji melalui serangkaian kode komputasi terdiri dari dua bagian yaitu desain sel bahan bakar dan desain teras reaktor. Geometri sel bahan bakar dalam penelitian ini yaitu bentuk silinder (*cylindrical cell*). Penampang lintangnya disajikan pada seperti pada GambarD.3.



Gambar D.3. Geometri dan ukuran sel bahan bakar

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

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

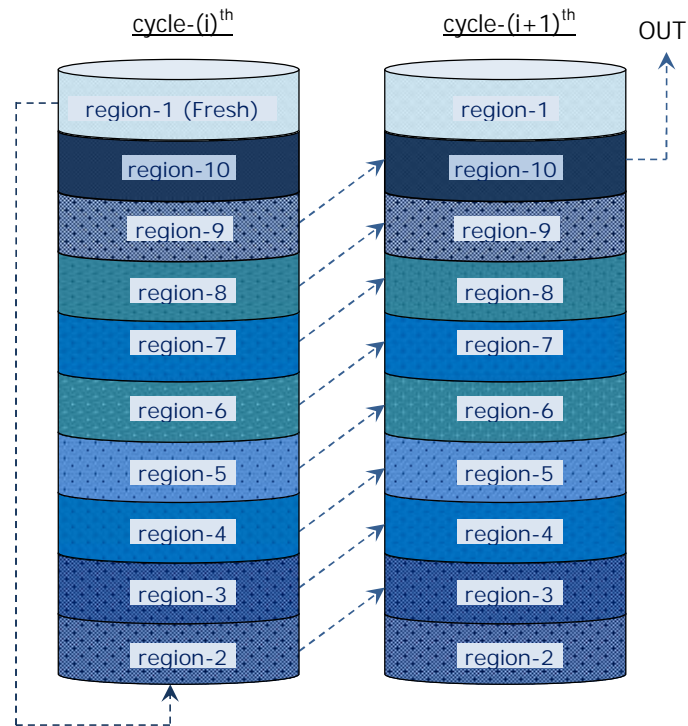
Spesifikasi parameter desain reaktor dinyatakan dalam tabel V.1.

Tabel D.1. Spesifikasi parameter desain reaktor

Parameter	Spesifikasi
Daya termal	600 MWth
Material bahan bakar	(Natural Uranium/Plutonium)- <i>Nitride</i> , (Natural Thorium)- <i>Nitride</i>
Material pendingin	Helium
Material cladding	<i>Stainless steel</i>
Sub cycle length	10 years
fuel pin diameter	1.4 cm
Fuel:cladding:coolant	(55-65%):10%:(25-35)%
Fuel pin width	1.4 cm
Core geometry	Cylinder 2-D (RZ)

D.3. Penerapan Strategi Modified CANDLE dengan Mekanisme *Breed-Burn*

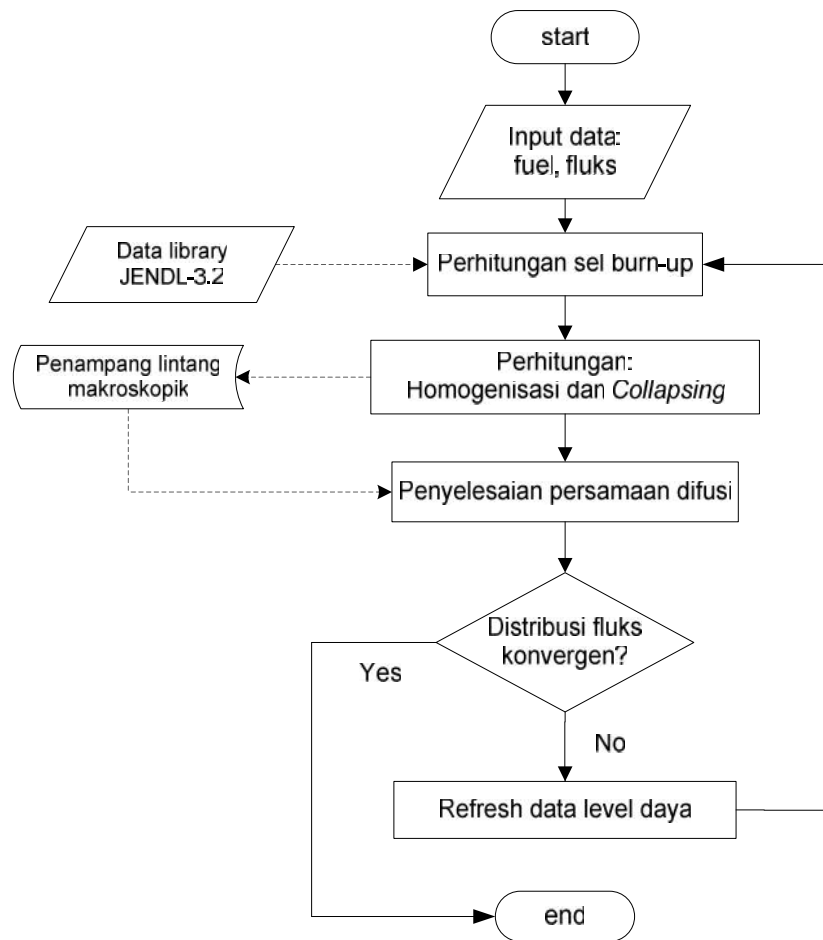
Strategi *burnup* yang berbeda dengan reaktor konvensional diterapkan untuk mewujudkan hal ini yaitu Modified CANDLE. Skemanya adalah sebagai berikut.



Gambar D.4. Skema konsep dasar dari strategi *burnup* Modified CANDLE

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

Diagram alir perhitungan komputasi disajikan pada gambar D.5.



Gambar D.5. Diagram alir perhitungan sel bahan bakar dan teras

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

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

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

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

$$\left(\frac{D_g A^{i,j,j+1}}{\Delta z} \right) W_g^{i,j+1} + \left(\frac{D_g A^{i,i+1,j}}{\Delta r} \right) W_g^{i+1,j} + \left(\frac{D_g A^{i-1,i,j}}{\Delta r} \right) W_g^{i-1,j} + \left(\frac{D_g A^{i,j-1,j}}{\Delta z} \right) W_g^{i,j-1} + \left\{ \frac{D_g A^{i,j,j+1}}{\Delta z} + \frac{D_g A^{i,i+1,j}}{\Delta r} + \frac{D_g A^{i-1,i,j}}{\Delta r} + \frac{D_g A^{i,j-1,j}}{\Delta z} + \sum_{Rg} V^{i,j} \right\} W_g^{i,j} = \frac{t}{k} \sum_{g^i} \hat{\sum}_{g^i} \sum_{fg^i} W_g^{i,j} V^{i,j} + \sum_{g^i} \sum_{sgg^i} W_g^{i,j} V^{i,j}$$

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

$$M W = S$$

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

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

$$S^{(0)} = \frac{t}{k^{(0)}} \sum_{g^i} \hat{\sum}_{g^i} \sum_{fg^i} W_g^{i,j(0)} + \sum_{g^i} \sum_{sgg^i} W_g^{i,j(0)}$$

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

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

4. Hitung

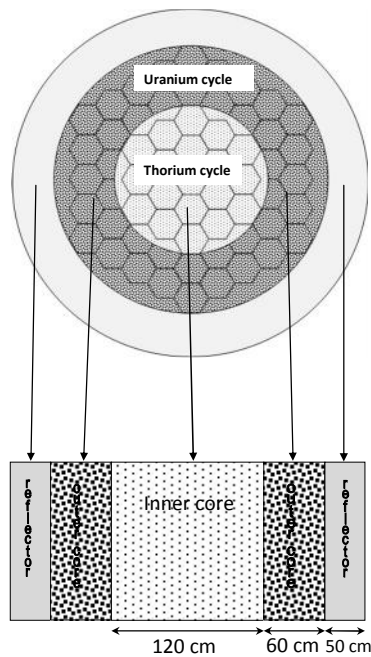
$$k^{(1)} = k^{(0)} \frac{\sum_{i,j} \sum_{g^i} \hat{\sum}_{g^i} \sum_{fg^i} W_g^{i,j(1)} V^{i,j}}{\sum_{i,j} \sum_{g^i} \hat{\sum}_{g^i} \sum_{fg^i} W_g^{i,j(0)} V^{i,j}}$$

