

# SIMULASI KECELAKAAN REAKTOR NUKLIR JENIS GAS COOLED FAST REACTOR

Ade Gafar Abdullah<sup>1)</sup> Zaki Su'ud<sup>2)</sup> Yanti Yulianti<sup>3)</sup>

<sup>1</sup>Program Studi Teknik Tenaga Elektrik, FPTK UPI, Jl. Dr. Setiabudi, 207 Bandung, email : [ade\\_gaffar@upi.edu](mailto:ade_gaffar@upi.edu)

<sup>2</sup>Program Studi Fisika, FMIPA, ITB, Jl. Ganesha 10, Bandung 40134, Email: [szaki@fi.itb.ac.id](mailto:szaki@fi.itb.ac.id)

<sup>3</sup>Jurusan Fisika, FMIPA, Universitas Lampung, email: [y\\_yanti@students.itb.ac.id](mailto:y_yanti@students.itb.ac.id)

**Abstrak :** Makalah ini akan memaparkan hasil perhitungan analisis keselamatan reaktor nuklir jenis *gas cooled fast reactor (GFR)* berpendingin gas Helium. Sebagai analisis awal geometri reaktor masih berupa slab 1D multigrup arah z. Tahapan perhitungan meliputi analisis distribusi neutronik dengan menyelesaikan persamaan difusi, menghitung distribusi temperatur pada keadaan tunak, menyelesaikan persamaan kinetika titik, menghitung distribusi temperatur pada keadaan transien dan menghitung reaktivitas umpan balik. Simulasi dilakukan pada kecelakaan jenis *UTOP (Unprotected Transien Over Power)*. Simulasi kecelakaan reaktor dilakukan dengan memasukkan reaktivitas sebesar  $\rho = 0.0035$  dan  $\rho = 0.0055$ . Keadaan ini cukup membuat reaktor berada dalam kecelakaan, daya reaktor, temperatur bahan bakar dan temperatur pendingin terlihat naik beberapa kali lipat.

**Kata Kunci :** kecelakaan reaktor nuklir, *gas cooled reactor*

## PENDAHULUAN

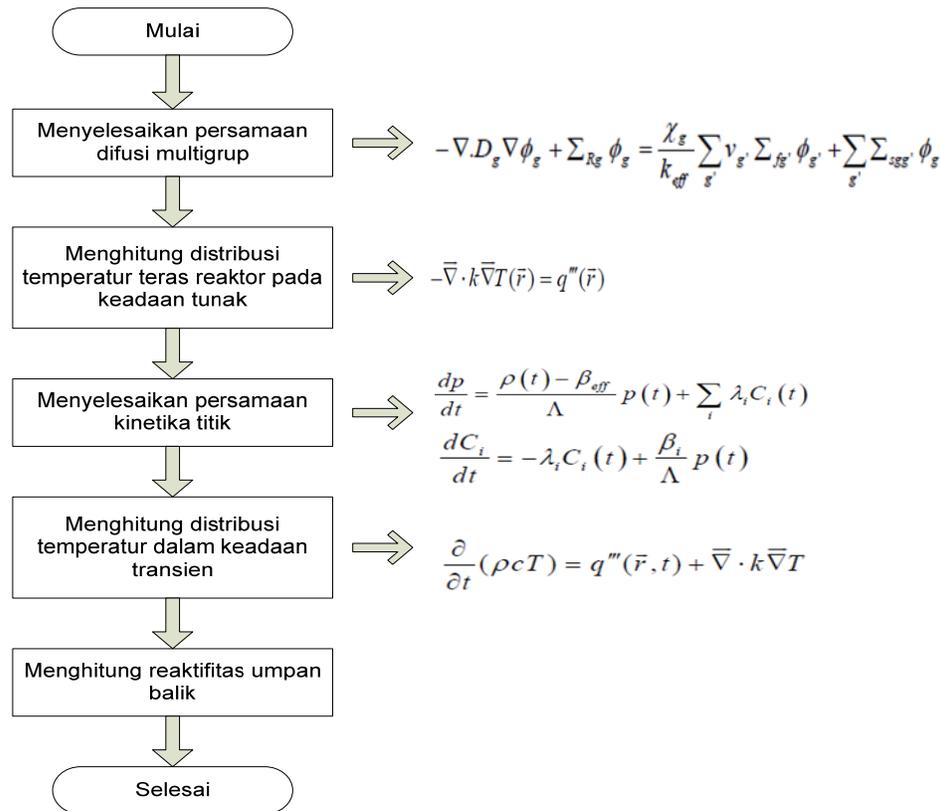
Hingga saat ini telah dikembangkan berbagai sumber energi alternatif untuk mengatasi permasalahan energi tersebut, salah satunya adalah pemanfaatan energi nuklir. Dengan kemampuan untuk menghasilkan energi yang sangat besar dengan tingkat densitas yang sangat tinggi, sumber energi ini merupakan kandidat utama sumber energi listrik masa depan. Penggunaan teknologi nuklir sebagai salah satu sumber energi bukanlah hal yang baru. Teknologi nuklir telah digunakan sejak lama di negara-negara maju seperti Amerika, Jepang, Perancis dan beberapa negara lainnya. Secara keseluruhan, energi listrik yang dihasilkan dari reaktor nuklir sampai tahun 2002 telah mencapai 16 % dari total energi listrik yang dipakai di dunia. Menurut catatan Badan Energi Atom International (*International Atomic Energy Agency, IAEA*), jumlah Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN) di dunia sudah mencapai 441 buah. Hingga tahun 2020, diperkirakan akan ada tambahan 126 PLTN baru (IAEA, 2005).

