

Startup Reaktor Cepat Berpendingin Gas Berbahan Bakar UN-PuN dengan Daya 800 MWth

Tri Siswandi Syahputra^{-a*}, Zaki Suud^{-b}

^aProgram Studi Fisika, Jurusan Sains Institut Teknologi Sumatera, ^bInstitut Teknologi Bandung,
Jalan Terusan Ryacudu, Way Hui, Lampung Selatan, Indonesia

*email : trisiswandi@itera.ac.id

Abstrak

Studi *startup* reaktor cepat berpendingin helium dengan bahan bakar uranium alam dan *spent fuel* dari PWR telah dilakukan. Reaktor dengan keluaran daya menengah dioperasikan dengan pengisian ulang bahan bakar setiap 5 tahun selama 40 tahun beroperasi. Perhitungan neutronik dilakukan dengan menggunakan sistem pengkodean SRAC dan JENDL -33 library, dengan model teras *cylindrical cell* 2D R-Z. Reaktor didesain dengan strategi startup pembakaran CANDLE (*Constan Axial shape of Neutron flux, nuclide densities and power shape During Life of Energy producing reactor*) yang dimodifikasi dari keadaan awal sampai akhir operasi. Dalam skema ini, teras aktif dibagi menjadi *region-1* sampai dengan *region-10* arah aksial dengan volume yang sama dan 2 *region* arah radial dengan *fuel fraction* berbeda. Bahan bakar *fresh* Uranium alam awalnya dimasukkan ke dalam *region- 1*, sedangkan *region* lainnya diisi oleh campuran uranium alam dan *spent fuel* dari PWR. Setelah satu siklus operasi, dilakukan pergeseran *region-1* ke *region-2*, *region-2* ke *region -3* dan seterusnya. Bahan bakar pada *region -10* dibuang sedangkan *region-1* akan diisi kembali oleh bahan bakar Uranium alam. Ukuran daya reaktor 800 MWth dengan variasi fraksi bahan bakar telah diselidiki. Perhitungan dilakukan terhadap desain teras reaktor yang menggunakan variasi fraksi bahan bakar di bagian dalam dan luar : 50%,55%; 55%,60%, dan 60%,65%. Reaktor dengan fraksi bahan bakar 50,55% menunjukkan desain yang optimal dengan rasio antara puncak dengan daya rata-rata diperoleh nilai 1.57 arah radial dan 2.57 arah aksial.

Kata Kunci : Reaktor Cepat, *Modified CANDLE*, *Spent fuel*

1. Latar Belakang

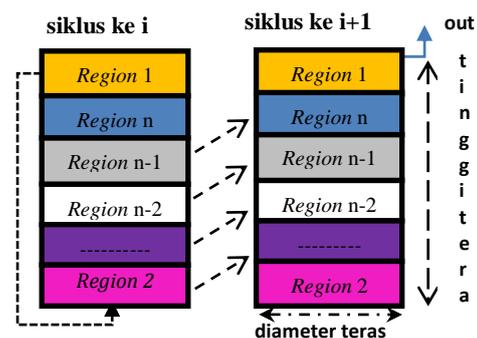
Perkembangan reaktor nuklir mengalami perubahan fase dari generasi I sampai ke generasi IV. Sistem reaktor nuklir generasi IV adalah sistem teknologi yang berkompetisi di semua pasar dengan teknologi paling efektif dan memiliki kelebihan mengembangkan sistem keselamatan pasif yang mampu meminimalkan kecelakaan. Salah satu jenis reaktor generasi IV adalah *Gas-Cooled Fast Reactor* (GFR). GFR dipertimbangkan sebagai konsep yang memiliki prospek cerah dan memiliki prioritas tinggi dalam pembangunan sistem energi nuklir dilengkapi dengan fitur utama terkait keberlanjutan, ketahanan daur ulang, ekonomis dan faktor keselamatan.^[1]

Reaktor yang memiliki level *burnup* tinggi akan lebih menjanjikan dari segi ekonomi dan fleksibilitas. Saat ini terdapat beberapa metode peningkatan level *burnup* diantaranya adalah CANDLE (*Constant Axial shape of Neutron flux, nuclide densities, and power shape During Life of Energy production*). Metode ini membagi bahan bakar menjadi beberapa *region*, proses pembakaran seperti pembakaran pada lilin. Metode ini menghasilkan *burnup* yang tinggi namun kurang fleksibel dalam pergantian bahan bakar^[2].

