

SIMULASI ANALISIS KESELAMATAN REAKTOR MELALUI PENDEKATAN MODEL DETERMINISTIK 2D PADA KECELAKAAN JENIS ULOF

Ade Gafar Abdullah Yadi Mulyadi Dadang Lukman Hakim

¹Program Studi Pend.Teknik Elektro Fakultas Pendidikan Teknologi dan Kejuruan UPI

Jl. Dr. Setiabudi, 207 Bandung, email : ade_gaffar@upi.edu

Abstrak

Makalah ini akan memaparkan hasil penelitian tentang analisis simulasi keselamatan reaktor cepat berdaya 250 MWh berpendingin *Pb-Bi* dan berbahan bakar *Mixed Oxide (UO₂-PUO₂)*. Disain teras reaktor menggunakan geometri silinder dua dimensi, sedangkan proses numerik dimulai dengan penyelesaian persamaan difusi yang dikombinasikan dengan perhitungan analisis termal hidrolik pada keadaan transien. Simulasi dilakukan pada reaktor tipe *tank* dengan dilengkapi *steam generator* tetapi *intermediate heat exchanger (IHX)* ditiadakan. Simulasi diawali dengan perhitungan distribusi fluks neutron pada keadaan *steady state*, perhitungan distribusi power dan menghitung keadaan temperatur di teras reaktor, *cool* dan *hot pool* serta di *steam generator (SG)*. Simulasi kecelakaan dimulai dengan mengkondisikan kecelakaan akibat tidak bekerjanya pompa dikenal dengan istilah ULOF (*Unprotected Loss of Flow*), kemudian dihasilkan pola perubahan power reaktor, temperatur pendingin, temperatur bahan bakar dan pola reaktivitas yang terjadi sesaat setelah kecelakaan terjadi. Desain reaktor yang disimulasikan telah memenuhi kriteria keselamatan *inheren* sesuai dengan standar desain reaktor generasi IV.

Kata kunci: deterministik 2D, kecelakaan jenis ULOF.

1. Pendahuluan

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.

Reaktor nuklir yang saat ini beroperasi di seluruh dunia secara umum merupakan sistem reaktor generasi kedua atau ketiga. Sedangkan reaktor-reaktor generasi keempat (Gen IV) merupakan serangkaian rancangan reaktor nuklir yang saat ini tengah diteliti, dipelajari dan sebagian diuji coba. Rancangan-rancangan reaktor Gen IV ini diperkirakan memasuki konstruksi komersial pada 2020 atau 2030. Penelitian terhadap jenis reaktor ini secara resmi diawali dengan forum Internasional Generasi keempat (*Generation IV International Forum, GIF*) yang mempunyai sasaran utama antara lain: meningkatkan keamanan nuklir, memperbaiki resistensi proliferasi, meminimalisasi limbah, memanfaatkan sumber alam secara efisien serta

menekan biaya proses pembangunannya (Wikipedia, 2006).

Kecelakaan Three Mile Island II (TMI II) tahun 1979 dan kecelakaan Chernobyl tahun 1986 telah menjadi titik balik perkembangan reaktor nuklir. Paska kecelakaan tersebut maka terjadi pergeseran paradigma secara mendasar pada disain dan keselamatan reaktor daya nuklir dan saat ini perkembangan terbaru dalam disain reaktor daya nuklir dikenal sebagai reaktor Generasi IV PLTN. Pada reaktor daya generasi IV dituntut memenuhi 4 kriteria berikut :

1. Kemampuan keselamatan inheren (aspek keselamatan yang tak terganggu dengan kemungkinan *human error*, sabotase, kerusakan peralatan pengontrol, dll).
2. Mampu mengatasi persoalan limbah nuklir yang dihasilkannya/membakar limbahnya sendiri.
3. Ekonomis: dengan biaya produksi yang lebih rendah dari PLTN generasi III (Untuk generasi III, biaya produksi sekitar 3.5 sen US \$ per kwh) (Beberapa disain mengejar target di bawah 2 sen US\$ per kwh).
4. Karakteristik non proliferasi : yaitu disain yang sulit disalahgunakan untuk kepentingan militer.