5. Ulangi langkah diatas sampai konvergen

D.4. Optimasi Teras Reaktor

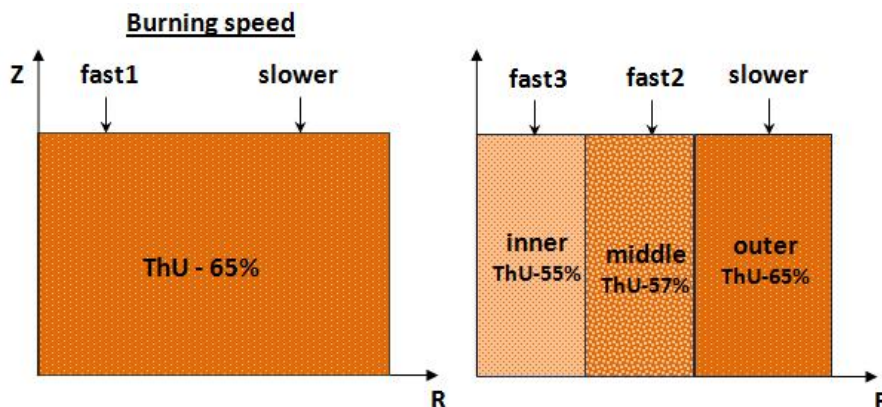
D.4.1 Optimasi Komposisi Bahan Bakar *Mixed Thorium-Uranium*

Penambahan thorium pada reaktor berbasis siklus bahan bakar uranium diupayakan maksimal agar tercapai efisiensi dalam hal ekonomi dan dan keselamatan. Cara pertama adalah menyisipkan thorium ke bagian dalam teras (*inner*). Cara kedua adalah menggunakan bahan bakar *mixed* thorium-uranium (mencampurkan thorium pada sel bahan bakar berbasis uranium)



D.4.2 Optimasi Power Flattening

Optimasi dilakukan untuk mendapatkan desain teras yang optimal, baik dalam hal penggunaan bahan bakar maupun efisiensi daya termal. Langkah optimasi meliputi investigasi survey parameter terhadap sejumlah variasi desain, salah satunya adalah desain teras bagian dalam (*inner*) berbasis thorium fraksi 55%, bagian luar tengah (*middle*) berbasis thorium-57,5% dan bagian luar (*outer*) berbasis thorium-65%



D.5. Survey Parameter dan Analisis Neutronik sebagai Target Desain Reaktor

Sepanjang operasi reaktor, bahan bakar menjadi kurang reaktif dari waktu ke waktu. Parameter pertama yang menentukan keberlanjutan dari operasi reaktor adalah *excess reactivity*, yaitu ukuran besarnya kapasitas yang ada untuk mempercepat reaksi nuklir. *Excess reactivity* yang lebih besar menyebabkan kenaikan yang lebih cepat dari reaksi nuklir. Dalam kondisi normal komposisi bahan bakar yang tepat diperlukan untuk memastikan reaktivitas yang cukup untuk reaksi nuklir berkelanjutan. Beberapa parameter survey yang dihasilkan dari sistem komputasi yang dibangun meliputi data:

- level *burnup* (MWD/T) : MWth* days per metric-ton of initial heavy metal
- k_{eff} : faktor multiplikasi efektif
- k_{inf} : faktor multiplikasi infinit (tak hingga)
- Inst. C.R : *Instantaneous conversion ratio*
- Integ. C.R : *Integrated conversion ratio*
- Densitas daya (W/cm^3) : densitas daya termal pada sel bahan bakar
- Densitas atom/nuklida : populasi atom dalam setiap satuan volume.
- distribusi daya arah radial dan aksial

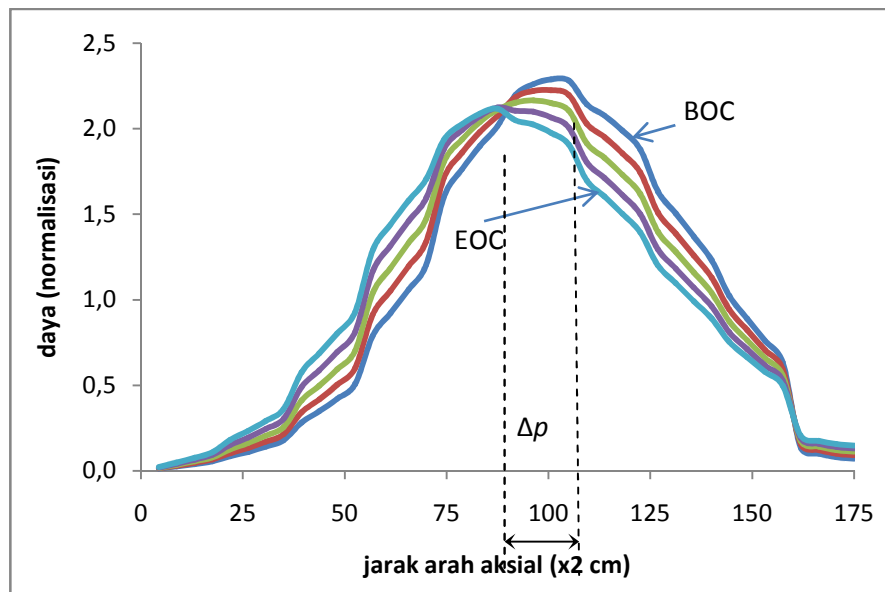
faktor power *peaking* : rasio antara nilai puncak daya terhadap daya rata-rata **IV.3.**

E. HASIL DAN LUARAN YANG DICAPAI

Beberapa desain teras yang telah dibuatkan file inputnya adalah sebagai berikut:

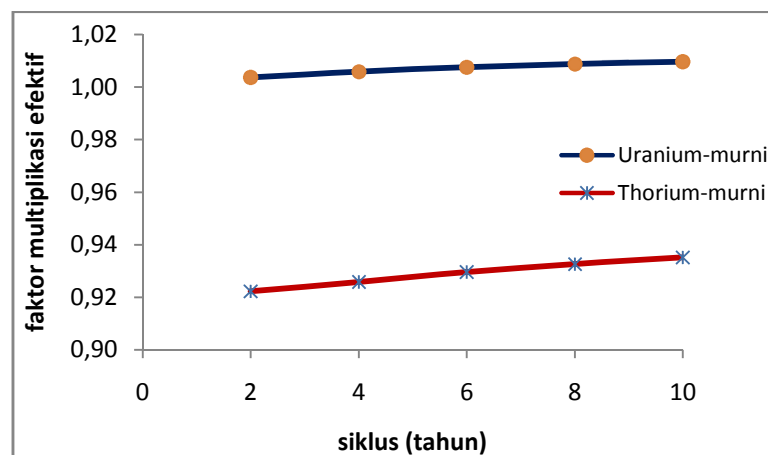
1. Investigasi terhadap desain teras Gas Cooled fast Reactor berbasis thorium nitride dengan skema Modified CANDU
2. Investigasi terhadap beberapa sel bahan bakar berbasis mixed oxide (Th,Pu) O_2
3. Investigasi terhadap beberapa desain teras PWR (Pressurized Water Reactor) berbasis (Th,Pu) O_2 untuk memperoleh desain dengan distribusi daya merata
4. Investigasi terhadap beberapa desain teras GFR (Gas Cooled fast Reactor) berbasis bahan bakar (Th,U)N dan (Th,Pu)N untuk memperoleh desain dengan distribusi daya merata