Untuk meningkatkan fleksibilitas, dilakukan modifikasi metode tersebut dengan cara

membagi teras arah aksial menjadi beberapa *region* dengan volume sama namun berisikan bahan bakar yang berbeda (gambar 1). Setelah satu periode operasi, dilakukan proses pemindahan bahan bakar di tiap *region*. Metode ini menghasilkan *burnup* dan faktor multifikasi efektif yang tinggi, namun hanya menyajikan data neutronik selama satu periode pengisian bahan bakar^[3,4].

Diperlukan proses *startup* yaitu suatu konsep analisis reaktor yang dapat menghitung faktor multifikasi dari awal operasi sampai berakhir operasi dengan metode CANDLE yang dimodifikasi dengan input bahan bakar Uranium alam dan *spent fuel* dari reaktor termal (PWR). Desain dioptimasi dengan memvariasikan fraksi bahan bakar pada arah aksial dan radial.



Gambar 1. Pembagian *region* dan pemindahan bahan bakar Modified Candle

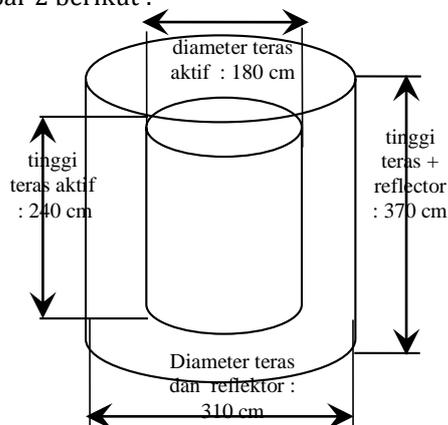
2. Metodologi

Penelitian ini dilaksanakan dengan menggunakan program SRAC (*Standard Thermal Reactor Analysis Code System*) yang dikembangkan JAERI (*Japan Atomic Energy Research Institute*) dengan menggunakan data nuklir versi JENDL-33 library. Spesifikasi umum reaktor yang diterapkan pada simulasi analisis neutronik seperti terlihat pada Tabel 1.

Tabel 1. Spesifikasi umum desain reaktor.

Parameter	Spesifikasi
Daya termal	800 MWth
Periode <i>Burnup</i>	40 tahun
Periode <i>Refueling</i>	5 tahun
Geometri Teras	<i>Cylinder Balance</i>
Bahan Bakar	UnPuN
<i>Cladding</i>	SS316
<i>Coolant</i>	Helium
Tipe <i>Pin cell</i>	<i>Cylinder cell</i>
Pin pitch/diameter	1.45 cm
Tinggi Teras aktif	240 cm
Diameter Teras Aktif	180 cm
Tebal <i>Cladding</i>	10 mm
Tebal Reflektor	65 cm

Perhitungan ini menggunakan geometri PIJ (modul untuk menghitung neutronik tingkat sel bahan bakar) dengan metode matriks probabilitas tumbukan sebagai langkah awal analisis perancangan reaktor nuklir. Sel silinder berukuran 1.45 cm satu dimensi yang dibagi 3 daerah yaitu : daerah pertama adalah bahan bakar (*fuel*) dengan jari jari 0.55 cm, daerah kedua adalah kelongsong (*cladding*) dengan tebal 0.04 cm dan daerah ketiga adalah pendingin (*coolant*) dengan tebal 0.135 cm. Sedangkan geometri teras pada tabel 1 digambarkan pada gambar 2 berikut :



Gambar 2. Geometri teras reaktor

Dalam perhitungan Teras, CITATION (modul untuk menyelesaikan persamaan difusi multigrup) pada SRAC diambil bagian ½ teras. Desain teras heterogen dibagi menjadi 10 daerah aksial dan 2 daerah radial (*inner dan outer*) dengan mengatur komposisi bahan bakar pada

arah aksial dan radial sehingga seperti pada Gambar 3:

R	R	R	Komposisi bahan
F1	F1''	R	→ Uranium Alam
F10	F10''	R	→ 13% <i>Spent fuel</i>
F9	F9''	R	→ Uranium Alam + 12% <i>Spent fuel</i>
F8	F8''	R	→ Uranium Alam + 11% <i>Spent fuel</i>
F7	F7''	R	→ Uranium Alam + 10% <i>Spent fuel</i>
F6	F6''	R	→ Uranium Alam + 9% <i>Spent fuel</i>
F5	F5''	R	→ Uranium Alam + 8% <i>Spent fuel</i>
F4	F4''	R	→ Uranium Alam + 7% <i>Spent fuel</i>
F3	F3''	R	→ Uranium Alam + 6% <i>Spent fuel</i>
F2	F2''	R	→ Uranium Alam + 5% <i>Spent fuel</i>
R	R	R	