Paper ini akan memaparkan hasil studi analisis kecelakaan reaktor berdaya rendah yang memenuhi

kriteria sebagai reaktor generasi IV terutama pada kemampuan keselamatan inheren-nya.

Analisis kecelakaan reaktor dilakukan melalui pendekatan deterministik dua dimensi dengan geometri silinder yang diterapkan pada kasus kecelakaan berupa hilangnya daya pompa (ULOF=Unprotected Loss of Flow). Model reaktor yang diusulkan dalam perhitungan ini adalah jenis reaktor cepat berukuran kecil berdaya 225 MWth dengan bahan bakar UO_2 - PUO_2 dan pendingin logam cair Timbal-Bismuth (Pb-Bi). Dengan koefisien transfer panas dan titik didih Pb-Bi yang tinggi ($\sim 1700^\circ C$) dimungkinkan untuk mendesain reaktor dengan kemampuan keamanan yang inheren (*inherent safety*). Di samping itu dibandingkan sodium cair, Pb-Bi memiliki kompatibilitas cukup baik terhadap air maupun udara sehingga memberikan kemudahan dalam pemeliharaan.

2. Metode

Perhitungan analisis keselamatan reaktor ini menggunakan pendekatan deterministik 2D dengan menghitung distribusi flux neutron di dalam reaktor melalui penyelesaian persamaan difusi neutron, thermal hidrolik dan perhitungan feedback [10].

2.1. Perhitungan Distribusi Flux Neutron

Jika kita melakukan perhitungan pada inti reaktor pada keadaan tunak, maka variabel waktu dapat dieliminasi dan mengasumsikan material homogen pada setiap region inti, sehingga persamaan difusinya menjadi [10]:

$$-\nabla \cdot D_g \nabla \phi_g(r) + \sum_{r_g} \phi_g(r) = \frac{x_g}{k_{eff}} \sum_{g^1=1}^G \nu \sum_{f_{g^1}} \phi_{g^1}(r) + \sum_{g^1=1}^G \sum_{s_{g^1 \rightarrow g}} \phi_{g^1}(r) \quad (1)$$

D_g = Tetapan difusi grup ke-g
 ϕ_g = Flux neutron grup ke- g
 Σ_{r_g} = Penampang lintang makroskopik grup ke-g
 χ = Peluang terjadinya fisi
 $k = k_{eff}$ \equiv faktor multiplikasi
 ν = Jumlah neutron yang diproduksi per fisi
 $\Sigma_{s_{g^1 \rightarrow g}}$ = Penampang lintang makroskopik yang masuk/hilang karena scattering

Penyelesaian persamaan difusi multigrup multidimensi secara analitik sangat sulit dilakukan. Persamaan tersebut bisa diselesaikan dengan metode semi analitik dan metode numerik. Solusi persamaan difusi secara numerik dapat dipecahkan dengan metode beda hingga *SOR (Successive Over Relation)*. Keseluruhan model numerik persamaan difusi multigrup dapat dituliskan sebagai :

$$\begin{aligned} & \left(\frac{D_g A^{i,j,j+1}}{\Delta z} \right) \phi_g^{i,j+1} + \left(\frac{D_g A^{i,i+1,j}}{\Delta r} \right) \phi_g^{i+1,j} + \\ & \left(\frac{D_g A^{i-1,i,j}}{\Delta r} \right) \phi_g^{i-1,j} + \left(\frac{D_g A^{i,j-1,j}}{\Delta z} \right) \phi_g^{i,j-1} - \\ & \left\{ \frac{D_g A^{i,j,j+1}}{\Delta z} + \frac{D_g A^{i,i+1,j}}{\Delta r} + \frac{D_g A^{i-1,i,j}}{\Delta r} + \frac{D_g A^{i,j-1,j}}{\Delta z} - \sum_{R_g} V^{i,j} \right\} \phi_g^{i,j} \\ & = \frac{\chi_g}{k} \sum_{g'} \nu_{g'} \sum_{f_{g'}} \phi_g^{i,j} V^{i,j} + \sum_{g'} \sum_{s_{gg'}} \phi_g^{i,j} V^{i,j}. \end{aligned} \quad (2)$$