Aspek terpenting dalam mendesain suatu reaktor nuklir adalah aspek keselamatan reaktor itu sendiri. Ketika kita akan memutuskan menggunakan reaktor nuklir sebagai sumber energi penghasil listrik tentunya jaminan keselamatan perlu dilakukan. Sebelum membangun secara fisik terlebih dahulu kita membuat perencanaan perhitungan yang matang termasuk melakukan simulasi jika reaktor nuklir mengalami kecelakaan. Untuk membangun suatu model simulasi tersebut diperlukan suatu tahapan perhitungan yang tidak sederhana.

Perhitungan analisis keselamatan reaktor nuklir dengan pendekatan probalistik ataupun deterministik sangat sulit dilakukan secara analitik, untuk itu diperlukan perhitungan secara numerik. Dalam makalah ini penulis mencoba melakukan penelitian pendahuluan dengan mengambil contoh kasus pada jenis reaktor cepat berpendingin gas helium (Gas Cooled Fast Reactor). Gas Cooled Fast Reactor (GFR) termasuk kedalam jenis reaktor generasi IV yang akan diimplementasikan pada tahun 2025. GFR adalah reaktor yang terbaik dalam hal ketahanan karena GFR mempunyai siklus bahan bakar tertutup dan GFR juga sangat bagus dalam manajemen aktinida. Selain itu, GFR yang dioperasikan pada suhu 850°C juga mendukung dalam produksi gas hidrogen.

## METODE

Tahapan perhitungan analisis kecelakaan reaktor dijelaskan pada diagram alir berikut ini :



Gambar 1. Diagram Alir Tahapan Perhitungan

### Penjelasan flowchart :

#### Persamaan Difusi 1D

Persamaan difusi merupakan suatu bentuk pendekatan yang paling sederhana terhadap teori transport. Solusi dari persamaan difusi ini memberikan bentuk distribusi *flux neutron* terhadap ruang. Pada persamaan ini energi neutron diasumsikan memiliki grup-grup energi sehingga persamaan ini disebut persamaan difusi multigrup. Persamaan difusi multigrup sebagai berikut :

$$-\nabla \cdot D_g \nabla \phi_g + \sum_{Rg} \phi_g = \frac{\chi_g}{k_{eff}} \sum_{g'} v_{g'} \sum_{fg'} \phi_{g'} + \sum_{g'} \sum_{sgg'} \phi_{g'} \quad (1)$$

dengan  $D \equiv$  tetapan difusi,  $\sum_i \equiv$  penampang lintang makroskopis dari jenis reaksi  $i$ ,  $v \sum_f \equiv$  Probabilitas terjadinya reaksi fisi tiap sekon,  $\phi \equiv$  fluks neutron yang bergantung ruang dan energi,  $\nabla \cdot D_g \nabla \phi_g \equiv$  Suku bocoran (*Leakage*),  $S_g \equiv$  Sumber Neutron,  $\sum_{ag} \phi_g \equiv$  Suku absorpsi,  $\sum_{sg} \phi_g \equiv$  Neutron masuk karena *scattering*/ neutron hilang karena *scattering*,  $\chi_g \equiv$  Peluang terjadinya fisi.

