

STUDI AWAL DESAIN REAKTOR CEPAT BERPENDINGIN GAS BERBASIS BAHAN BAKAR URANIUM ALAM

Menik Ariani^{*1,2}, M. Ali Shafii^{1,3}, Ade Gaffar Abdullah^{1,4}, Zaki Su'ud¹

¹Jurusan Fisika, Institut Teknologi Bandung
Jl. Ganesha 10, Bandung 40134

²Jurusan Fisika, Universitas Sriwijaya
Kampus Indralaya, Ogan Ilir, Sumatera Selatan

³Jurusan Fisika, Universitas Andalas

⁴Kampus Limau Manis, Padang, Sumatera Barat
Program Studi Pendidikan Teknik Elektro FPTK UPI
Jl. Dr. Setiabudhi 207 Bandung 40152

*E-mail: menikariani@students.itb.ac.id

ABSTRAK

Makalah ini menyajikan hasil studi awal desain neutronik Reaktor Cepat Berpendingin Gas yang berumur panjang. Reaktor ini memiliki kelebihan ekonomis yaitu hanya memerlukan Uranium Alam dalam siklus bahan bakarnya. Tahap awal dilakukan dengan memberikan tebakan untuk geometri teras, fraksi volume dan fraksi massa bahan bakar, struktur cladding dan pendingin untuk menghitung parameter *k-effective* (*effective multiplication factor*), level *burn-up* dan perubahan densitas nuklida U_{238} & Pu_{239} .

Perhitungan dilakukan menggunakan program SRAC-CITATION. Program SRAC dengan data nuklida JENDL-3.2 menghasilkan nilai makroskopik *cross section* untuk delapan grup energi. Penyelesaian numerik persamaan difusi multigrup untuk geometri teras 2-D dilakukan dengan kode CITATION. Hasil studi menunjukkan bahwa dengan skema Modified CANDLE *burn-up*, total daya termal keluaran adalah 550 MWth. Reaktor dapat beroperasi selama 100 tahun, dengan tiap siklus bahan bakar 10 tahun.

Kata-kata kunci: teras, neutronik, difusi multigrup, *burn-up*

ABSTRACT

This paper presents the preliminary neutronic design study of long life Gas Cooled Fast Reactor. The reactor has the advantage to meet economic demand because it can use only Natural Uranium as fuel cycle input. The first to extend guess core geometry, volume and mass fraction, cladding and coolant structure to calculation the parameters: effective multiplication factor, burn-up level, nuclide density U_{238} and Pu_{239} .

The calculation was performed by SRAC-CITATION code. SRAC code with JENDL-3.2 nuclide data library was results the value of macroscopic cross section for eight energy groups. The numerical solution of multi-group diffusion equations for two dimensional full cores was calculated by CITATION code. The result study shows that with Modified CANDLE burn-up scheme, total thermal power output for reference core is 550 MWth. The reactor can operates for 100 years with 10 years in each fuel cycle input.

Keywords: core, neutronic, multi-group diffusion, *burn-up*

I. PENDAHULUAN

Saat ini telah dikembangkan berbagai sumber energi alternatif, salah satunya adalah energi nuklir. Menurut Badan Energi Atom International (International Atomic Energy Agency) jumlah Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN) di dunia sudah mencapai 441 buah dan hingga tahun 2020 diperkirakan akan ada tambahan 126 PLTN baru (IAEA, 2005). Energi nuklir sudah dipastikan akan menjadi salah satu sumber energi alternatif yang akan digunakan di Indonesia. Peran energi nuklir akan sangat penting bersama sumber energi baru dan terbarukan lainnya dalam menjamin pasokan dan keamanan energi listrik di Indonesia. Diperkirakan, kontribusi energi nuklir akan mencapai sekitar 4000

MW pada tahun 2025. Pengembangan energi nuklir didasarkan pada PP nomor 43/2006 serta UU nomor 17/2007 tentang Pembangunan Jangka Panjang tahun 2005-2015.