Apabila dikenakan syarat batas jarak terekstrapolasi :

$$\begin{aligned} \frac{\partial \phi}{\partial r} \Big|_{R=0} &= 0, & \frac{\partial \phi}{\partial z} \Big|_{R=0} &= 0 \\ \phi(R + 0.7\lambda_r) &= 0, \\ \phi(Z + 0.7\lambda_z) &= 0, \end{aligned} \quad (3)$$

maka terbentuk matriks penta diagonal M, sehingga persamaan dapat diungkapkan dalam bentuk sederhana,

$$M\phi = S, \quad (4)$$

fluks neutron dapat diketahui dengan menginversikan matriks di atas. Dari persamaan ini K_{eff} dapat dicari dengan langkah-langkah sebagai berikut :

1. Tebak harga $\phi^{(0)}$ dan $k_{eff}^{(0)}$.
2. Hitung suku sumber neutron

$$S^{(0)} = \frac{\chi_g}{k_{eff}^{(0)}} \sum_{g'} \nu_{g'} \sum_{f_{g'}} \phi_g^{i,j(0)} + \sum_{g'} \sum_{s_{gg'}} \phi_g^{i,j(0)} \quad (5)$$

3. Hitung dengan menyelesaikan matriks pentadiagonal dengan menggunakan metode SOR sampai konvergen, syarat konvergen

$$\left| \frac{\phi_i^{(m+1)} - \phi_i^{(m)}}{\phi_i^{(m+1)}} \right| < E. \quad (6)$$

4. Hitung

$$k_{eff}^{(1)} = k_{eff}^{(0)} \frac{\sum_{i,j} \sum_{g'} \nu_{g'} \sum_{f_{g'}} \phi_g^{i,j(1)} V^{i,j}}{\sum_{i,j} \sum_{g'} \nu_{g'} \sum_{f_{g'}} \phi_g^{i,j(0)} V^{i,j}}. \quad (7)$$

5. Ulangi langkah 2 sampai tercapai syarat konvergen,

$$\left| \frac{k_{eff}^{(n+1)} - k_{eff}^{(n)}}{k_{eff}^{(n+1)}} \right| < E \quad (8)$$

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):

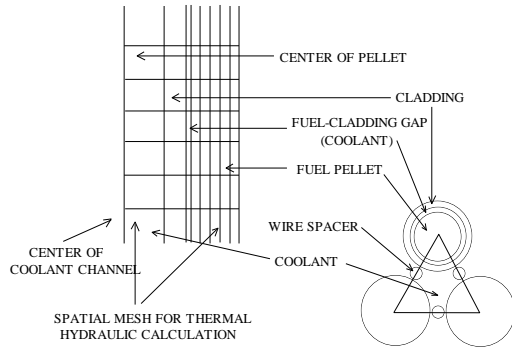
$$\frac{dp(t)}{dt} = \left[\frac{\rho(t) - \beta}{\Lambda} \right] p(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i \quad (9)$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i}{\Lambda} p(t) - \lambda_i C_i(t) \quad (10)$$

- λ_i : tetapan disintegrasi prekursor neutron tunda ke-i
- C_i : konsentrasi prekursor neutron tunda grup ke-i
- β_{eff} : fraksi neutron tunda efektif
- β_i : fraksi neutron tunda grup ke-i
- l : umur neutron rata-rata di dalam reaktor
- Λ : waktu generasi neutron rata-rata
- $\rho(t)$: reaktivitas nuklir

2.2. Perhitungan Termal Hidrolik

Perhitungan termal hidrolik meliputi perhitungan distribusi temperatur pada setiap bagian reaktor yang terdiri dari inti reaktor dan *steam generator* meliputi temperatur bahan bakar, temperatur pendingin, temperatur cladding dan seluruh aspek sirkulasi pendingin di dalam reaktor.



