

ANALISIS KECELAKAAN REAKTOR AKIBAT KEGAGALAN SISTEM PEMBUANG PANAS PADA REAKTOR NUKLIR GENERASI IV

A.G. Abdullah^{1*}, Z. Su'ud²

¹Program Studi Teknik Elektro, Fakultas Pendidikan Teknologi dan Kejuruan
Universitas Pendidikan Indonesia (UPI), Bandung, Indonesia

²Jurusan Fisika, Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam
Institut Teknologi Bandung (ITB), Bandung, Indonesia

Diterima: 11 Desember 2011. Disetujui: 26 Desember 2011. Dipublikasikan: Januari 2012

ABSTRAK

Salah satu aspek terpenting dalam proses desain reaktor nuklir adalah aspek keselamatan reaktor. Sebelum membangun reaktor secara fisik, terlebih dahulu dibuat perencanaan perhitungan yang matang termasuk melakukan simulasi kinerja keselamatannya dalam menghadapi kemungkinan kecelakaan. Penelitian ini bertujuan untuk mengembangkan model simulasi kecelakaan Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN) yang disebabkan gagalnya sistem pembuang panas. Kecelakaan akibat gagalnya sistem pembuang panas dipicu oleh hilangnya kemampuan pendinginan dari pembangkit uap. Urutan kecelakaan ini diawali dengan hilangnya kemampuan reaktor untuk membuang panas dari *loop* pendingin sekunder. Selama kecelakaan, laju pembuangan panas mengalami penurunan sedangkan temperatur masukan pendingin mengalami peningkatan. Hasil simulasi memberikan gambaran bahwa reaktor dapat bertahan dari kecelakaan. Hasil analisis kecelakaan menunjukkan bahwa temperatur maksimum bahan bakar, selongsong dan pendingin memiliki batas keselamatan yang sangat besar.

ABSTRACT

One of the most important aspects in nuclear reactor design process is the safety aspect. Advanced and accurate safety simulation must be performed before it can be built. This research aims to develop a simulation model of Nuclear Power Plant (NPP) accidents due to the loss of heat sink system. Loss of heat sink accident was triggered by the loss of cooling capability of steam generators. This accident sequence began with the loss of the reactor's ability to remove heat from the secondary cooling loop. During the accident, the heat dissipation rate decreased whereas the coolant inlet temperatures increased till a new equilibrium level. The analysis results of the accident showed that there are large safety margin to the maximum temperature of the fuel, cladding, and coolant.

© 2012 Jurusan Fisika FMIPA UNNES Semarang

Keywords: accident analysis; unprotected loss of heat sink; generation IV nuclear reactor

PENDAHULUAN

Desain reaktor nuklir generasi IV masih merupakan suatu desain konseptual yang banyak diteliti dan dikembangkan. Operasional secara komersial baru akan diwujudkan pada tahun 2030. Mengacu pada kuatnya tuntutan aspek keselamatan inheren dan keselamatan pasif, maka beberapa peneliti telah mengem-

bangkan berbagai penelitian berkaitan dengan desain reaktor yang memenuhi persyaratan keselamatan tersebut. Reaktor generasi IV beroperasi pada suhu yang lebih tinggi daripada reaktor yang ada sekarang, bahkan beberapa desain ditujukan untuk produksi hidrogen. (Abdullah, 2009).

Reaktor generasi IV diharapkan merepresentasikan keunggulan dalam meningkatkan keselamatan reaktor nuklir, meningkatkan resistensi terhadap proliferasi, mengurangi limbah dan penggunaan sumber daya alam, serta

*Alamat Korespondensi:
Jalan Dr. Setiabudhi No. 229 Bandung
Telp.: (022) 2004548
Email: ade_gaffar@upi.edu

untuk mengurangi biaya dalam pembangunan dan pengoperasian reaktor (Su'ud, 2007).