E.1 Hasil Perhitungan Sel Bahan Bakar dan Teras GCFR Berbasis Bahan bakar Mixed Thorium-Uranium Nitride



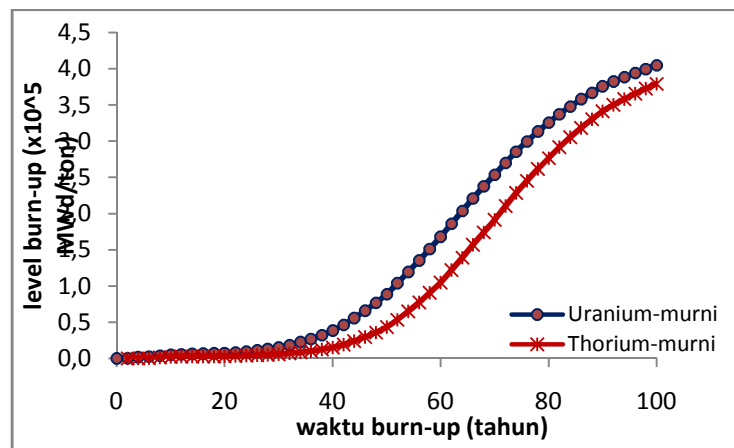
Gambar E.1. Distribusi daya arah aksial di tengah teras reaktor 600 MWth

Gambar E.1 menunjukkan bahwa dalam 1 siklus, distribusi daya arah aksial mengalami sedikit pergeseran kerapatan daya sebesar p (dalam arah aksial) ke arah bahan bakar yang lebih sedikit level *burnup*-nya. Hal ini sesuai dengan skema *burnupModified* CANDLE yang digunakan. Penggunaan thorium sebagai bahan bakar adalah salah satu usaha untuk meningkatkan nilai ekonomis. Gambar E.2 merupakan perbandingan antara reaktor yang menggunakan input bahan bakar *fresh* 100% thorium murni dengan bahan bakar *fresh* uranium murni.



Gambar E.2. Faktor multiplikasi efektif pada reaktor 600 MWth dengan input thorium murni fraksi 65% dan input uranium alam murni fraksi 56%

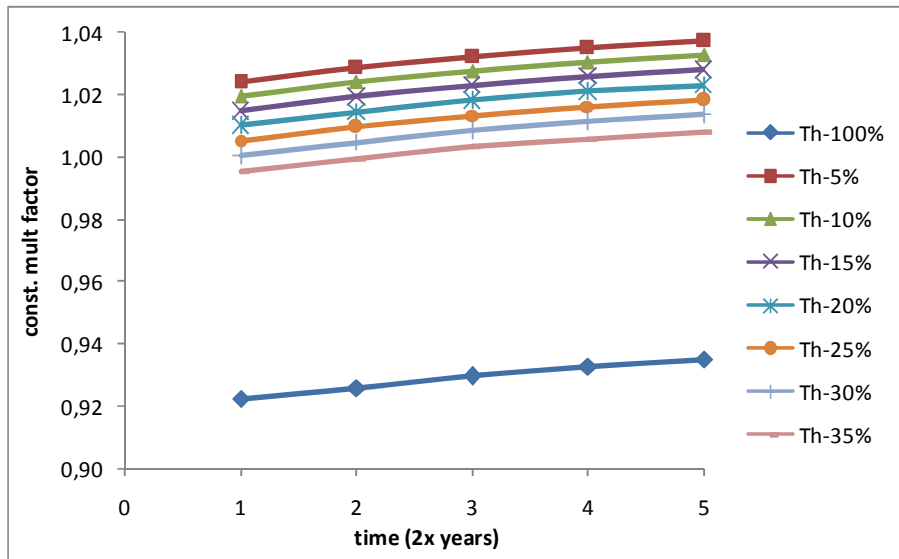
Berbeda dengan input uranium murni fraksi 56% yang menghasilkan reaktor superkritis, maka penggunaan thorium-232 murni 100% dengan fraksi 65% sebagai input bahan bakar belum menghasilkan reaktor yang kritis. Hal ini ditandai dengan nilai k_{eff} yang selalu bernilai $<1,0$ sepanjang 1 siklus. Untuk mencapai kondisi superkritis dimana nilai $k_{eff} > 1,0$ maka dilakukan penambahan uranium pada teras bahan bakar thorium. Penggabungan bahan bakar yaitu thorium-232 dengan uranium-238 dilakukan melalui beberapa konfigurasi perbandingan jumlah/berat atom antara keduanya, sehingga pada akhirnya dapat diperoleh komposisi yang tepat dalam menghasilkan reaktor yang kritis.



Gambar E.3. Level *burnup* sepanjang operasi reaktor 600 MWth dengan input thorium murni fraksi 65% dan input uranium alam murni fraksi 56%

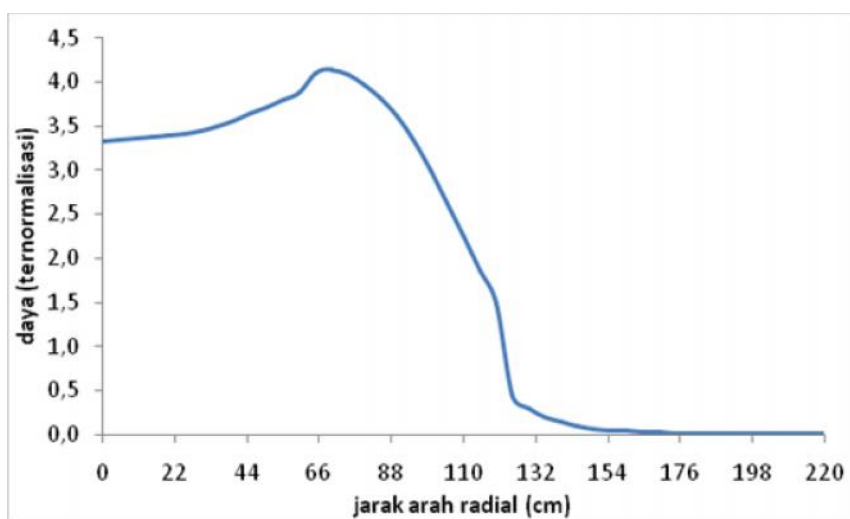
Gambar E.4 menyajikan data hasil perhitungan teras reaktor yang menggunakan input bahan bakar bervariasi (berdasar pada perbandingan massa antara input siklus thorium dan input siklus uranium)

Perbandingan komposisi berat antara kedua bahan bakar yang dapat menghasilkan kondisi superkritis adalah thorium-232: uranium-238 = 30% : 70%.



Gambar E.4. Faktor multiplikasi efektif untuk sepanjang siklus operasi reaktor 600 MWth dengan input variasi % massa thorium

Dalam usaha agar distribusi daya lebih merata maka diperlukan penyesuaian komposisi bahan bakar di tiap posisi radial. Untuk tujuan ini maka bahan bakar thorium ditambahkan secara merata di bagian dalam teras. Teras reaktor dibagi menjadi 2 wilayah berisi bahan bakar yang berbeda. Bagian dalam (25% dari volume teras) diberlakukan skema *burnup Modified CANDLE* dengan input thorium-232, sedangkan wilayah luar (75% dari volume teras) dengan input uranium-238. Hasil dari survey parameter k_{eff} dan distribusi daya disajikan dalam Gambar E.5



Gambar E.5. Distribusi daya arah radial setelah dilakukan usaha *power flattening* melalui pembagian 2 wilayah bahan bakar (thorium dan uranium) dalam teras reaktor berdaya 600 MWth.