Gambar 1. Model Perhitungan Termal Hidrolik

Gambar 1, memperlihatkan model perhitungan termal hidrolik. Reaktor dibagi menjadi cincin konsentris, dimana arus-silang antara dua cincin yang berdekatan diasumsikan nol. Untuk pendingin, perhitungan menggunakan persamaan konservasi massa dan energi sebagai berikut :

$$\rho c_p \frac{\partial T}{\partial t} - w c_p \frac{\partial T}{\partial z} = Q''' \quad (11)$$

- ρ = Densitas massa
- W = aliran massa pendingin
- c_p = Panas spesifik pada tekanan konstan.
- Q''' = Power density

Perhitungan penurunan tekanan menggunakan persamaan konservasi momentum sebagai berikut :

$$\frac{\partial G}{\partial t} = - \frac{\partial P}{\partial z} - \frac{\partial}{\partial z} \left(\frac{G^2}{\rho} \right) - \frac{f G^2}{2 D_e \rho} - \rho g \quad (12)$$

- G = Total mass flow
- P = Tekanan
- f = Faktor friksi
- D_e = Diameter hidrolik efektif
- g = Percepatan gravitasi

Dalam analisis ini , rata-rata temperatur di *hot pool* dan *cool pool* menggunakan persamaan :

$$T_{hp} = [(h_{hp} A_{hp} \rho_{hp} - G_{psg} \Delta t) C_{php} T_{hp}^{old} + G_{core} \Delta t C_{pcore} T_{core}] / [(h_{hp} A_{hp} \rho_{hp} - G_{psg} \Delta t + G_{core} \Delta t) C_{php}] \quad (13)$$

$$h_{hp}^{i+1} = (h_{hp}^j A_{hp} \rho_{hp} + (G_{psg} - G_{core}) \Delta t) / (\rho_{hp} A_{hp}) \quad (14)$$

- T_{hp} = Temperatur hot pool
- h_{hp} = Tinggi hot pool
- A_{hp} = Luas area hot pool
- ρ_{hp} = Densitas massa hot pool
- G_{psg} = Total aliran massa di SG
- C_{php} = Panas spesifik hot pool
- G_{core} = Total aliran massa di teras reaktor
- C_{pcore} = Panas spesifik teras

Hampir sama dengan menghitung rata-rata temperatur *hot pool*, temperatur *cool pool* diselesaikan dengan menggunakan persamaan:

$$T_{cp} = [(h_{cp} A_{cp} \rho_{cp} - G_{psg} \Delta t) C_{pcp} T_{cp}^{old} + G_{core} \Delta t C_{pcore} T_{core}] / [(h_{cp} A_{cp} \rho_{cp} - G_{psg} \Delta t + G_{core} \Delta t) C_{pcp}] \quad (15)$$

$$h_{cp}^{i+1} = (h_{cp}^j A_{cp} \rho_{cp} + (G_{psg} - G_{core}) \Delta t) / (\rho_{cp} A_{cp}) \quad (16)$$

- T_{cp} = Temperatur cool pool
- h_{cp} = Tinggi cool pool
- A_{cp} = Luas area cool pool
- ρ_{cp} = Densitas massa cool pool

2.3. Perhitungan Feedback

$\rho(t)$ pada persamaan (9) merupakan penjumlahan dari reaktivitas eksternal dan reaktivitas feedback. Reaktivitas feedback yang dimaksud adalah reaktivitas Doppler, *axial expansion*, *radial expansion*, and *void reactivity*.