Mengacu pada kejadian kecelakaan Reaktor Fukushima Daiichi, bahwa peran sistem keselamatan pasif maupun inheren sangat penting dalam proses desain reaktor. Faktor pendinginan reaktor dengan memanfaatkan fenomena alam menjadi standar baku untuk desain reaktor lanjut. Pada penelitian ini akan dibahas peranan sistem keselamatan pasif dan inheren pada kasus kecelakaan akibat kegagalan sistem pembuangan panas akibat gagalannya sistem pendinginan pada generator uap. Kecelakaan ini dalam bidang reaktor dikenal dengan kecelakaan jenis ULOHS (*unprotected loss of heat sink*).

Su'ud dan Sekimoto pada tahun 1992 meneliti aspek keselamatan reaktor nuklir untuk jenis reaktor kecil dengan bahan bakar nitrida dan pendingin lead-bismuth pada kasus kecelakaan ULOF dan UTOP (Su'ud dkk., 1992). Berikutnya Zaki Su'ud pada tahun 2008 melakukan penelitian kinerja keselamatan desain reaktor cepat berumur panjang berpendingin Pb-Bi yang memiliki rentang daya listrik 25-100 MW dengan berbasis pada tiga tipe bahan bakar yaitu MOX, nitrida dan logam uranium. Jenis kecelakaan yang disimulasikan adalah kecelakaan *Unprotected Loss of Flow* (ULOF) dan *Unprotected rod run-out Transient Over Power* (UTOP) (Su'ud, 2008). Dalam penelitiannya disimpulkan bahwa selama kecelakaan terjadi level sirkulasi natural, perubahan temperatur pendingin, temperatur bahan bakar, reaktivitas umpan balik memegang peranan penting untuk mencapai kemampuan keselamatan inheren. Penelitian sejenis dilakukan juga oleh Kim dan Yang pada tahun 2005 peneliti dari *Korea Electric Power Research Institute* yang mengembangkan metodologi analisis kecelakaan reaktor dengan melakukan modifikasi kode komputer RETRAN untuk kasus kecelakaan akibat kenaikan reaktivitas (Kim dkk., 2005).

Kazeminejad dari *Nuclear Science and Technology Research Institute, Atomic Energy Organization of Iran*, tahun 2008 telah mengembangkan model matematis untuk analisis kinetika reaktor satu dimensi, analisis termal hidrolis satu fasa dan analisis konduksi panas berbasis model parameter *lumped* dengan mengkopling model kinetik-termal hidrolis untuk reaktor riset tipe *pool* dan diaplikasikan untuk simulasi kecelakaan reaktor jenis ULOF (Kazeminejad, 2008). Metode numerik yang digunakan memodifikasi metode Rungge-

Kutta yang telah dikembangkan sebelumnya oleh Sanchez, J., pada tahun 1989 (Sanchez, 1989). Penelitian serupa sebelumnya telah dilakukan pula oleh Gaheen pada tahun 2007 dengan melakukan simulasi kecelakaan jenis ULOF pada reaktor riset Material Testing Reactors (MTR) (Gaheen dkk., 2007).

Hossain dkk dari *Institute of Nuclear Technology and Energy System, University of Stuttgart*, telah mengembangkan suatu kode komputer untuk keperluan desain dan analisis kecelakaan pada *High Temperature Gas Cooled Reactor* (HTGR). Sistem analisis keselamatan yang dikembangkan dilakukan dengan kopling analisis neutronik-termal hidrolis dan sistem keselamatan pasif yang memanfaatkan model pembuangan panas melalui proses konduksi dan sirkulasi natural (Hossain dkk., 2008).