Teras dengan dengan bahan bakar seragam di sepanjang arah radial menghasilkan kecepatan pembakaran di wilayah dalam lebih tinggi dibandingkan dengan di wilayah luar sehingga profil penyebaran daya memiliki *power peaking* tinggi. Pemberian thorium secara merata di wilayah bagian dalam akan membuat kecepatan pembakarannya menjadi lebih lambat, mendekati kecepatan pembakaran di wilayah teras bagian luar sehingga *power peaking* dapat direduksi. Dengan daya yang lebih *flat* maka diharapkan ukuran tinggi teras dapat direduksi secara signifikan.

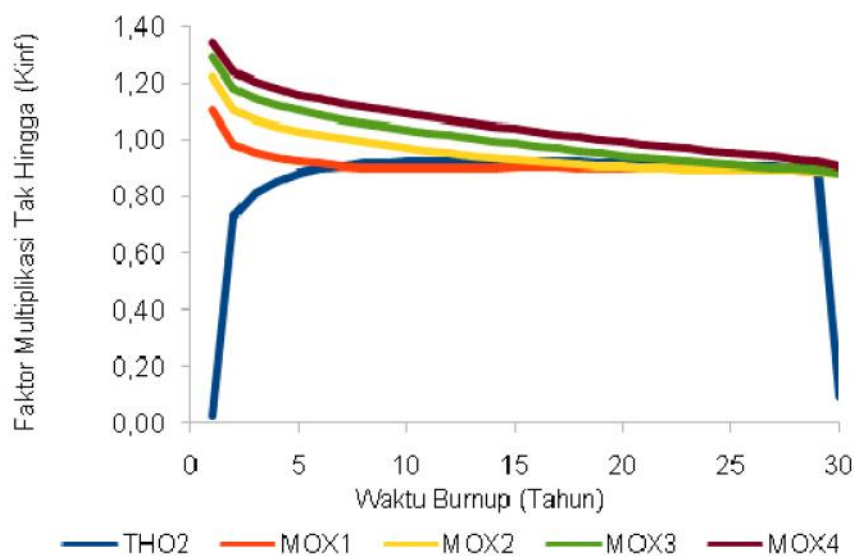
E.2 Hasil Perhitungan Sel Bahan Bakar berbasis Thorium mixed oxyde (Th,Pu)O₂

Berikut ini adalah hasil perhitungan neutronik beserta analisisnya. Tabel 4.1 menunjukkan jenis bahan bakar yang digunakan selama perhitungan sel bahan bakar.

E.1: Jenis Sel Bahan Bakar Thorium mixed oxyde

Bahan Bakar	Komposisi Bahan Bakar
1	100% ²³² Th + 0% ²³⁹ Pu (ThO ₂)
2	98% ²³² Th + 2% ²³⁹ Pu (ThMOX1)
3	96% ²³² Th + 4% ²³⁹ Pu (ThMOX2)
4	94% ²³² Th + 6% ²³⁹ Pu (ThMOX3)
5	92% ²³² Th + 8% ²³⁹ Pu (ThMOX4)
6	Reflektor

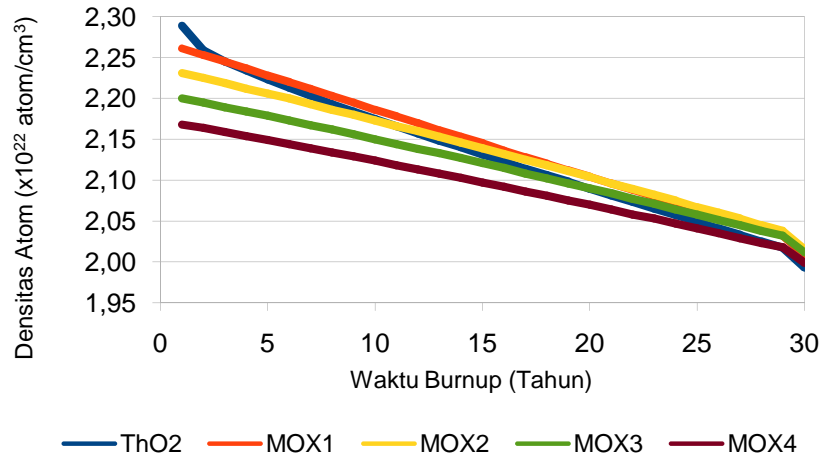
Faktor Multiplikasi Tak Hingga (*K_{inf}*)



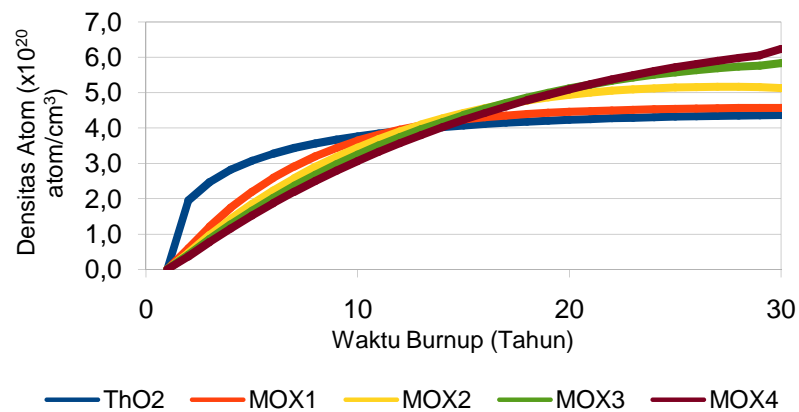
Gambar E.6 Faktor Multiplikasi Tak Hingga (*k_{inf}*) 5 Jenis Sel Bahan Bakar

Densitas Atom

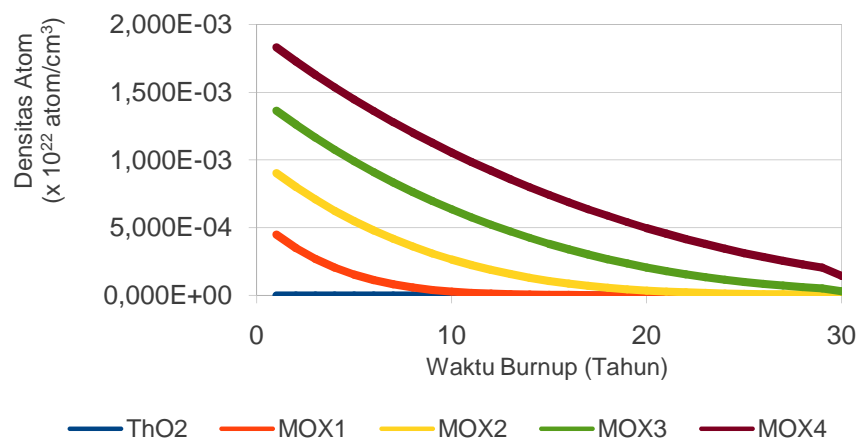
Densitas atom digunakan untuk melihat populasi atom dari reaksi fisi pada sel bahan bakar dalam satuan atom/cm³.