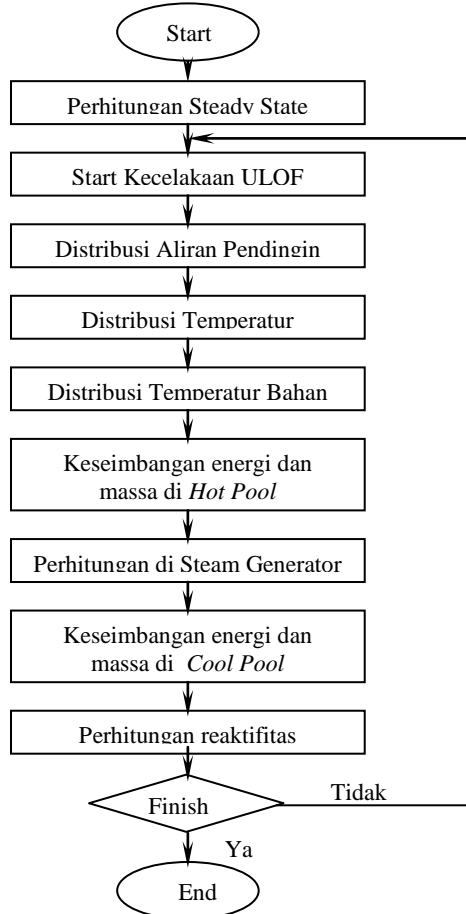
Reaktivitas feedback bergantung pada temperatur teras T [10] yang dinyatakan dalam persamaan koefisien temperatur terhadap reaktivitas sebagai berikut :

$$\alpha \equiv \frac{\partial \rho}{\partial T} \quad (17)$$

α adalah nilai negatif yang kita masukan ke dalam perhitungan sejak terjadi peningkatan temperatur dan akan menyebabkan penurunan ρ . T adalah rata-rata temperatur di dalam teras (termasuk temperatur bahan bakar dan *cladding*).

2.4. Algoritma Komputasi

Metode perhitungan dalam studi ini menggunakan geometri silinder r-z dua dimensi untuk perhitungan difusi dilakukan setiap tahun untuk mendapatkan distribusi fluks neutron dan distribusi power. Diagram alir dari algoritma perhitungan umum diberikan pada **gambar 2**.



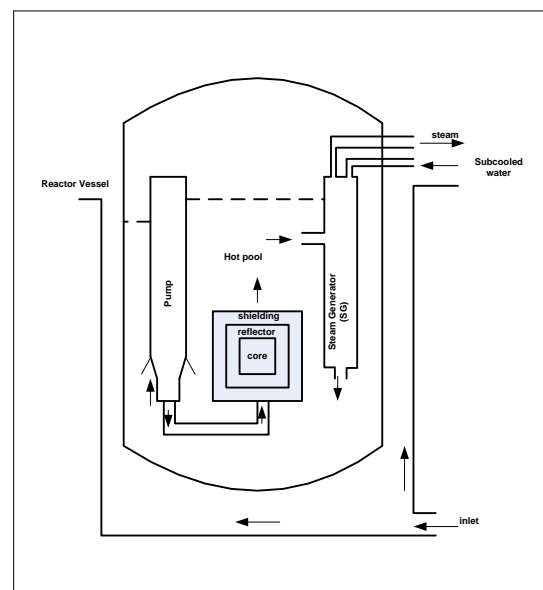
Gambar 2. Diagram Alir Perhitungan

Untuk langkah pertama, dilakukan perhitungan netronik dan perhitungan termal-hidrolik, maka kondisi kecelakaan di ujitobakan. Kecelakaan ULOF diawali dengan kegagalan sistem pompa primer. Suhu di teras akan berubah bergantung pada berapa banyak laju alir telah dimasukkan. Perubahan suhu teras akan mempengaruhi perubahan suhu rata-rata *hot pool* dan *steam generator*. Dalam kasus ini reaktivitas eksternal reaktor diasumsikan konstan dalam setiap waktu. Panas akan ditransfer ke sirkulasi air dalam *steam generator*.