Pada tahun 2007, Yan dan Sekimoto dari *Research Laboratory for Nuclear Reactor, Tokyo Institute of Technology*, melakukan analisis keselamatan reaktor kecil berumur panjang jenis CANDLE *fast reactor* pada kasus kecelakaan jenis ULOF (*unprotected loss of flow*), SDRW (*unprotected shutdown rods withdrawal*), ULOHS (*unprotected loss of heat sink*) dan LB (*Local Blockage*) (Yan dkk., 2007). Reaktor CANDLE memiliki teras dengan jari-jari 1 meter dan tinggi 2 meter dan menghasilkan daya thermal sebesar 200 MW pada keadaan tunak. Simulasi dilakukan dengan pendekatan geometri dua dimensi *r-z* dengan perhitungan persamaan difusi menggunakan metode SOR.

Penelitian ini bertujuan untuk melakukan analisis saat reaktor mengalami kecelakaan akibat hilangnya sistem pendinginan. Untuk melihat pengaruh perubahan laju alir massa pendingin di generator uap, dilakukan juga uji coba perubahan volume *hot pool* dan *cool pool*, dengan asumsi bahwa perubahan volume tersebut akan berdampak terhadap peningkatan peran keselamatan inheren pada saat reaktor mengalami kecelakaan. Sebagai alat perhitungan dikembangkan suatu kode komputer terintegrasi dalam bahasa FORTRAN yang mensimulasikan perhitungan desain reaktor dan perhitungan simulasi kecelakaan reaktor. Kode komputer yang dikembangkan dirancang untuk mudah digunakan sehingga dapat dimanfaatkan sebagai penunjang pembelajaran ataupun penelitian bagi peneliti pemula. Penelitian ini juga bertujuan untuk memberikan gambaran tentang mitigasi bencana kecelakaan reaktor sehingga memberikan keyakinan kepada masyarakat bahwa reaktor generasi lanjut dapat

bertahan secara handal ketika terjadi kecelakaan akibat kegagalan operasi komponen-komponen teknis maupun kecelakaan akibat bencana alam.

METODE

Objek studi penelitian ini adalah konsep desain reaktor SPINNOR (*Small Pb-Bi Cooled Non-Refuelling Nuclear Reactors*) berdaya termal 225 MW, berpendingin logam cair Pb-Bi, berbahan bakar *mixed oxide* (UO_2 - PuO_2). Pendingin logam cair Pb-Bi dipilih karena memiliki nilai koefisien transfer panas dan titik didih yang sangat tinggi sehingga dimungkinkan untuk mendesain reaktor dengan kemampuan keselamatan inheren. Desain reaktor menggunakan geometri silinder dua dimensi r - z dan perhitungannya menggunakan pendekatan deterministik.

Langkah-langkah penelitian diawali dengan melakukan analisis neutronik berupa perhitungan distribusi neutron dalam reaktor nuklir pada keadaan tunak. Pendekatan yang dilakukan menggunakan persamaan difusi multigrup, diskritisasi persamaan difusi dilakukan dengan menggunakan metode beda hingga dan secara numerik dipecahkan dengan metode SOR (*Successive Over Relaxation*). Untuk mendapatkan populasi neutron di dalam teras selama proses transien dilakukan dengan penyelesaian persamaan kinetika reaktor. Setelah itu, dilakukan perhitungan termal hidrolik meliputi perhitungan distribusi temperatur pada setiap bagian reaktor yang terdiri dari inti reaktor dan generator uap meliputi temperatur bahan bakar, temperatur pendingin, temperatur kelongsong dan seluruh aspek sirkulasi pendingin di dalam reaktor.

Simulasi kecelakaan ULOHS diskenario-kan agar reaktor dapat memperlihatkan respons keselamatan pasif. Kecelakaan ULOHS dipicu oleh hilangnya kemampuan pendinginan dari pembangkit uap. Urutan kecelakaan ULOHS diawali dengan hilangnya kemampuan reaktor untuk membuang panas dari *loop* pendingin sekunder. Selama kecelakaan, laju pembuangan panas mengalami penurunan sedangkan temperatur masukan pendingin mengalami peningkatan. Kecelakaan ULOHS dipicu oleh hilangnya kemampuan pendinginan dari generator uap. Diasumsikan pendingin sekunder hanya air jenuh dan mengabaikan perpindahan panas dari uap super panas. Kecelakaan ULOHS akan menjadi sangat penting apabila generator uap mengalami kegagalan

operasi. Simulasi kecelakaan ULOHS bertujuan untuk mengetahui efek kehilangan kecepatan air umpan sekunder.