Gambar E.7 Densitas Atom ²³²Th pada 5 Jenis Sel Bahan Bakar



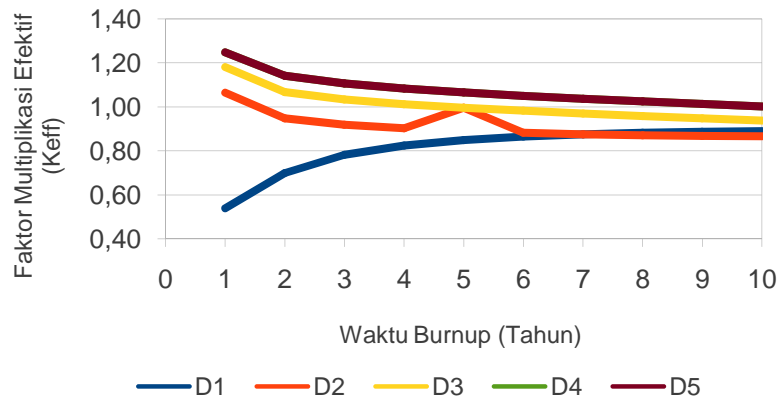
Gambar E.8 Densitas Atom ²³³U pada 5 Jenis Sel Bahan Bakar



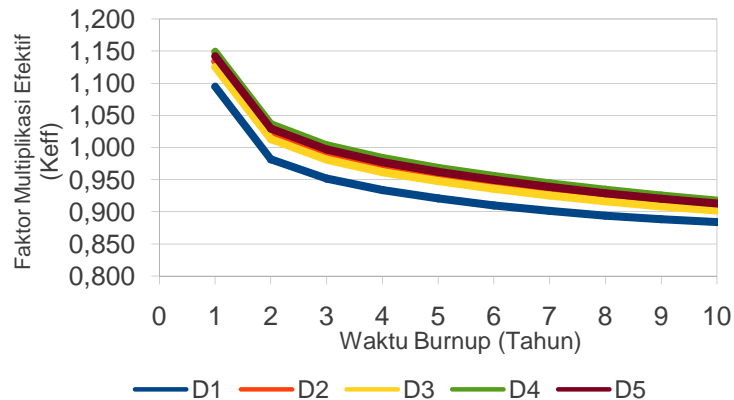
Gambar E.9 Densitas Atom ²³⁹Pu pada 5 Jenis Sel Bahan Bakar

E.3 Perhitungan Teras Reaktor PWR Berbasis bahan Bakar Thorium-Plutonium Oxyde

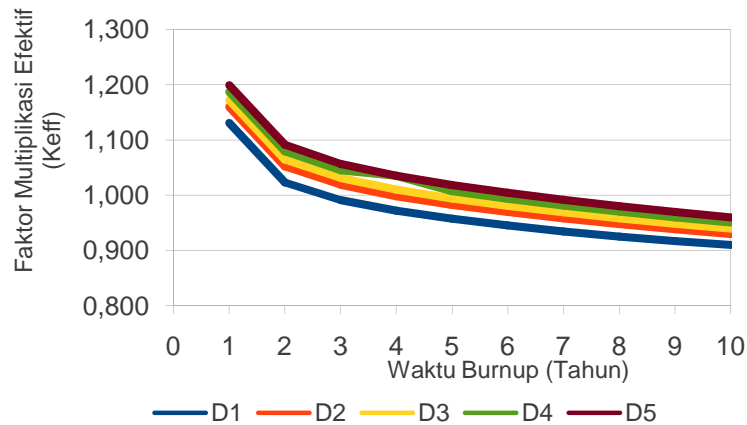
Faktor multiplikasi efektif (k_{eff}) adalah parameter yang menjadi tolak ukur tercapainya desain reaktor. Parameter pada desain ini diperoleh berdasarkan hasil perhitungan neutronik di program SRAC pada modul CITATION.



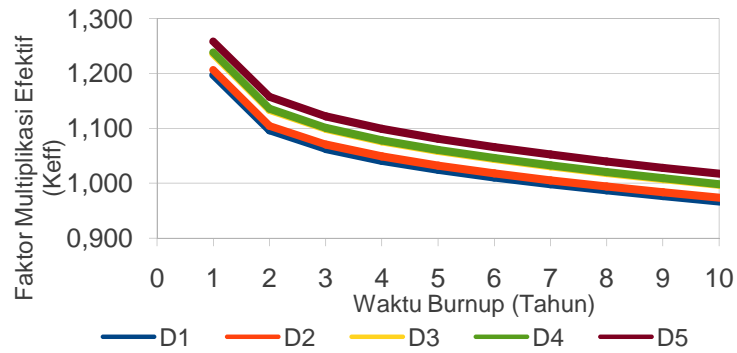
Gambar E.13 Faktor Multiplikasi Efektif (k_{eff}) pada 1 Fuel



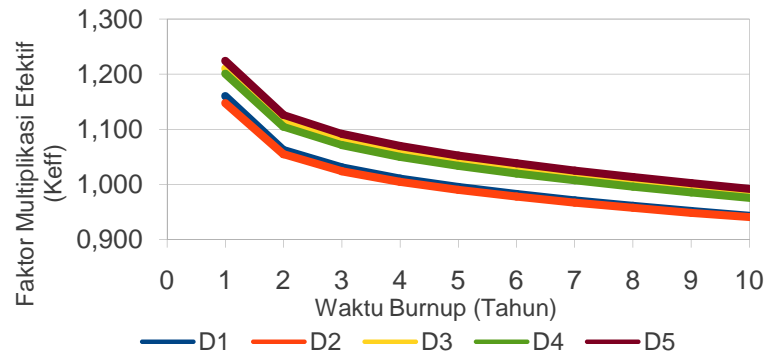
Gambar E.14 Faktor Multiplikasi Efektif (k_{eff}) pada 2 Fuel



Gambar E.15 Faktor Multiplikasi Efektif (k_{eff}) pada 3 Fuel



Gambar E.16 Faktor Multiplikasi Efektif (k_{eff}) pada 4 Fuel



Gambar E.17 Faktor Multiplikasi efektif (k_{eff}) pada 5 Fuel

Berdasarkan distribusi daya yang telah diamati maka dapat dilihat nilai power peaking factor pada setiap desain.

Tabel E.2 Perbandingan Distribusi Daya F1 sampai F5

Desain	<i>Average</i>	<i>Peaking</i>	<i>Peak/av</i>
D-1 Fuel	1.29E+00	1.9270E+00	1.49949883
D-2 Fuel	1.00E+00	1.3687E+00	1.3691090
D-3 Fuel	9.28E-01	1.2346E+00	1.3307354
D-4 Fuel	9.78E-01	1.2726E+00	1.3012307
D-5 Fuel	8.27E-01	1.3074E+00	1.5660083

E.3 Status Capaian dan Luaran

Tahun Luaran	Jenis Luaran	Keterangan	status
2019	Jurnal Internasional	Journal of Physics: Conf. Series, Vol.1282 https://iopscience.iop.org/article/10.1088/1742-6596/1282/1/012028	published
2019	Jurnal Internasional	Annals of Nuclear Energy	draft
2019	Seminar Nasional	Seminar Nasional Fisika (SNF) Unesa, Surabaya 19 Oktober 2019	Dilaksanakan, paper submitted
2019	Seminar Internasional	The 4th Padjadjaran International Physics Symposium November, 13-14th 2019, Bandung	Dilaksanakan, paper submitted
2019	Buku Ajar Fisika Reaktor		draft

F. RENCANA TAHAPAN PENELITIAN BERIKUTNYA

Tahapan berikutnya yang akan dilaksanakan yaitu,

1. pembuatan file input untuk beberapa konfigurasi desain yang lebih efisien dalam hal penggunaan bahan bakar thorium dan campuran plutonium dan material *burnable poison* seperti protaktinium
2. Analisis termalhidrolik berdasarkan hasil desain neutronik