F1-F10 : *Inner fuel* (fraksi rendah)
 F1''-F10'' : *Outer fuel* (fraksi tinggi)
 R : Reflektor

Gambar 3. Ilustrasi sebuah teras dan pembagian bahan bakar

Startup dilakukan dengan menghitung aktivitas neutronik sepanjang tahun dan saat *refueling* dengan cara menggeser bahan bakar di *region* atas ke *region 2*, mengikuti *region* lain bergeser satu tahap. Sedangkan *region 10* dibuang dan diganti dengan bahan bakar uranium alam, seperti ilustrasi pada gambar 1.

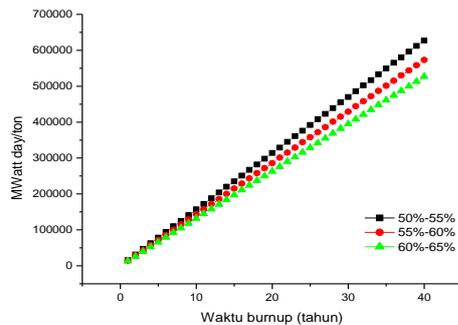
Untuk mengetahui efektivitas *burnup*, divariasikan nilai fraksi bahan bakar *region* dalam dan luar yaitu : 50% dan 55% ; 55% dan 60% serta 60% dan 65%.

Untuk optimalisasi nilai kritis, divariasikan komposisi *spent fuel* pada setiap *region* dengan komposisi 1-17% pada setiap *region*.

3. Hasil dan Pembahasan

Pada perhitungan sel (PIJ), bahan bakar diproses selama 40 tahun dengan interval pengambilan data (*refueling*) setiap 5 tahun sekali. Perhitungan sel bahan bakar tersebut menghasilkan beberapa parameter neutronik, diantaranya *level burnup*, faktor multiplikasi tak hingga (*k-inf*), faktor multiplikasi efektif (*k-eff*), dan distribusi daya. Selanjutnya nilai multiplikasi efektif dibandingkan dengan penambahan *spent fuel* dari PWR untuk mengurangi *excess reactivity* diawal periode operasi.

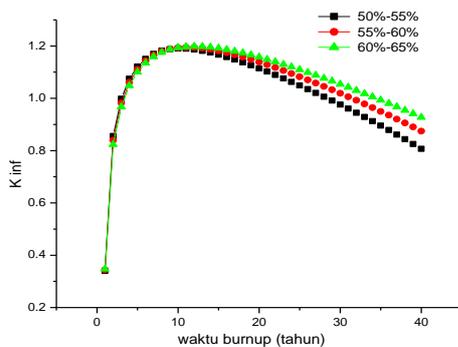
Perbandingan *level burnup* dengan fraksi bahan bakar antara 50;55%, 55;60% dan 60;65% ditampilkan pada gambar 4 :



Gambar 4. Perubahan level *burnup* pada setiap fraksi bahan bakar

Pada gambar 4, terlihat bahwa fraksi bahan bakar yang lebih rendah berada pada level *burnup* lebih tinggi. Uranium pada fraksi terendah menghasilkan bahan bakar fisil lebih cepat dibandingkan dengan fraksi yang lebih tinggi, sehingga memiliki level *burnup* tertinggi. Semakin tinggi level *burnup* suatu reaktor maka efisiensi bahan bakar semakin baik dan akan menguntungkan dari segi ekonomi.

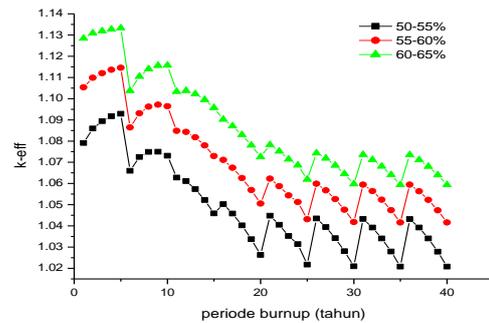
Perbandingan nilai faktor multiplikasi tak hingga dengan fraksi bahan bakar antara 50;55%, 55;60% dan 60;65% ditampilkan pada gambar 5.



Gambar 5. Faktor multiplikasi tak hingga reaktor terhadap periode *burnup*

Dari grafik pada gambar 5 terlihat bahwa semakin besar fraksi bahan bakar yang digunakan, maka semakin besar nilai k_{inf} yang bertahan sampai akhir periode umur reaktor, hal ini diakibatkan karna fraksi bahan bakar yang besar membuat banyak reaksi fisi sehingga jumlah neutron yang dihasilkan semakin besar seiring dengan besarnya jumlah flux neutron.