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 (Duderstadt, 1978):

$$-\nabla^2 D_g \nabla \phi_g(r) + \sum_{rg} \phi_g(r) = \frac{\chi_g}{k_{eff}} \sum_{g'=1}^G v \sum_{fg'} \phi_{g'}(r) + \sum_{g'=1}^G \sum_{sg' \rightarrow g} \phi_{g'}(r) \quad (1)$$

D_g = tetapan difusi grup ke- g
 ϕ_g = fluks neutron grup ke- g
 \sum_{rg} = penampang lintang makroskopik grup ke- g
 χ = peluang terjadinya fisi
 $k = k_{eff}$ = faktor multiplikasi
 ν = jumlah neutron yang diproduksi per fisi
 $\sum_{sg' \rightarrow g}$ = penampang lintang makroskopik yang masuk/hilang karena hamburan.

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

$$\left(\frac{D_g A^{i,j,j+1}}{\Delta z} \right) \phi_g^{i,j+1} + \left(\frac{D_g A^{i,j+1,j}}{\Delta r} \right) \phi_g^{i+1,j} + \left(\frac{D_g A^{i-1,i,j}}{\Delta r} \right) \phi_g^{i-1,j} + \left(\frac{D_g A^{i,j-1,j}}{\Delta z} \right) \phi_g^{i,j-1} - \left\{ \frac{D_g A^{i,j,j+1}}{\Delta z} + \frac{D_g A^{i,j+1,j}}{\Delta r} + \frac{D_g A^{i-1,i,j}}{\Delta r} + \frac{D_g A^{i,j-1,j}}{\Delta z} - \sum_{Rg} V^{i,j} \right\} \phi_g^{i,j} = \frac{\chi_g}{k} \sum_{g'} v_{g'} \sum_{fg'} \phi_g^{i,j} V^{i,j} + \sum_{g'} \sum_{sgg'} \phi_g^{i,j} V^{i,j} \quad (2)$$

Apabila dikenakan syarat batas jarak ter-ekstrapolasi:

$$\begin{aligned} \frac{\partial \phi}{\partial r} \Big|_{R=0} &= 0, & \frac{\partial \phi}{\partial z} \Big|_{R=0} &= 0 \\ \phi(R+0, 7\lambda_{tr}) &= 0, \\ \phi(Z+0, 7\lambda_{tr}) &= 0, \end{aligned} \tag{3}$$

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

$$M\phi = S \tag{4}$$

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

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

$$S^{(0)} = \frac{\chi_g}{k^{(0)}} \sum_{g'} v_{g'} \sum_{\mathcal{F}} \phi_g^{i,j(0)} + \sum_{g'} \sum_{sgg'} \phi_g^{i,j(0)} \tag{5}$$

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

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

Hitung

$$k_{eff}^{(1)} = k_{eff}^{(0)} \frac{\sum_{i,j} \sum_{g'} v_{g'} \sum_{\mathcal{F}} \phi_g^{i,j(1)} V^{i,j}}{\sum_{i,j} \sum_{g'} v_{g'} \sum_{\mathcal{F}} \phi_g^{i,j(0)} V^{i,j}} \tag{7}$$

Ulangi langkah 2 sampai tercapai syarat konvergen,

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

Populasi neutron di dalam teras selama proses transien ditentukan oleh penyelesaian persamaan kinetika yang terdapat dalam teras tersebut. Apabila perubahan distribusi spasial dapat diabaikan, maka besarnya daya reaktor sebagai fungsi waktu $p(t)$ dapat diperoleh dengan penyelesaian persamaan kinetika titik sebagai berikut (Duderstadt, 1978):