DAFTAR PUSTAKA

- Ariani, M., Su'ud, Z., Waris, A., Khairurrijal, Monado, F., Sekimoto, H., & Nakayama, S. (2011). Design of small gas cooled fast reactor with two region of natural uranium fuel fraction. *AIP Conference Proceedings*, 1454(1), 69–72.
<https://doi.org/10.1063/1.4730690>
- Ariani, M., Su, Z., Monado, F., Waris, A., Arif, I., & Sekimoto, H. (2013). Optimization of Small Long Life Gas Cooled Fast Reactors With Natural Uranium as Fuel Cycle Input. <https://doi.org/10.4028/www.scientific.net/AMM.260-261.307>
- Ariani, M., Su'ud, Z., Monado, F., Supardi, Sekimoto, H., (2016). The Study of Capability Natural Uranium as Fuel Cycle Input for Long Life Gas Cooled Fast Reactors with Helium as Coolant. *AIP Conference Proceedings*, 1719(1), 69–72.
<https://doi.org/10.1063/1.4730690>
- Dobuchi, N., Takeda, S., & Kitada, T. (2016). Annals of Nuclear Energy Study on the relation between Doppler reactivity coefficient and resonance integrals of Thorium and Uranium in PWR fuels. *Annals of Nuclear Energy*, 90, 191–194.
<https://doi.org/10.1016/j.anucene.2015.11.018>
- Duderstadt, J. J., & Hamilton, L. J. (1976). *Nuclear Reactor Analysis*. Mechanical Engineering. <https://doi.org/10.1109/TNS.1977.4329257>
- Fiori, F., & Zhou, Z. (2015). Annals of Nuclear Energy Sustainability of the Chinese nuclear expansion : Natural uranium resources availability , Pu cycle , fuel utilization efficiency and spent fuel management. *ANNALS OF NUCLEAR ENERGY*, 83, 246–257. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2015.03.051>
- Kooyman, T., & Buiron, L. (2016). Annals of Nuclear Energy Neutronic and fuel cycle comparison of uranium and thorium as matrix for minor actinides bearing-blankets. *Annals of Nuclear Energy*, 92, 61–71.
<https://doi.org/10.1016/j.anucene.2016.01.020>
- Lindley, B. A., Franceschini, F., & Parks, G. T. (2014). Annals of Nuclear Energy The closed thorium – transuranic fuel cycle in reduced-moderation PWRs and BWRs. *Annals of Nuclear Energy*, 63, 241–254
<https://doi.org/10.1016/j.anucene.2013.07.052>
- Monado, F., Su'ud, Z., Waris, A., Basar, K., Ariani, M., & Sekimoto, H. (2013). Application of Modified CANDLE Burnup to Very Small Long Life Gas-Cooled Fast Reactor. *Advanced Materials Research*, 772, 501–506.
<https://doi.org/10.4028/www.scientific.net/AMR.772.501>
- Nakae, N., Ozawa, T., Ohta, H., Ogata, T., & Sekimoto, H. (2011). An approach for evaluating fuel system applied in innovative nuclear energy system. *Progress in Nuclear Energy*, 53(7), 1039–1044.
<https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2011.04.021>
- Nakayama, S., Okawa, T., & Sekimoto, H. (2011). Power control of CANDLE reactor by coolant flow rate. *Progress in Nuclear Energy*, 53(7), 891–894.
<https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2011.05.035>

- Okawa, T., Nakayama, S., & Sekimoto, H. (2012). Design study on power flattening to sodium cooled large-scale CANDLE burning core with using thorium fuel. *Energy Conversion and Management*, 53(1), 182–188.
<https://doi.org/10.1016/j.enconman.2011.06.006>
- Okawa, T., & Sekimoto, H. (2011). Design Study on Pb-208 Cooled CANDLE Burning Reactors toward Practical Application for Future Nuclear Energy Source. *Progress in Nuclear Energy*, 53(7), 886–890.
<https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2011.05.015>
- Okumura. (2002). SRAC (Ver . 2002) ; The comprehensive neutronics calculation code system.
- Rachamin, R., Fridman, E., & Galperin, A. (2015). Annals of Nuclear Energy Feasibility assessment of the once-through thorium fuel cycle for the PTVM LWR concept. *Annals of Nuclear Energy*, 85, 1119–1130.
<https://doi.org/10.1016/j.anucene.2015.07.030>
- Sekimoto, H., & Nagata, A. (2010). INTRODUCTION OF “ MOTTO ” CYCLE TO CANDLE FAST REACTOR, 1–11.
- Sekimoto, H., Nakayama, S., & Taguchi, H. (2010). POWER FLATTENING FOR SODIUM COOLED METALLIC FUEL “ CANDLE ” REACTOR BY ADDING THORIUM IN INNER CORE Center for Research into Innovative Nuclear Energy Systems, 1–7.
- Sekimoto, H., & Yan, M. (2008). Design study on small CANDLE reactor. *Energy Conversion and Management*, 49(7), 1868–1872.
<https://doi.org/10.1016/j.enconman.2007.12.015>
- Shamanin, I. V., Bedenko, S. V., Chertkov, Y. B., & Gubayduln, I. M. (2016). Gas-cooled thorium reactor with fuel block of the unified design ☆. *Nuclear Energy and Technology*, 0, 1–7. <https://doi.org/10.1016/j.nucet.2016.01.012>
- Stacey, W. M. (2007). *Nuclear ReactoPhysics*.<https://doi.org/10.1002/9783527611041>
- Su’ud, Z., & Sekimoto, H. (2013). The prospect of gas cooled fast reactors for long life reactors with natural uranium as fuel cycle input. *Annals of Nuclear Energy*, 54, 58–66. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2012.09.014>
- Su’ud, Z., et al, (2017) Design Study of Small Modified CANDLE based Long Life Gas Cooled Fast Reactors, *Energy Procedia*, Volume 131, 2017, Pages 6-14
- Yan, M., & Sekimoto, H. (2008). Design research of small long life CANDLE fast reactor. *Annals of Nuclear Energy*, 35(1), 18–36.
<https://doi.org/10.1016/j.anucene.2007.06.001>
- Yang, B., Shi, J., Bi, G., & Tang, C. (2016). Annals of Nuclear Energy Fuel cycle scheme design and evaluation for thorium – uranium breeding recycle in CANDU reactors. *Annals of Nuclear Energy*, 91, 195–202.
<https://doi.org/10.1016/j.anucene.2015.11.042>
- <http://www.gen-4.org/Technology/system/gfr.htm>, diakses tanggal 21/10/2016/21:40/.
- Nuclear Power. <http://www.nuclear-power.net/nuclear-powerplant/nuclear-fuel/uranium/uranium-233/>, diakses tanggal 01/12/2018/20:00

LAMPIRAN 1

CONTOH LIST INPUT PIJ DAN

```
CITATION#=====
#
alias mkdir mkdir
alias cat cat alias cd cd
alias rm rm
set LMN = SRACsc.30m
set BRN = thcm66fp
set ODR = $HOME/SRAC/smpl/shr/b1090555765%303065
set CASE = gcfr_R1
set PDS = $HOME/SRAC/smpl/shr/b1090555765%303065
#
#===== mkdir for PDS =====
# PDS file names must be identical with those in input data
set PDS_DIR = $PDS/$CASE
mkdir $PDS_DIR
mkdir $PDS_DIR/UFAST
mkdir $PDS_DIR/UTHERMAL
mkdir $PDS_DIR/UMCROSS
mkdir $PDS_DIR/MACROWRK
mkdir $PDS_DIR/MACRO
mkdir $PDS_DIR/FLUX
mkdir $PDS_DIR/MICREF
#
set SRAC_DIR = $HOME/SRAC
set LM = $SRAC_DIR/bin/$LMN
set DATE = `date +%b%d.%H.%M.%S`
set WKDR = $HOME/SRACtmp.$CASE.$DATE
mkdir $WKDR
#
setenv fu50 $SRAC_DIR/lib/burnlibT/$BRN
setenv fu85 $SRAC_DIR/lib/kintab.dat
# setenv fu89 $ODR/$CASE.SFT89.$DATE
# setenv fu98 $ODR/$CASE.SFT98.$DATE
# setenv fu99 $ODR/$CASE.SFT99.$DATE
# set OUTLST = $ODR/$CASE.SFT06.$DATE
setenv fu99 $ODR/$CASE.SFT99
set OUTLST = $ODR/$CASE.SFT06
#
#===== Exec SRAC code with the following input data
#
cd $WKDR
cat - << END_DATA | $LM >& $OUTLST
THUA
Cell Calculation by Pij (NR Approx)
1 0 1 0 0 0 0 3 -2 0 0 1 1 0 1 0 1 0 0 1 / SRAC CONTROL
2.77396E-4 / GEOMETRICAL BUCKLING
```