Pada perhitungan pertama, dilakukan penyelesaian persamaan difusi neutron satu grup yang memiliki persamaan secara umum :

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \phi}{\partial t} - \bar{\nabla} \cdot D(\bar{r}) \bar{\nabla} \phi(\bar{r}, t) + \Sigma_a(\bar{r}) \phi(\bar{r}, t) = S(\bar{r}, t) \quad (2)$$

Pada keadaan *steady state* dan medium homogen satu dimensi (1D), persamaan (1) akan berbentuk :

$$-D\nabla^2\phi(x) + \Sigma_a\phi(x) = S(x) \quad (3)$$

Selanjutnya persamaan (2) didiskritisasi berdasarkan *central finite difference* menjadi :

$$\frac{\phi_{i+1} - 2\phi_i + \phi_{i-1}}{(\Delta x)^2} - \frac{\Sigma_a}{D}\phi_i = -\frac{S_i}{D} \quad (4)$$

Evaluasi nilai fluks secara numerik dilakukan dengan menggunakan *Metode Iterasi Jacobi* :

$$\phi_i^{new} = \frac{\frac{\phi_{i+1}^{old} + \phi_{i-1}^{old}}{(\Delta x)^2} + \frac{S_i}{D}}{\frac{\Sigma_a}{D} + \frac{2}{(\Delta x)^2}} \quad (5)$$

### Model Kinetika Reaktor Titik

Terdapat dua jenis neutron di dalam reaktor, yaitu neutron cepat (*prompt neutron*) dan neutron tunda (*delayed neutron*). Untuk analisis reaktor dalam keadaan transien, neutron tunda sangat penting keberadaannya untuk mengendalikan reaktor walaupun fraksinya sangat kecil dibandingkan dengan neutron cepat. Neutron tunda didapatkan dari peluruhan atom-atom hasil reaksi fisi. Atom-atom yang bisa menghasilkan neutron tunda disebut prekursor (*precursor*). Populasi neutron di dalam teras selama proses transien ditentukan oleh penyelesaian persamaan kinetika yang terdapat dalam teras tersebut. Bila perubahan distribusi spasial dapat diabaikan, maka besarnya daya reaktor sebagai fungsi dari waktu  $p(t)$  dapat diperoleh dengan penyelesaian persamaan kinetika titik sebagai berikut, (Duderstadt, 1978):

$$\frac{dp}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta_{eff}}{\Lambda} p(t) + \sum_i \lambda_i C_i(t)$$

$$\frac{dC_i}{dt} = -\lambda_i C_i(t) + \frac{\beta_i}{\Lambda} p(t) \quad (6)$$

dengan

$$\Lambda \equiv \frac{l}{k_{eff}} \quad \text{dan} \quad \rho = \frac{k_{eff} - 1}{k_{eff}}$$

dimana,

- $\lambda_i$  : tetapan disintegrasi prekursor neutron tunda ke-i
- $C_i$  : konsentrasi prekursor neutron tunda grup ke-i
- $\beta_{eff}$  : fraksi neutron tunda efektif
- $\beta_i$  : fraksi neutron tunda grup ke-i
- $l$  : umur neutron rata-rata di dalam reaktor
- $k_{eff}$  : faktor multiplikasi efektif
- $\Lambda$  : waktu generasi neutron rata-rata
- $\rho(t)$  : reaktivitas nuklir
- $\rho_{ex}$  : reaktivitas eksternal

### Model Termal Hidrolik

Reaktor nuklir bertujuan menghasilkan daya termal yang akan diubah menjadi energi listrik. Daya utama dihasilkan dari reaksi fisi di dalam teras. Daya yang berupa panas dari bahan bakar akan ditransfer ke pendingin melalui proses konduksi dan konveksi. Bahasan termal hidrolik akan meliputi proses konduksi, konveksi dan proses aliran pendingin keluar dari teras. Selain proses termal hidrolik di teras kita juga akan membahas proses termal

hidrolik di pembangkit uap (*steam generator*), dan tangki pendingin (untuk model teras berada dalam tangki pendingin).