Energi nuklir sendiri pada gilirannya sudah mengalami fase regenerasi dari generasi I, II, III sampai sekarang dan generasi IV di masa yang akan datang. Sistem energi nuklir generasi IV adalah teknologi yang akan berkompetisi di semua pasar dengan teknologi paling efektif, yang diharapkan akan dapat digunakan lebih dari tiga dasawarsa ke depan. Keuntungan generasi IV dibandingkan generasi sebelumnya meliputi pengurangan biaya pokok, keamanan nuklir yang dipertinggi, limbah nuklir yang diperkecil, dan pengurangan lebih lanjut dalam resiko pembuatan bahan senjata. Setidaknya ada enam jenis sistem pendingin yang digunakan reaktor generasi IV ini yaitu (Rooijen, 2006):

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

Pada penelitian ini dilakukan desain awal dari salah satu reaktor generasi IV yaitu reaktor nuklir cepat berpendingin gas, *Gas-Cooled Fast Reactor* (GFR). GFR dipertimbangkan sebagai konsep yang menjanjikan dan memiliki prioritas tinggi dalam pembangunan sistem energi nuklir. Spesifikasi utama dari konsep GFR adalah dukungan persetujuan internasional terhadap tujuan Generasi IV yang diterjemahkan menjadi beberapa fitur utama menyangkut *sustainability*, *proliferation resistance*, ekonomi dan keselamatan (Bassi, 2008).

II. TINJAUAN PUSTAKA

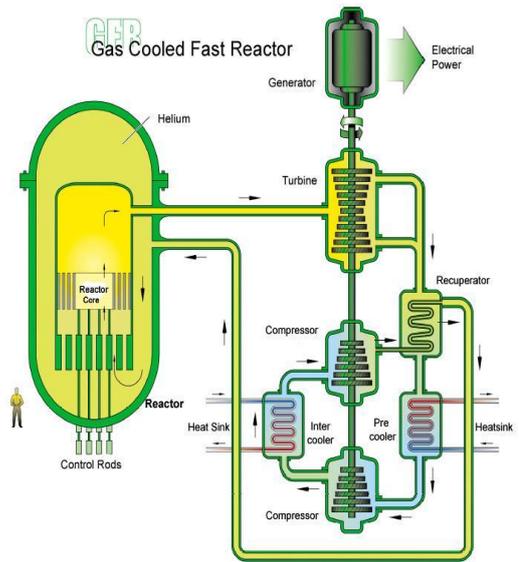
2.1. Reaktor Cepat Berpendingin Gas (*Gas Cooled Fast Reactor*)

Reaktor nuklir adalah tempat terjadinya reaksi pembelahan inti (nuklir) atau dikenal dengan reaksi fisi berantai yang terkendali. Bagian utama reaktor nuklir yaitu elemen bakar, perisai, moderator dan elemen kendali. Reaksi fisi berantai terjadi apabila inti dari suatu unsur yang dapat membelah atau *fissionable* (Uranium-235, Uranium-233) bereaksi dengan neutron termal yang akan menghasilkan unsur-unsur lain dengan cepat serta menimbulkan energi panas dan neutron-neutron baru. Beberapa teknologi reaktor telah dikembangkan di dunia. Reaktor fisi secara kasar dapat dibagi menjadi dua macam, tergantung energi yang digunakan untuk mempertahankan reaksi fisi berantai, yaitu (Duderstadt, 1976):

1. reaktor termal/lambat, reaksi fisi didominasi oleh neutron termal. Reaktor ini dikarakterisasi oleh adanya moderator yang digunakan untuk menurunkan kecepatan neutron dan menurunkan energi kinetiknya.
2. reaktor cepat yaitu reaksi fisi yang didominasi oleh neutron cepat, ditandai dengan pengurangan bahan moderator. Reaktor ini memerlukan bahan bakar yang diperkaya dengan sangat tinggi, atau plutonium, untuk mengurangi jumlah U-238 yang akan menyerap neutron cepat.

Gas-cooled Fast Reactor (GCFR) adalah reaktor cepat Generasi IV yang sedang dalam tahap pengembangan (gbr. 1). Reaktor-reaktor Generasi IV belum akan dikomersialkan sebelum tahun 2030. Penelitian reaktor-reaktor jenis ini secara resmi dimulai oleh *The Generation IV International Forum* (GIF) berdasarkan delapan tujuan teknologi. Tujuan utamanya adalah untuk meningkatkan keselamatan nuklir, meningkatkan resistensi proliferasi, meminimisasi limbah dan penggunaan sumber daya alam, mengurangi biaya dalam pembangunan dan pengoperasian reaktor.