3. Hasil dan Diskusi

Gambaran skematik dari sistem yang akan dianalisis dapat dilihat pada **gambar 3**. Sistem

reaktor terdiri dari inti reaktor, *hot pool*, *cool pool*, *steam generator* dan pompa. Dalam sistem ini tidak terdapat komponen *intermediate heat exchanger (IHX)* sehingga aliran panas dari sistem pendingin utama langsung ditransferkan ke *steam generator*. Prinsip kerja dari aliran panas reaktor tersebut dapat dijelaskan sebagai berikut : aliran pendingin yang melewati inti reaktor mengambil panas dari inti reaktor, kemudian naik ke *hot pool*. Dari *hot pool*, aliran pendingin masuk ke *steam generator* dan mentransfer panas dan kemudian turun menuju *cool pool*. Dari *cool pool* pendingin dipompa kembali ke inti reaktor.



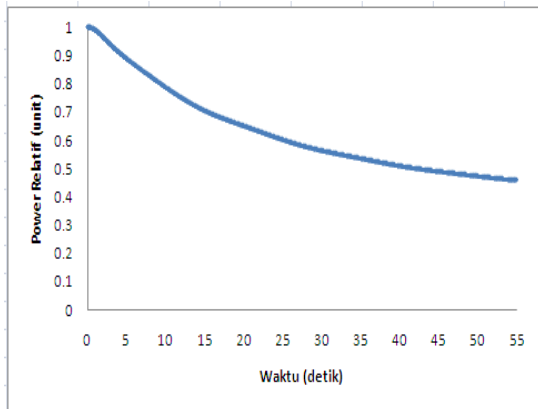
Gambar 3. Diagram Skematik Desain Reaktor

Tabel 1. Parameter Utama Desain Reaktor

No	Parameter	Value
1	Reactor Power	250 MWth
2	Fuel	UO ₂ -PUO ₂
3	Shielding Material	B4C
4	Coolant	Pb-Bi
5	Pin/Pitch diameter	1.2 cm
6	Pin diameter	1.0 cm
7	Cladding Thickness	0.8 cm
8	Total Flowrate	8000 kg/s

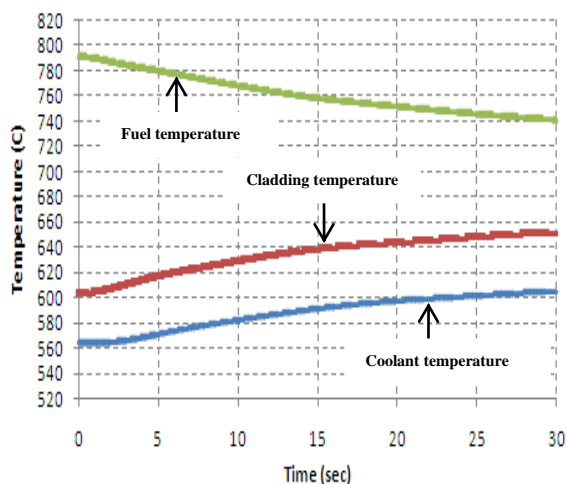
Simulasi kecelakaan reaktor dibuat untuk kasus kecelakaan jenis ULOF (unprotected Loss of Flow) yaitu suatu kejadian dimana laju aliran menurun akibat hilangnya daya pompa (*coastdown*), oleh karena itu simulasi diawali dengan menurunkan harga laju aliran total secara bertahap. Hasil simulasi memperlihatkan pola perubahan daya reaktor sesaat setelah terjadi kecelakaan. Daya reaktor menurun drastis pada 0 sd 25 detik sejak terjadi kecelakaan

tetapi setelah itu daya reaktor kembali stabil tetapi mengalami penurunan sekitar 35% dari daya reaktor awal.