\$HOME/SRACLIB-JDL32/pds/pfast Old File
 \$HOME/SRACLIB-JDL32/pds/pthml O F
 \$HOME/SRACLIB-JDL32/pds/pmcrs O F
 \$PDS_DIR/UFAST New Core
 \$PDS_DIR/UTHERMAL S C
 \$PDS_DIR/UMCROSS S C
 \$PDS_DIR/MACROWRK N C
 \$PDS_DIR/MACRO New C
 \$PDS_DIR/FLUX N C
 \$PDS_DIR/MICREF N C
 74 0 8 0 / 74 group => 8 group
 74(1) /
 8 8 8 8 8 8 8 18 /

& Pij for cylindrical cell with white boundary condition
 3 6 6 3 1 0 6 0 0 0 5 0 16 15 0 0 45 0 / Pij Control
 2 50 50 5 5 5 -1 0.0001 0.00001 0.001 1.0 10. 0.5 /
 1 1 1 2 3 3 / R-S
 3(1) / X-R
 1 2 3 / M-R
 0.00000 0.25957 0.38936 0.51914 0.56437 0.63219 0.70000 / RX
 3 / NMAT
 FUE1F01X 0 4 1100 1.09167 0.00000
 XTH20000 2 1 2.8690E-03
 XU050000 2 1 1.9407E-04
 XU080000 2 1 2.7183E-02
 XN050000 2 1 3.0249E-02
 CLD1F02X 0 14 800 0.20690 0.00000
 XC020000 2 1 8.1953E-04
 XN040000 2 1 3.0116E-05
 XAL70000 2 1 5.2120E-05
 XSIN0000 2 1 3.5042E-04
 XTIN0000 2 1 1.9571E-06
 XV010000 2 1 3.0359E-04
 XCRN0000 2 1 1.0905E-02
 XMN50000 2 1 4.2658E-04
 XFEN0000 2 1 7.0874E-02
 XNIN0000 2 1 4.5508E-04
 XCUN0000 2 1 2.9508E-05
 XMON0000 2 1 5.0317E-04
 XWON0000 2 1 1.3257E-04
 XB000000 2 1 3.2811E-06
 COO1F03X 0 2 750 0.45517 0.00000
 XHE40000 2 1 2.0000E-03
 XBI90000 2 1 2.1208E-09
 & burnup unit
 50 3 1 3 0 2 0 0 0 0 10(0) /
 9.938878E-06 1.130954E-05 1.240873E-05 1.327369E-05 1.396856E-05
 6.847642E-06 8.496933E-06 1.051167E-05 1.295085E-05 1.586341E-05
 3.050982E-05 3.907531E-05 4.952369E-05 6.192721E-05 7.624517E-05
 1.053027E-04 1.275874E-04 1.514286E-04 1.759191E-04 2.000633E-04

```

2.398874E-04 2.619053E-04 2.802108E-04 2.942419E-04 3.038489E-04
3.253837E-04 3.235270E-04 3.178630E-04 3.091535E-04 2.982140E-04
2.954609E-04 2.775352E-04 2.595131E-04 2.418535E-04 2.249194E-04
2.108798E-04 1.927644E-04 1.761198E-04 1.609765E-04 1.473136E-04
1.301216E-04 1.179434E-04 1.070405E-04 9.735476E-05 8.880086E-05
7.019088E-05 6.411782E-05 5.868123E-05 5.386106E-05 4.962185E-05
720 1440 2160 2880 3600 4320 5040 5760 6480 7200 7920 8640 9360 10080
10800 11520 12240 12960 13680 14400 15120 15840 16560 17280 18000 18720
19440 20160 20880 21600 22320 23040 23760 24480 25200 25920 26640 27360
28080 28800 29520 30240 30960 31680 32400 33120 33840 34560 35280 36000
/
0 / peaco plot

```

```
END_DATA
```

```
#
```

```
cd $HOME
rm -r $WKDR
```

```
=====
```

```

alias mkdir mkdir
alias cat cat
alias cd cd
alias rm rm
set LMN = SRACsc.30m
set BRN = thcm66fp
set ODR = $HOME/SRAC/smpl/shr/b1090555765%303065
set CASE = g CFR_cita1
set PDS = $HOME/SRAC/smpl/shr/b1090555765%303065
#
set SRAC_DIR = $HOME/SRAC
set LM = $SRAC_DIR/bin/$LMN
set DATE = `date +%b%d.%H.%M.%S`
set WKDR = $HOME/SRACtmp.$CASE.$DATE
mkdir $WKDR
#
setenv fu50 $SRAC_DIR/lib/burnlibT/$BRN
setenv fu85 $SRAC_DIR/lib/kintab.dat
# setenv fu89 $ODR/$CASE.SFT89.$DATE
# setenv fu98 $ODR/$CASE.SFT98.$DATE
setenv fu99 $ODR/$CASE
set OUTLST = $ODR/$CASE.SFT06
#
#===== Exec SRAC code with the following input data
#
cd $WKDR
cat - << END_DATA | $LM >& $OUTLST
CORE
SAMPLE FOR CITATION-2D(R-Z), 1/4 CORE
0 0 0 0 0 0 0 1 0 5 0 0 2 0 1 0 0 0 / SRAC CONTROL

```

```

1.0000E-20 / BUCKLING (NOT EFFECTIVE)
$HOME/SRACLIB-JDL32/pds/pfast Old File
$HOME/SRACLIB-JDL32/pds/phtml O F
$HOME/SRACLIB-JDL32/pds/pmcrs O F
$PDS_DIR/UFAST O Core
$PDS_DIR/UTHERMAL O C
$PDS_DIR/UMCROSS O C
$PDS_DIR/MACROWRK O C
$PDS_DIR/MACRO O C
$PDS_DIR/FLUX O C
$PDS_DIR/MICREF O C
& Caution : Directory for PDS will not be made or deleted in program.
& If you set Scratch, members will be deleted.
74 0 8 0 /
74(1) /
8 8 8 8 8 8 8 18 /

31 0 -1 / NM NXR ID
1 1 / IXKY IDELAY (CALCULATE KINETICS PARAMETERS)
5.0CM MESH SIZE IN EACH DIRECTION
EPS(FLUX) < 1.0E-4, EPS(KEFF) < 1.0E-5, ZONE 4:BLACKNESS
001
0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 1 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0
1 0 0 0 0 0 0 0 1 0 0 1 1 1 0 0 0 0 0 0 0 0 0 1
900
0.
003
0 0 0 0 7 0 0 0 0 0 1 1 0 0 0 0 0 1 0 0 0 0 0 0
0.0001 0.00001
0.0 0.0 600.0 1.0 1.0
004
3 15.00000 3 15.00000 3 15.00000 3 15.00000 7 32.50000 7 32.50000
20 100.00000 0
4 17.50000 4 17.50000 4 17.50000 4 17.50000 4 17.50000 4 17.50000
4 17.50000 4 17.50000 4 17.50000 4 17.50000 20 100.00000 0
005
1 1 11 11 21 21 31
10 10 20 20 30 30 31
9 9 19 19 29 29 31
8 8 18 18 28 28 31
7 7 17 17 27 27 31
6 6 16 16 26 26 31
5 5 15 15 25 25 31
4 4 14 14 24 24 31
3 3 13 13 23 23 31
2 2 12 12 22 22 31
31 31 31 31 31 31 31
008
-2 1 1
999