Persamaan keseimbangan energi termal pada suatu volume tertentu,  $V$ , (Duderstadt, 1978) adalah:

$$\iiint_V \frac{\partial(\rho e)}{\partial t} dV = \iiint_V q'''(\vec{r}, t) dV - \iint_S \vec{q}''(\vec{r}, t) \cdot \hat{n} dS \quad (7)$$

dimana  $\rho$  adalah massa jenis bahan,  $e$  adalah energi internal,  $S$  adalah luas permukaan,  $q'''$  adalah sumber panas volumetrik,  $\vec{q}''$  adalah vektor fluks panas dan  $\hat{n}$  adalah vektor satuan permukaan. Energi internal dinyatakan dengan temperatur,  $T$ , dikalikan kapasitas panas,  $c$ . Melalui hukum Gauss untuk mengubah integral permukaan ke dalam integral volume, kemudian dilakukan integrasi terhadap seluruh volume, maka diperoleh persamaan berikut,

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho c T) = q'''(\vec{r}, t) - \vec{\nabla} \cdot \vec{q}''(\vec{r}, t) \quad (8)$$

Diasumsikan bahwa vektor fluks panas berbanding lurus dengan gradien temperatur yang dapat diungkapkan dalam *Hukum Fourier pada konduksi termal* sebagai berikut,

$$\vec{q}''(\vec{r}, t) = -k \vec{\nabla} T(\vec{r}, t) \quad (9)$$

dimana  $k$  adalah konduktivitas termal, maka persamaan kekekalan energi di atas dapat dituliskan sebagai persamaan konduksi termal,

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho c T) = q'''(\vec{r}, t) + \vec{\nabla} \cdot k \vec{\nabla} T \quad (10)$$

dimana parameter-parameter di atas diungkapkan dalam satuan-satuan berikut:

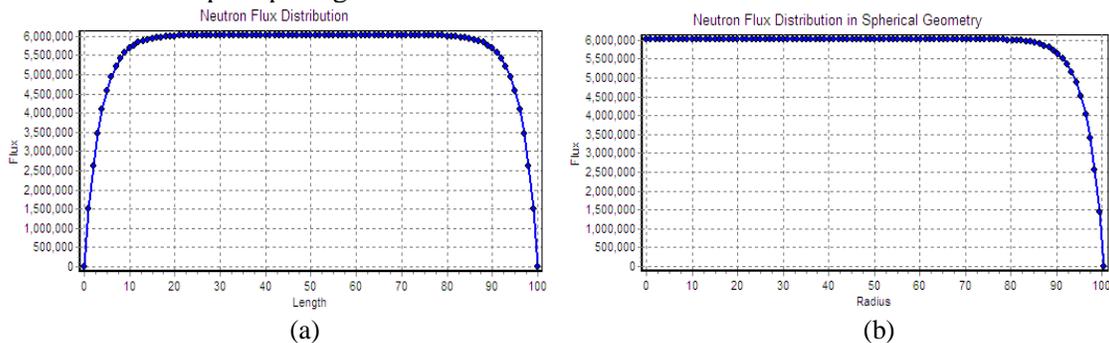
- $\rho$  : kg/m<sup>3</sup>
- $c$  : J/(kg.K)
- $T$  : K
- $q'''$  : J/(m<sup>3</sup>.s) = W/m<sup>3</sup>
- $q''$  : J/(m<sup>2</sup>.s) = W/m<sup>2</sup>
- $k$  : J/(m.K.s)

Persamaan konduksi termal untuk keadaan tunak adalah,

$$-\vec{\nabla} \cdot k \vec{\nabla} T(\vec{r}) = q'''(\vec{r}) \quad (11)$$

## HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil penyelesaian persamaan difusi keadaan *steady state* menghasilkan profil distribusi fluks seperti pada gambar dibawah ini :