Hasil perhitungan teras reaktor juga menghasilkan Faktor multiplikasi efektif (k_{eff}) dan distribusi daya pada arah radial dan aksial. Perbandingan nilai k_{eff} pada daya 800 MWth dengan fraksi bahan bakar antara 50;55%, 55;60% dan 60;65% ditampilkan pada gambar 6.



Gambar 6. Faktor multiplikasi efektif setiap fraksi bahan bakar terhadap periode *burnup*

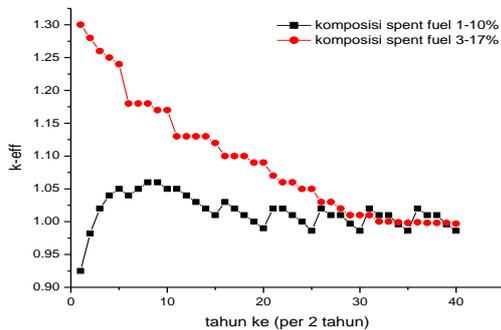
Pada Gambar 6 terlihat nilai k_{eff} selama 40 tahun dalam berbagai fraksi bahan bakar. Nilai k_{eff} diperoleh berkisar diatas 1 yang menunjukkan reaktor dalam keadaan kritis, dan memungkinkan keberlangsungan reaksi fisi berantai. Fluktuasi nilai kekritisian reaktor merupakan akibat dari perbedaan jumlah bahan bakar fisil yang digunakan. Pada awal operasi terdapat banyak bahan bakar fisil yang terbiakkan dan mengalami reaksi fisi berantai pada teras aktif. [5]

Nilai k_{eff} diawal cukup tinggi, kemudian mengalami penurunan perlahan setelah tahun ke 10, lalu sekitar tahun ke 15 k_{eff} mengalami pola berulang (fluktuasi) mendekati keadaan keseimbangan. Hal ini dikarenakan setiap pergantian bahan bakar pada *region 1* yang diisi oleh uranium alam, k_{eff} mengalami kenaikan sedikit, lalu kemudian turun kembali sampai periode *refueling* selanjutnya, begitu seterusnya sampai sampai 40 tahun. Saat *refueling*, k_{eff} mengalami kenaikan dikarenakan teras diisi bahan bakar yang baru sementara bahan bakar pada *region 1* dibuang, akibatnya proses fisi yang dihasilkan akan semakin besar.

Semakin besar fraksi bahan bakar, maka semakin besar nilai k_{eff} yang dihasilkan. Ini dikarenakan fraksi bahan bakar yang besar mengandung material *fisil* yang lebih banyak yang dapat menghasilkan banyak neutron yang baru. Dengan mempertimbangkan faktor *excess reactivity* dan keseimbangan K_{eff} , desain reaktor dengan daya 800 MWth pada fraksi bahan bakar 50;55% dipertimbangkan menjadi desain yang paling baik.

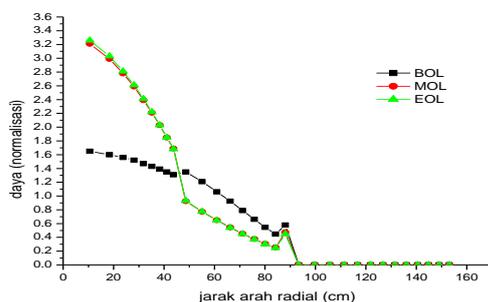
Variasi komposisi bahan bakar yang berbeda juga mempengaruhi keadaan kritis reaktor. Telah dilakukan beberapa variasi bahan bakar pada fraksi bahan bakar 50%;55% dengan menambahkan *spent fuel* dari PWR sebanyak 1-10 % dan 3-17 % masing masing pada *region 2-10*. Hasilnya ditunjukkan pada gambar 7. Penggunaan nilai komposisi *spent fuel* terhadap uranium alam yang besar (3-17%) dengan tidak

memperhatikan parameter lain mengakibatkan nilai k-eff dalam keadaan super kritis, sedangkan nilai komposisi *spent fuel* 1-10 % menghasilkan nilai k-eff yang kritis dan ideal untuk dijadikan referensi pembagian bahan bakar. Hal ini dikarenakan *spent fuel* pada bahan bakar akan mempengaruhi populasi neutron diawal periode.