GCFR umumnya menggunakan pendingin helium, mempunyai spektrum cepat dan menggunakan perputaran bahan bakar tertutup. Seperti halnya reaktor dengan pendingin gas spektrum termal seperti GT-MHR dan PBMR, temperatur *outlet* yang tinggi dari pendingin helium memungkinkan untuk menghasilkan listrik, hidrogen atau proses panas lain dengan efisiensi tinggi. Namun berbeda dengan reaktor termal, GFR tidak menggunakan grafit sebagai moderator. Massa termal dan konduktivitas termal lebih rendah dibandingkan dengan reaktor termal sehingga temperatur teras dapat naik mencapai 1600⁰C/menit. Untuk mengeliminasi temperatur ekstrim maka diperlukan keramik *carbide* dan nitrit seperti SiC, ZrC, TiC, TiN dan ZrN sebagai material campuran penyusun bahan bakar (Fielding et al., 2007).



Gambar 1. Gas Cooled Fast Reactor

Sistem GFR mengutamakan spektrum neutron cepat dan perputaran bahan bakar tertutup GFR menggunakan gas SiC sebagai pendingin untuk mengefisienkan konversi uranium fertil dan manajemen aktinida. GFR beroperasi dalam putaran bahan bakar yang tertutup dengan interval pengisian bahan bakar yang lama (10 sampai 20 tahun). Keutamaannya adalah desain yang diperuntukkan bagi produksi listrik dalam jaringan kecil dan bagi negara berkembang yang tidak mau menyebarkan infrastuktur perputaran bahan bakar alaminya untuk mendukung sistem energi nuklirnya. Sistem baterai ini didesain untuk pembangkitan listrik yang terdistribusi dan produk lain, termasuk hidrogen dan air yang dapat diminum.

2.2. Analisa Neutronik

Analisis neutrtionik dilakukan dengan menyelesaikan persamaan difusi dan persamaan burn-up.

Persamaan difusi neutron multigrup (Duderstadt, 1976):

$$\begin{aligned} \nabla \cdot \nabla \phi + \Sigma_a \phi - \sum_{g=1}^{G-1} \Sigma_{s,g} \phi_g &= -S \\ \lambda \frac{d\phi}{dt} + \beta \phi - \sum_{g=1}^{G-1} \lambda_{g-1} \phi_{g-1} &= S \end{aligned} \quad (1)$$

Dengan *cross section* total:

$$\Sigma_a = \Sigma_{a0} + \Sigma_{a1} \phi + \Sigma_{a2} \phi^2 + \dots \quad (2)$$

Bila ditinjau teras pada keadaan tunak (*steady state*), maka variabel waktu dapat diabaikan, dan dengan definisi bahwa material pada setiap *region* teras adalah homogen, maka persamaan (2) akan berbentuk:

$$\nabla \cdot \nabla \phi + \Sigma_a \phi - \sum_{g=1}^{G-1} \Sigma_{s,g} \phi_g = -S \quad (3)$$

Pers. (3) memiliki syarat batas $\phi(r_s) = S(r_s) = C$. Teras reaktor yang ditinjau memiliki geometri silinder dua dimensi R-Z. Operator Laplacian pada geometri silinder yaitu:

$$\nabla^2 \phi = \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(r \frac{\partial \phi}{\partial r} \right) + \frac{\partial^2 \phi}{\partial z^2} \quad (4)$$

Substitusi persamaan (4) ke (3) menjadi:

$$\frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(r \frac{\partial \phi}{\partial r} \right) + \frac{\partial^2 \phi}{\partial z^2} - \Sigma_g \phi = \frac{1}{k} \left(\Sigma_f \phi + \sum_{l \neq g} \lambda_l N_l \right) \quad (5)$$

Metode numerik Iterasi Jacobi Iteration menghasilkan bentuk diskrit persamaan (5) yaitu:

$$\phi_g = \frac{1}{D_g} \left(\frac{C}{k} + \sum_{l \neq g} \lambda_l N_l + \sum_{l \neq g} \frac{A_{lg}}{k} \phi_l \right) \quad (6)$$

Selama masa pengoperasian reaktor, komposisi bahan bakar akan senantiasa berubah, karena isotop-isotop fisil akan terkonsumsi (berkurang) dan dihasilkan produk fisi. Persamaan *burnup* dapat dituliskan sebagai berikut:

$$\frac{dN_A}{dt} = \lambda_B N_B - \lambda_A N_A - \sum_g \sigma_{Ag} \phi N_A + \sum_g \sigma_{Bg} \phi N_B + \sum_g \sigma_{Cg} \phi N_C \quad (7)$$