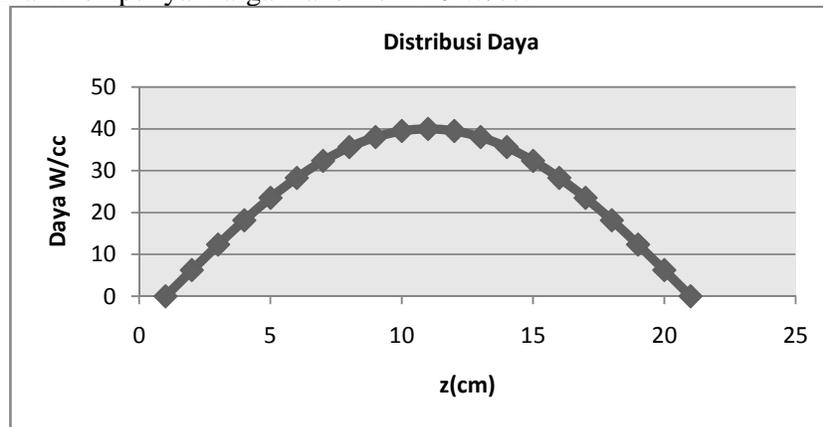
Gambar 2.(a). Distribusi fluks neutron 1 grup 1 dimensi  
(b). Distribusi fluks neutron dengan menggunakan geometri bola

Distribusi fluks arah radial mempunyai harga fluks yang besar di bagian tengah reaktor. Semakin ke daerah bagian pinggir reaktor harga fluks semakin mengecil. Hal ini disebabkan syarat batas yang dikenakan dalam penyelesaian persamaan difusi adalah fluks neutron berharga nol pada daerah ekstrapolasi.

Tahap berikutnya dilakukan simulasi kecelakaan reaktor cepat berpendingin Helium . Data spesifikasi reaktor yang disimulasikan adalah sebagai berikut :

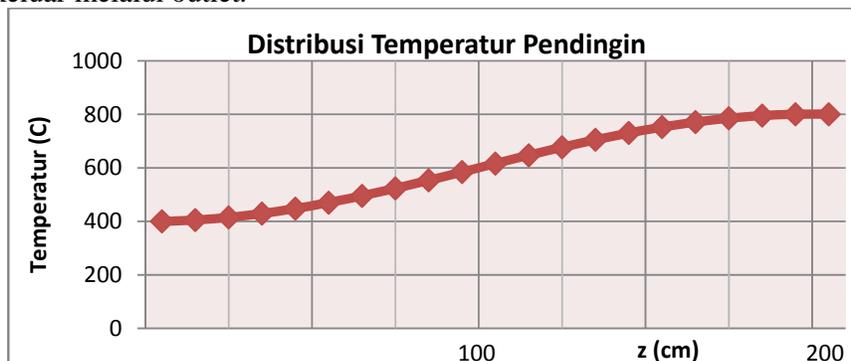
Data yang diperlukan dalam simulasi		
No	Parameter	Spesifikasi
1	Bahan Bakar ( <i>fuel</i> )	U238+Pu239
2	Pendingin ( <i>coolant</i> )	Helium
3	Pin pitch/diameter	1.00cm
4	Tinggi teras aktif	2,00 m
5	Densitas daya (watt/cc)	$40 \cos(\pi \cdot x/200)$
6	Temperature inlet/outlet	400/800 °C
7	Laju alir massa	1920 gr/sec
8	Kapasitas panas gas He	$2.774 \cdot 10^{-3}$
9	Konduktivitas panas gas He	5193 J/kg.K

Pada keadaan steady state terlihat bentuk distribusi daya dalam reaktor secara spasial. Daya yang dihasilkan mempunyai harga maksimum 40 W/cc.