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

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

λ_i = tetapan disintegrasi prekursor neutron tunda ke- i

C_i = konsentrasi prekursor neutron tunda grup ke- i

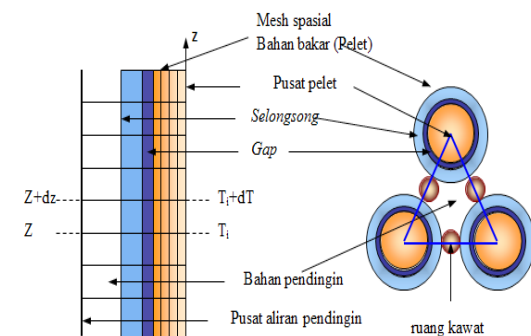
β_{eff} = fraksi neutron tunda efektif

β_i = fraksi neutron tunda grup ke- i

L = waktu generasi neutron rata-rata

$r(t)$ = reaktivitas nuklir

Perhitungan termal hidrolik meliputi perhitungan distribusi temperatur pada setiap bagian reaktor yang terdiri dari inti reaktor dan generator uap meliputi temperatur bahan bakar, temperatur pendingin, temperatur kelongsong 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:

$$\rho c_p \frac{\partial T}{\partial t} - w_p \frac{\partial T}{\partial z} = Q''' \tag{11}$$

r = kerapatan massa

W = aliran massa pendingin

c_p = panas jenis pada tekanan konstan.

Q''' = kerapatan daya

Perhitungan penurunan tekanan

menggunakan persamaan konservasi momen-
tum sebagai berikut:

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

- G = aliran massa total
- P = tekanan
- f = faktor friksi
- D_e = diameter hidrolis efektif
- g = percepatan gravitasi

Dalam analisis ini , rata-rata temperatur di *hot pool* dan *cool pool* menggunakan persamaan (Su'ud, 2008):

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

$$h_p^{i+1} = (h_p^j A_p \rho_p + (G_{psg} - G_{core}) \Delta t) (\rho_p A_p) \quad (14)$$

- 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 generator uap
- 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:

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

$$h_p^{i+1} = (h_p^j A_p \rho_p + (G_{psg} - G_{core}) \Delta t) (\rho_p A_p) \quad (16)$$

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

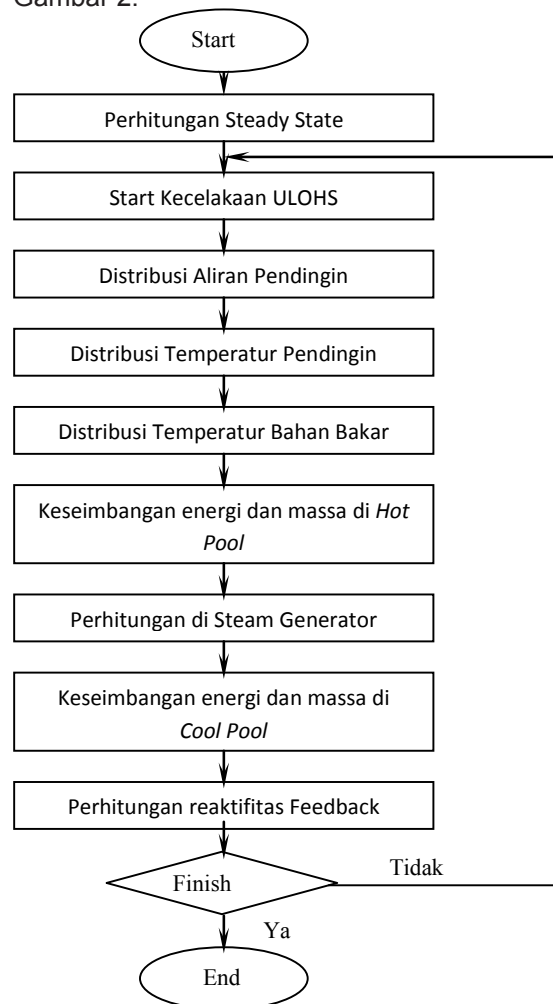
Besaran ρ(t) pada persamaan (9) merupakan penjumlahan dari reaktivitas eksternal dan reaktivitas umpan balik. Reaktivitas umpan balik yang dimaksud adalah reaktivitas Doppler, ekspansi aksial, ekspansi radial, dan kekosongan reaktivitas. Reaktivitas umpan balik bergantung pada temperatur teras T yang di-