Suku $\lambda_A N_A$ adalah bagian yang hilang karena peluruhan radioaktif, sedangkan $\left[\sum_g \sigma_{Ag} \phi \right] N_A$ adalah bagian yang hilang karena tangkapan neutron, suku $\lambda_B N_B$ merupakan nuklida tambahan nuklida A akibat peluruhan B menjadi A dan suku $\left[\sum_g \sigma_{Cg} \phi \right] N_C$ adalah perubahan dari C menjadi A melalui tangkapan neutron.

III. METODOLOGI

Reaktor GCFR pada penelitian ini memiliki parameter desain sebagai berikut:

Tabel 1. Parameter Target Desain Reaktor

Parameter	Spesifikasi
Power	550 MWth
Umur reaktor	100 th
material bahan bakar	Natural Uranium-Nitride
Material pendingin	Helium
Satu siklus bahan bakar	10 years
Fuel:cladding:coolant	55%:10%:35%
Geometri teras	Cylinder 2-D (RZ)
Lebar teras	240 cm
Tinggi teras	350 cm

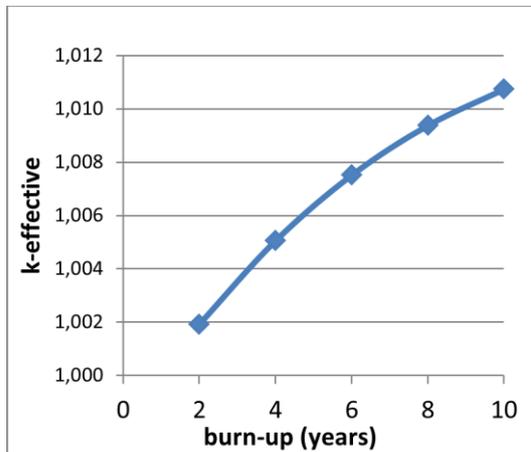
Perhitungan dilakukan menggunakan kode code SRAC-CITATION (Okumura, 2002). Dengan menggunakan data nuklida dari JENDL-3.2, SRAC menghasilkan data penampang lintang mikroskopik dan makroskopik dari material teras reaktor. Perhitungan ini terus berulang sesuai dengan banyaknya *burn-up* yaitu 100 tahun. Data makroskopik ini digunakan pada program CITATION untuk mencari faktor multiplikasi efektif, *burn-up* level serta perubahan densitas atom U_{238} dan Pu_{239} .

Strategi *burnup* yang digunakan adalah *modified CANDLE (Constant Axial shape of Neutron flux, nuclide densities and power shape During Life of Energy producing reactor)*. Bahan bakar berbasis uranium alam mula-mula diletakkan di *region 1*, setelah 10 tahun beroperasi maka bahan bakar dari *region 1* ini dipindahkan ke *region 2*. Tentunya kandungan plutonium dari bahan bakar yang telah 10 tahun diletakkan di *region 1* ini telah mulai tumbuh meskipun belum cukup besar. Selanjutnya setelah 10 tahun operasi juga bahan bakar dari *region 2* dipindahkan ke *region 3*. Seterusnya setelah 10 tahun operasi berikutnya bahan bakar dari *region 3* dipindahkan ke *region 4*, demikian seterusnya sehingga bahan bakar dari *region 9* dipindahkan ke *region 10* (Su'ud, 2009).

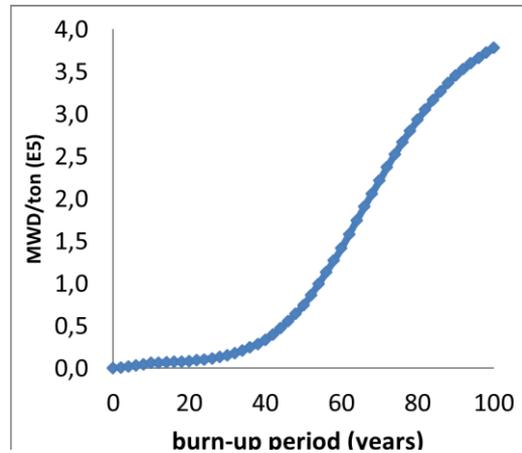
IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil perhitungan dengan kode SRAC-CITATION disajikan sebagai berikut:

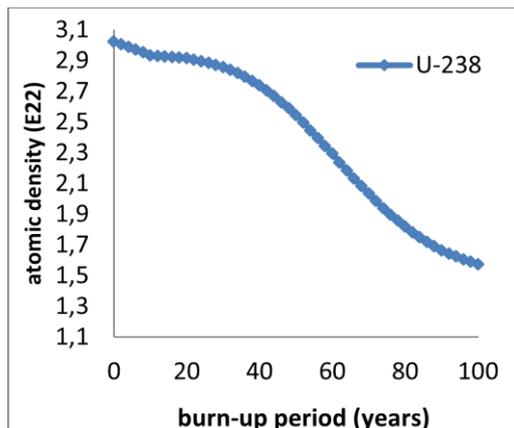
Grafik 1. Faktor multiplikasi efektif



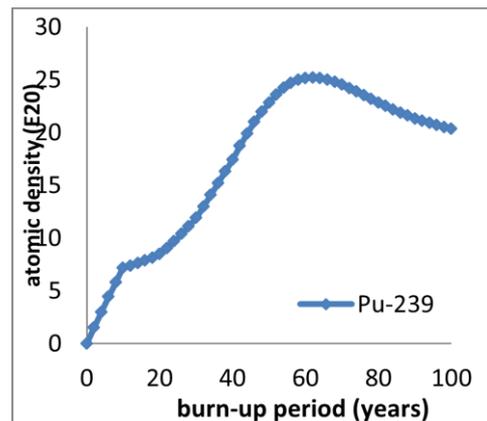
Grafik 2. *Burn-up* level



Grafik 3. Densitas atom Uranium-238



Grafik 3. Densitas atom Plutonium-239



Nilai *k-effective* merupakan penyeimbang antara laju hilangnya neutron dengan laju produksi neutron Grafik 1 menunjukkan nilai *k-effective* selama satu siklus bahan bakar (10 tahun). Kondisi superkritis ($k\text{-eff} > 1$) dapat dicapai, yang berarti reaktor berjalan stabil dan efektif karena kenaikan populasi neutron yang dihasilkan oleh *burn-up* bahan bakar. Grafik 2 menunjukkan kenaikan nilai faktor multiplikasi infinite selama *burn-up* 100 tahun. Sebelum 30 tahun kenaikannya lambat, namun setelah 30 tahun naik dengan cepat, signifikan dengan akumulasi plutonium-239 yang dihasilkan oleh *burn-up* bahan bakar. Grafik 3 dan 4 menunjukkan perubahan densitas atom bahan bakar. Pemakaian bahan bakar Uranium-238 akan menghasilkan atom Plutonium-239 yang akan memicu reaksi fisi pada reaktor.

V. KESIMPULAN

Berdasarkan parameter yang meliputi ukuran reaktor, geometri teras, fraksi volume dan fraksi massa bahan bakar, struktur dan pendingin, zone placement (axial/radial), desain ini dapat digunakan untuk menghasilkan reaktor cepat berpendingin Helium uang berumur panjang (100 tahun) dengan daya thermal sebesar 550 MWth.

VI. DAFTAR PUSTAKA

1. Bassi, C and Marque, M., 2008, *Reliability Assessment of 2400 MWth Gas-Cooled Fast Reactor Natural Circulation Decay Heat Removal in Pressurized Situations*, Science and Technology of Nuclear Installations Volume 2008.
2. Duderstadt, J.J, 1976, *Nuclear Reactor Analysis*, John Wiley & Sons
3. Fielding, R. et al, 2007, *Gas-cooled fast reactor fuel fabrication*, Journal of Nuclear Material Volume 371, Issues 1-3, 15 September 2007, Pages 243-249
4. Okumura, Keisuke, 2002. *The Comprehensive Neutronics Calculation Code System*, JAERI.
5. Rooijen, W.F.Geert, 2006, *Improving Fuel Cycle Design and Safety Characteristics of a Gas Cooled Fast Reactor*, IOS Press
6. Su'ud, Z. and H. Sekimoto, 2009, *Design Study Of Long Life Pb-Bi Cooled Fast Reactor With Natural Uranium As Fuel Cycle Input Using Modified Candle Burn-up Scheme* , Annals of Nuclear Energy.