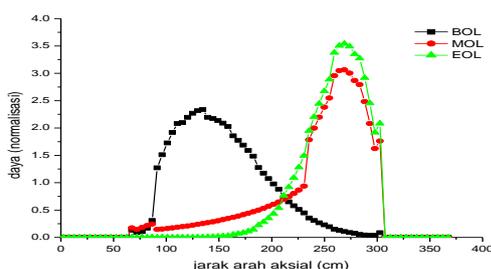


Gambar 7. Nilai k-eff pada komposisi *spent fuel* yang berbeda dengan daya keluaran 800 MWth

Distribusi daya arah radial dan aksial sangat diperlukan untuk mengetahui sebaran daya pada teras reaktor keseluruhan. Desain teras reaktor yang optimum memiliki distribusi daya yang merata. Distribusi daya yang merata dapat mengoptimasi reaktor dari aspek analisis termal hidrolik maupun aspek keamanan reaktor. Gambar 8 menunjukkan pola distribusi densitas daya di teras arah radial dan gambar 9 menunjukkan pola distribusi densitas daya arah aksial pada awal, tengah dan akhir operasi reaktor.



Gambar 8. Distribusi daya arah radial



Gambar 9. Distribusi daya arah radial

Distribusi daya arah radial pada awal operasi (BOL) tengah operasi (MOL) dan akhir operasi (EOL) mengalami perbedaan yang cukup signifikan. Perbedaan ini menunjukkan bahwa distribusi daya akibat proses *burnup* berlangsung tidak merata. Kondisi ideal akan dicapai jika rasio antara puncak daya dengan daya rata-rata bernilai ≈ 1 (*power peaking*). Pada perhitungan rasio antara puncak dengan daya rata-rata diperoleh nilai 1.57 awal operasi dan 1.7 untuk akhir operasi. Perbedaan kecepatan pembakaran yang terjadi di wilayah teras bagian dalam dengan teras bagian luar menyebabkan densitas daya tidak merata.

Variasi daya keluaran juga menunjukkan bahwa semakin besar daya keluaran, maka semakin besar perubahan distribusi daya yang dihasilkan. Pada perhitungan, rasio antara puncak dengan daya rata-rata diperoleh nilai 2.57 dengan densitas daya 280 W/cc. Perbedaan kecepatan pembakaran yang terjadi di wilayah teras bagian dalam dengan teras bagian luar menyebabkan densitas daya tidak merata.

4. Kesimpulan

Desain reaktor yang dirancang menunjukkan nilai faktor multiplikasi efektif yang kritis dan dapat dioperasikan dalam waktu 40 tahun. Pola k-eff yang berfluktuasi diakibatkan pengaruh perubahan *burnup* disetiap *refueling* dalam periode operasi dan membentuk keadaan keseimbangan pada 15 tahun.

Distribusi daya arah aksial dan radial mengalami pergeseran mulai dari awal operasi sampai akhir operasi. Nilai rasio antara puncak dengan daya rata-rata arah radial 1,7 pada Densitas daya 280 W/cc dan 2.57 pada arah aksial dengan densitas daya 300 W/cc. Nilai ini masih normal dalam desain reaktor cepat. Sehingga melalui pertimbangan beberapa parameter neutronik, reaktor dengan daya 800 MWth dengan fraksi bahan bakar 50;55% merupakan desain yang paling optimal.

Daftar Pustaka

- [1] P. Dumaz, dkk. *Gas-cooled fast reactors-Status of CEA preliminary design studies*. Nuclera Engineering Design (2007).
- [2] Sekimoto, *Light a CANDLE, an Innovation Burnup Strategy Of Nuclear Reactor, Second Edition*. Tokyo Institute Of Technology JAPAN (2010)
- [3] Menik Ariani, *Desain Konseptual Reaktor Cepat Berpendingin Helium Dengan Skema Modified Candle Burnup Menggunakan Uranium/Thorium Alam Sebagai Input Siklus Bahan Bakar*. Program Studi Fisika ITB (2007)

- [4] Su'ud, Z., Sekimoto, H., *Design Study of Medium-Sized Pb-Bi Cooled Fast Reactor with Natural Uranium as Fuel Cycle Input using Modified CANDLE Burnup Scheme*, Int. J. NEST, Vol. 7, No. 1, 2012.
- [5] M.K. Saadi, A. Abbaspour and A. Pazirandeh: *Startup of "CANDLE" burnup in a Gas-cooled Fast Reactor using Monte Carlo method* Annals of Nuclear Energy 50 pp p.44-49(2012)