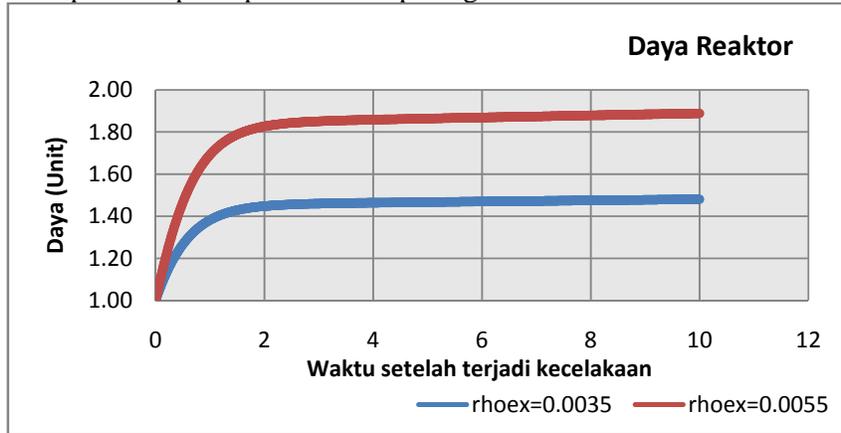
Gambar 3. Grafik distribusi daya spasial

Gambar 4 dibawah ini memperlihatkan profil distribusi pendingin saat pendingin masuk ke inlet lalu keluar melalui outlet.



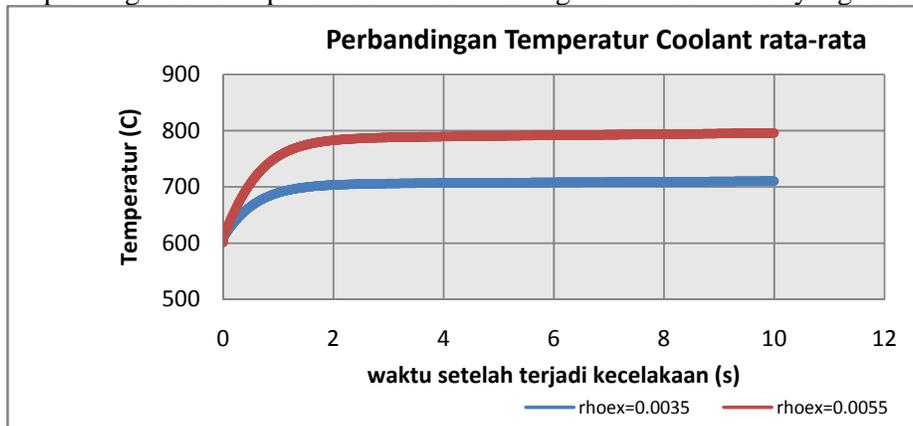
Gambar 4. Grafik distribusi temperatur pendingin

Simulasi kecelakaan reaktor dilakukan dengan memasukkan reaktifitas sebesar  $\rho = 0.0035$  dan  $\rho = 0.0055$ . Keadaan ini cukup membuat reaktor berada dalam kecelakaan, daya reaktor akan naik beberapa kali lipat seperti terlihat pada grafik berikut:

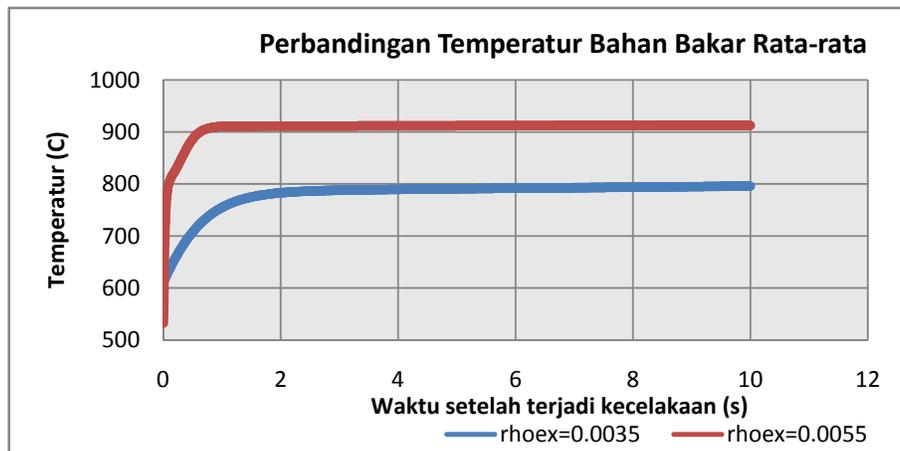


Gambar 5. Grafik Perbandingan Daya Reaktor

Akibat kenaikan daya reaktor tentunya temperatur pendingin dan temperatur bahan bakar juga akan naik lebih tinggi. Grafik di bawah ini menunjukkan perbandingan kenaikan temperatur pendingin dan temperatur bahan bakar dengan nilai reaktifitas yang berbeda.