```

```

1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 15 16 17 18 19 20 21
22 23 24 25 26 27 28 29 30 31 / MATTERIAL NO. BY ZONE
31 / NMAT FOR CORE
THUAF010 00 0.0 0.0 0.0 / HOMOGENIZED INNER FUEL 1
THUAF510 00 0.0 0.0 0.0 / HOMOGENIZED INNER FUEL 1
THUAF10 00 0.0 0.0 0.0 / HOMOGENIZED INNER FUEL 1
THUAFF10 00 0.0 0.0 0.0 / HOMOGENIZED INNER FUEL 1
THUAFK10 00 0.0 0.0 0.0 / HOMOGENIZED INNER FUEL 1
THUAFP10 00 0.0 0.0 0.0 / HOMOGENIZED INNER FUEL 1
THUAFU10 00 0.0 0.0 0.0 / HOMOGENIZED INNER FUEL 1
THUAFZ10 00 0.0 0.0 0.0 / HOMOGENIZED INNER FUEL 1
THUAFe10 00 0.0 0.0 0.0 / HOMOGENIZED INNER FUEL 1
THUAFj10 00 0.0 0.0 0.0 / HOMOGENIZED INNER FUEL 1
THUBF010 00 0.0 0.0 0.0 / HOMOGENIZED INNER FUEL 1
THUBF510 00 0.0 0.0 0.0 / HOMOGENIZED INNER FUEL 1
THUBF10 00 0.0 0.0 0.0 / HOMOGENIZED INNER FUEL 1
THUBFF10 00 0.0 0.0 0.0 / HOMOGENIZED INNER FUEL 1
THUBFK10 00 0.0 0.0 0.0 / HOMOGENIZED INNER FUEL 1
THUBFP10 00 0.0 0.0 0.0 / HOMOGENIZED INNER FUEL 1
THUBFU10 00 0.0 0.0 0.0 / HOMOGENIZED INNER FUEL 1
THUBFZ10 00 0.0 0.0 0.0 / HOMOGENIZED INNER FUEL 1
THUBFe10 00 0.0 0.0 0.0 / HOMOGENIZED INNER FUEL 1
THUBFj10 00 0.0 0.0 0.0 / HOMOGENIZED INNER FUEL 1
THUCF010 00 0.0 0.0 0.0 / HOMOGENIZED INNER FUEL 1
THUCF510 00 0.0 0.0 0.0 / HOMOGENIZED INNER FUEL 1
THUCF10 00 0.0 0.0 0.0 / HOMOGENIZED INNER FUEL 1
THUCFF10 00 0.0 0.0 0.0 / HOMOGENIZED INNER FUEL 1
THUCFK10 00 0.0 0.0 0.0 / HOMOGENIZED INNER FUEL 1
THUCFP10 00 0.0 0.0 0.0 / HOMOGENIZED INNER FUEL 1
THUCFU10 00 0.0 0.0 0.0 / HOMOGENIZED INNER FUEL 1
THUCFZ10 00 0.0 0.0 0.0 / HOMOGENIZED INNER FUEL 1
THUCFe10 00 0.0 0.0 0.0 / HOMOGENIZED INNER FUEL 1
THUCFj10 00 0.0 0.0 0.0 / HOMOGENIZED INNER FUEL 1
REFLF020 00 0.0 0.0 0.0 / REFLECTOR

```

```
END_DATA
```

```
cd $HOME
rm -r $WKDR
```



UNESA
Universitas Negeri Surabaya

SERTIFIKAT

No : 075/PAN-SNF/X/2019

Diberikan Kepada :

Menik Ariani

Sebagai Pemakalah dengan Judul :

The Prospect of Natural Uranium and Thorium as Fuel Cycle Input for Small Long-Life Gas Cooled Fast Reactors

dalam Seminar Nasional Fisika 2019 dengan tema:

“Inovasi Fisika dan Aplikasinya di Era Revolusi Industri 4.0”

Diselenggarakan oleh Jurusan Fisika FMIPA Unesa pada tanggal 19 Oktober 2019



Prof. Dr. Madlazim, M. Si.
NIP 196511051991031012



Ketua Panitia
Dr. Titin Sunarti, M. Si.
NIP 196311271987032001

The Prospect of Natural Uranium and Thorium as Fuel Cycle Input for Small Long-Life Gas Cooled Fast Reactors

M Ariani^{1,a}, A Johan¹, F Monado¹, Z Su'ud², and H Sekimoto³

¹Jurusan Fisika, FMIPA Universitas Sriwijaya

²Jurusan Fisika, FMIPA Institut Teknologi Bandung

³CRINES, Tokyo Institute of Technology

^amenik_ariani@unsri.ac.id

Abstract. Thorium has been estimated to be approximately three times more abundant in the Earth's crust than uranium, reflecting the fact that thorium has a longer half-life. However, thorium is not fissile materials that can react spontaneously, is a fertile material whose use needs to be mixed with fissile materials such as uranium. A conceptual design study of Gas Cooled Fast Reactors (GCFR) with Modified CANDU burn-up has been performed. In this study, design GCFR with thermal power 600 MW and helium coolant can be continuously operated by supplying mixed natural uranium-thorium blend without fuel enrichment plant or fuel reprocessing plant. The fuel core regions are subdivided into ten parts (region-1 until region-10) with the same volume in the axial direction. The fresh natural uranium-thorium blend is initially put in region-1, after one cycle of 10 years of burn-up it is shifted to region-2 and region-1 filled by new fresh natural uranium-thorium fuel. This concept is basically applied to all core, i.e. shifted the core of region (i) into region (i+1) after the end of 10 years burn-up cycle. For the next cycles of reactor operation, then we just add only natural uranium and thorium fuel on first region.

CERTIFICATE

Department of Physics, Faculty of Mathematics and Natural Sciences, Universitas Padjadjaran certifies that

Menik Ariani

has contributed in the **4th Padjadjaran International Physics Symposium (PIPS)** on November 13-14, 2019 as

Contributed Speaker

Bandung,
November 14, 2019



PIPS 2019
Dr. Fogar Saragi, M.Si
Chairman of PIPS 2019

Optimized Core Design for Small Long-life Gas Cooled Fast Reactors with Natural Uranium-thorium-blend as Fuel Cycle Input

Menik Ariani^{*1}, Supardi¹, Akmal Johan¹, Fiber Monado¹, Zaki Su'ud², Hiroshi Sekimoto³

¹*Physics Department, Sriwijaya University,*

Kampus Indralaya, Oganllir, Sumatera Selatan, Indonesia

²*Department of Physics Bandung Institute of Technology*

Jl. Ganesha 10, Bandung 40134, Indonesia,

³*CRINES, Tokyo Institute of Technology, O-okayama, Meguro-ku, Tokyo 152, Japan*

^{*}*E-mail: menik_ariani@unsri.ac.id*

Abstract. Nuclear power is the use of nuclear reactions that release nuclear energy to generate heat, which most frequently is then used in steam turbines to produce electricity. Presently, the vast majority of electricity from nuclear power is produced by nuclear fission of uranium. The alternative fuel was thorium with the key similarity is that both can absorb neutrons and transmute into fissile elements. Thorium is approximately three times as abundant as uranium in the earth's crusts, reflecting the fact that thorium has a longer half-life. However, thorium is a fertile material that can not react spontaneously. It needs to be mixed with fissile materials such as uranium or plutonium. Optimized core design and fuel management for small long-life gas cooled fast reactors (GCFR) has been performed. GCFR design with helium coolant can be continuously operated by supplying mixed natural uranium-thorium blend without fuel enrichment plant or fuel reprocessing plant. The fuel core regions are subdivided into ten parts (region-1 until region-10) with the same volume in the axial direction. The fresh natural uranium-thorium blend is initially put in region-1, after one cycle of 10 years of burn-up it is shifted to region-2 and region-1 filled by fresh natural uranium-thorium blend fuel. This concept is basically applied to all regions in axial core, i.e. shifted the core of (i) region into (i+1) region after the end of 10 years burn-up cycle. For the next cycles, we will add only natural uranium-thorium blend on region-1.

Keywords: energy, nuclear, thorium, reactor, burn-up