nyatakan dalam persamaan koefisien temperatur terhadap reaktivitas sebagai berikut:

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

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

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 per-

Tabel 1. Spesifikasi umum desain reaktor

Parameter	Spesifikasi
Daya Reaktor	225MWth
Pendingin	Pb-Bi (Pb45%-Bi55%)
Bahan <i>Shielding</i>	B ₄ C + <i>Stainless steel</i>
Bahan bakar	MOX (UO ₂ -PUO ₂)
Pengayaan (<i>enrichment</i>) bahan bakar	10%-13% (PUO ₂)
<i>Reactivity Swing</i>	Max. 0.002 (0,5\$)
Teras	
Diameter pin bahan bakar	1.0cm
Tebal <i>Cladding</i>	0.05cm
<i>Pin pitch</i> bahan bakar	1.2cm
Temperatur masukan rata-rata	400°C
Temperatur keluaran rata-rata	800°C
Fraksi <i>volume</i> : Bahan bakar	60%
Struktur	10%
Pendingin	35%
Genera- tor Uap	
Tinggi SG	4.0m
Diameter pipa (<i>inner louter</i>)	1.7/2.0m
<i>Pitch</i> pipa	3cm
Laju alir primer	800kg/detik
Laju alir sekunder	100kg/detik
Temperatur air	225°C

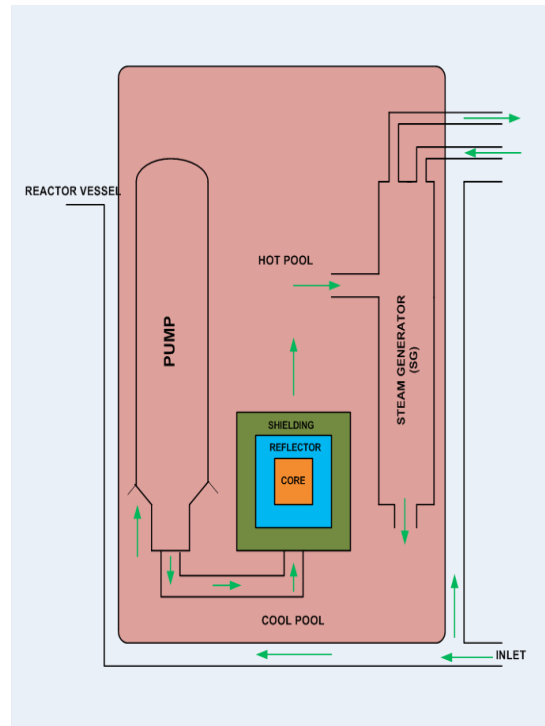
hitungan neutronik dan perhitungan termal-hidrolik, maka kondisi kecelakaan di ujicobakan. Kecelakaan ULOHS diawali dengan kegagalan sistem pendinginan di generator uap. Suhu di teras akan berubah bergantung pada berapa banyak laju alir telah dimasukkan. Perubahan suhu teras akan mempengaruhi perubahan suhu rata-rata *hot pool* dan suhu rata-rata *cool pool*. Dalam kasus ini reaktivitas eksternal reaktor diasumsikan konstan dalam setiap waktu.