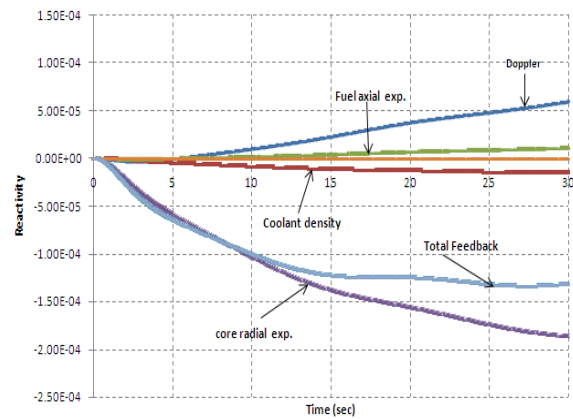
Gambar 4. Perubahan daya reaktor setelah kecelakaan ULOF

Temperatur maksimum bahan bakar diperoleh sekitar $791,61\text{ }^{\circ}\text{C}$, temperatur maksimum cladding adalah $633,32\text{ }^{\circ}\text{C}$, dan temperatur maksimum pendingin adalah $564,22\text{ }^{\circ}\text{C}$. Temperatur bahan bakar, cladding dan pendingin masih jauh dibawah ambang batas titik leleh yang diizinkan sehingga diharapkan reaktor masih dapat bertahan pada kondisi kecelakaan yang lebih besar karena temperatur maksimum bahan bakar, cladding dan pendingin memiliki margin yang sangat besar dengan batas titik lelehnya. **Ambang batas titik leleh yang diizinkan dari bahan bakar, cladding dan pendingin masing-masing $2865\text{ }^{\circ}\text{C}$, $2519\text{ }^{\circ}\text{C}$ dan $1700\text{ }^{\circ}\text{C}$.** Kecelakaan yang lebih besar berupa tingginya nilai reaktivitas reaktor akibat gagalnya operasi batang kendali.



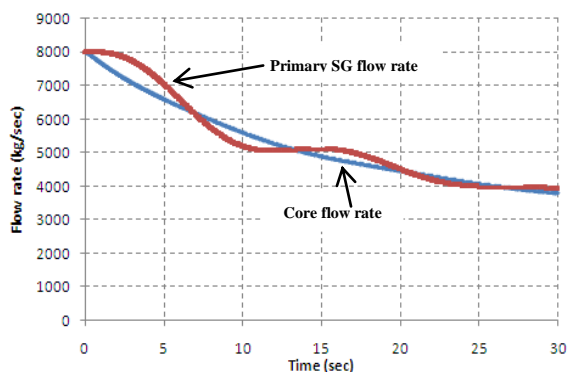
Gambar 5. Hot Spot Temperatur setelah kecelakaan ULOF

Secara umum terlihat bahwa ketika terjadi penurunan harga laju alir, temperatur pendingin rata-rata mengalami peningkatan sedangkan temperatur bahan bakar rata-rata menurun. Hal ini terjadi karena ketika laju aliran total sistem semakin kecil, maka temperatur bahan pendingin mengalami kenaikan karena adanya ketidakseimbangan antara daya dan bahan pendingin, tetapi perbedaan temperatur antara bahan pendingin dengan bahan bakar menurun. Keadaan ini menimbulkan umpan balik negatif sehingga terjadi penurunan daya dan penurunan daya tersebut menimbulkan penurunan temperatur bahan bakar yang memunculkan umpan balik positif. Sistem akan kembali seimbang bila reaktivitas umpan balik negatif akibat kenaikan temperatur pendingin telah dikompensasi oleh reaktivitas umpan balik positif akibat penurunan temperatur bahan bakar karena adanya penurunan daya.



Gambar 6. Perubahan komponen reaktivitas pada kecelakaan ULOF

Pada tahap awal kecelakaan, komponen reaktivitas Doppler negatif tetapi kemudian beranjak menjadi positif mendekati kondisi asimtotik. Kondisi asimtotik baru mereduksi sekitar 35% dari daya nominal reaktor yang seimbang dengan level sirkulasi natural. Hasil simulasi memperlihatkan pula perubahan total flowrate pendingin di dalam teras reaktor dan di dalam bagian primer *steam generator* setelah kecelakaan ULOF. Sirkulasi natural dapat mengatur sirkulasi pendingin dan flowrate berkurang sekitar 35% dari nilai normal sebelum terjadi kecelakaan. Terdapat sedikit osilasi dari total aliran pendingin (*total coolant flowrate*) dan di bagian *primer steam generator* ini disebabkan karena terjadi penurunan aliran pada pompa utama yang mengontrol level dan temperatur dari pendingin.