Gambar 6. Grafik Perbandingan Temperatur Pendingin



Gambar 7. Grafik Perbandingan Temperatur Bahan Bakar

## KESIMPULAN

1. Keadaan transien akibat kecelakaan di dalam reaktor nuklir bisa diakibatkan masukan reaktifitas positif dan ketidakseimbangan pendingin yang masuk ke dalam teras. Reaktifitas tersebut berkaitan dengan tercabutnya batang kendali (control rod) yaitu alat yang berisi bahan penyerap neutron.
2. Jika batang kendali tertarik dengan kecepatan lebih tinggi akan memberikan reaktifitas yang lebih tinggi pula. Pada saat kecelakaan, akibat adanya reaktifitas yang masuk, maka daya dalam reaktor naik. Hal ini juga mengakibatkan temperatur material dalam teras seperti bahan bakar, pendingin, selubung (cladding) juga naik.
3. Kenaikan temperatur di dalam teras dan ekspansi teras akan memberikan reaktifitas umpan balik yang berharga negatif. Reaktifitas ini akan menekan harga reaktifitas masukan yang berharga positif.
4. Simulasi kecelakaan reaktor nuklir untuk jenis *gas cooled reactor* telah dilakukan dan dapat mengilustrasikan keadaan reaktor sesaat setelah terjadi kecelakaan. 10 detik setelah terjadi kecelakaan terlihat perubahan daya reaktor, temperatur bahan bakar dan temperatur pendingin yang naik beberapa kali lipat.

## DAFTAR PUSTAKA

- Dian Fitriyani, Zaki Su'ud , B. Epung Saepul, Marsongkohadi (2008), *Design and safety optimization of ship-based small nuclear power reactors*, Progress in Nuclear Energy, 50, 299-303.
- Duderstadt J.J. and Hamilton L. J. (1976), *Nuclear Reactor Analysis*, Joh Wiley and Sons.
- K Iwanaga, H. Sekimoto (2005), *Study on Kinetics of Subcritical System Contribution of Delayed Neutron to The Transient After a Reactivity Insertion*, Annals of Nuclear Energy, 32, 1953–1962
- Mingyu Yan, Hiroshi Sekimoto (2008), *Safety Analysis of Small Long Life CANDLE Fast Reactor*, Annals of Nuclear Energy, 35, 813-828.
- Wenxi Tian, Suizheng Qiu, Guanghui Su, Dounan Jia, Xingmin Liu , Jianwei Zhang, (2007), *Thermohydraulic and Safety Analysis on China Advanced Research Reactor Under Station Blackout Accident*, Annals of Nuclear Energy, 34, 288-296.
- Waltar A. E. and Reynolds A. B. (1981), *Fast Breeder Reactor*, Pergamon Press.
- Yanti Yulianti dan Zaki Suud, (2007), *Development of Three Dimensional Accident Analysis Code for Pb-Bi Cooled Tank type Fast Reactors*. Proc. of the Intern. Conf. on Advances in Nuclear Science and Engineering.
- Zaki Su'ud (2008), *Safety performance comparison of MOX, nitride and metallic fuel based 25-100 MWe Pb-Bi cooled long life fast reactors without on-site refueling*, Progress in Nuclear Energy, 50, 157-162.
- Zaki. S and Sekimoto H. (1996), *Accident Analysis of Lead-Bismuth Cooled Small Safe long-life reactor using metallic or nitride fuel*, Nuclear Engineering and Design 162, 205-222.
- Zaki S. and Sekimoto H. (1995), *Safety Aspect of Long-Life Small Safe Power Reactors*, Ann. Nuclear Energy Vol. 22 No. 11. pp 711-722.