Gambar 7. Perubahan Flowrate setelah kecelakaan ULOF

Hasil simulasi ini menunjukkan bahwa desain reaktor yang diusulkan mampu bertahan terhadap kondisi kecelakaan ULOF. Kenaikan temperatur pendingin maupun temperatur keluaran akibat menurunnya laju alir fluida pada kecelakaan ULOF tidak melewati batasan-batasan termal dari bahan pendingin, bahan struktur maupun pelet.

4. Kesimpulan

Kesimpulan hasil dapat di ringkas sebagai berikut :

1. Secara umum reaktor dapat bertahan dari kecelakaan ULOF.
2. Kontribusi komponen sirkulasi natural yang relatif tinggi merupakan faktor penting untuk bertahan dari kecelakaan ULOF.
3. Hasil analisis kecelakaan menunjukkan bahwa temperatur maksimum bahan bakar, cladding dan pendingin memiliki margin yang sangat besar dengan batas titik lelehnya.

Ucapan Terimakasih

Penulis mengucapkan terima kasih kepada Prof. Dr. Zaki Suud atas bimbingan dan arahnya sehingga paper ini selesai dibuat.

Daftar Pustaka

(1) Abdullah A. G., Su'ud Z., 2007, Development of Two Dimensional Accident Analysis Code for Multi PC Computation, *Proceeding of the International Convergence. on Advances in Nuclear Science and Engineering (ICANSE 2007)*, ITB Bandung.

(2) Abdullah A. G, Su'ud Z., Yulianti Y., 2009, Simulasi Kecelakaan Reaktor Nuklir Jenis Gas Cooled Fast Reactor, *Seminar Nasional Electrical, Informatics, and It's Educations 2009*, Universitas Negeri Malang, Malang.

(3) Abdullah A. G., Su'ud Z., Yulianti Y., 2009, ULOF Accident Analysis for 300 MWth Pb-Bi Cooled MOX Fuelled SPINNOR Reactor, *2nd International Conference on Advances in Nuclear Science and Engineering 2009 (ICANSE 2009)*, ITB Bandung.

(4) Su'ud Z., Taufiq I., Yulianti Y., Abdullah A.G, Syafii M.A., 2009 Development of Integrated Nuclear Analysis Code Stage I : Three Dimensional Multigroup Diffusion and Burnup Code, *The 3rd Asian Physics Symposium (APS 2009)*, ITB Bandung.

(5) Su'ud Z., *Advanced SPINNORs Concept and The Prospect of Their Deployment in Remote Area, International Conference on Advances in Nuclear Science and Engineering*, Bandung, Indonesia, 2007, pp. 199-207.

(6) Su'ud Z., and H. Sekimoto, Safety Aspect of Long-Life Small Safe Power Reactors, *Ann. Nucl. Energy Vol. 22, No 11, 1995*, pp. 711-722.

(7) Su'ud Z., Comparative Study on Safety Performance of Nitride Fueled Lead Bismuth Cooled Fast Reactor With Various Power Levels, *Progress in Nuclear Energy, Vol. 32, No. 3/4, 1998*, pp. 571-577.

(8) Su'ud Z., and H. Sekimoto, Accident Analysis of Lead-Bismuth Cooled Small Safe Long-Life Fast Reactor Using Metallic or Nitride Fuel, *Nuclear Engineering and Design 162, 1996*, pp. 205-222.

(9) Waltar A. E. and Reynolds A. B. Fast Breeder Reactor, *Pergamon Press*, 1981

(10) Duderstadt J.J. and Hamilton L. J. Nuclear Reactor Analysis, *Joh Wiley and Sons*