HASIL DAN PEMBAHASAN

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.

Spesifikasi umum desain reaktor ditunjukkan pada Tabel 1. Pemilihan bahan bakar MOX (UO₂-PUO₂) pada desain ini atas dasar

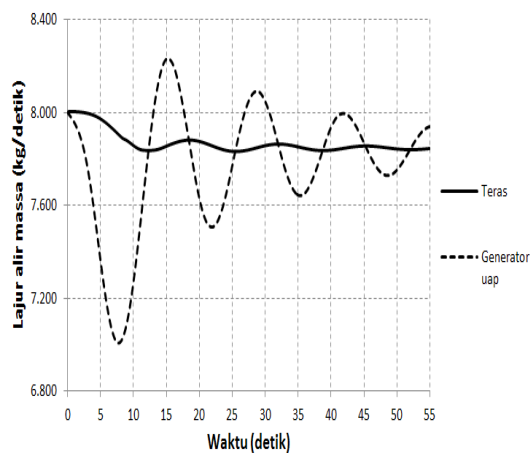
pertimbangan bahwa bahan bakar tersebut memiliki koefisien doppler yang tinggi, titik leleh yang tinggi dan ketersediaan di alam cukup memadai. Bahan bakar MOX dengan mudah dapat diterapkan dalam tingkat daya yang besar. Pada level daya yang rendah bahan bakar MOX memerlukan fraksi volum bahan bakar yang tinggi.



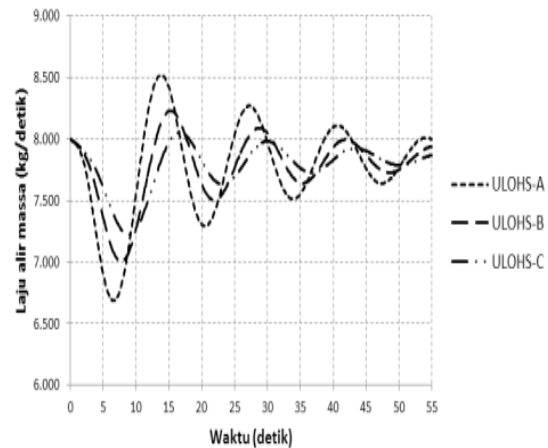
Gambar 3. Diagram Skematik Desain Reaktor

Pemilihan bahan pendingin Pb-Bi dilakukan atas pertimbangan bahwa Pb-Bi mempunyai karakteristik nuklir yang baik dalam tinjauan neutronik, reaktivitas kehampaan (*void reactivity*) dan rasio pembiakan (*breeding ratio*) sehingga dimungkinkan untuk merancang suatu teras dengan waktu operasi yang cukup lama tanpa pengisian ulang bahan bakar. Penggunaan Pb-Bi sebagai pendingin memungkinkan dicapainya spektrum keras yang menguntungkan dari aspek pembakaran limbah aktinida dan rendahnya pengaruh bahan-bahan hasil fisi sebagai kendala dalam perubahan daya reaktor untuk mengikuti beban yang ada.

Kecelakaan jenis ULOHS dipicu oleh hilangnya kemampuan pendinginan dari generator uap. Setelah kecelakaan terjadi kita dapat mengontrol kemampuan pendinginan yang tersisa dari generator uap. Gambar 4 memperlihatkan laju alir massa pendingin di teras reaktor dan generator uap. Sesaat setelah terjadi kecelakaan terlihat aliran pendingin di teras tidak begitu terpengaruh tetapi sedikit mengalami penurunan laju alir massa. Laju alir massa pendingin di generator uap terlihat tidak stabil, terbukti adanya osilasi yang sangat besar. Pada 40 detik pertama laju alir massa pendingin mengalami ketidakstabilan tetapi beberapa saat kemudian aliran kembali stabil pada kesetimbangan baru.

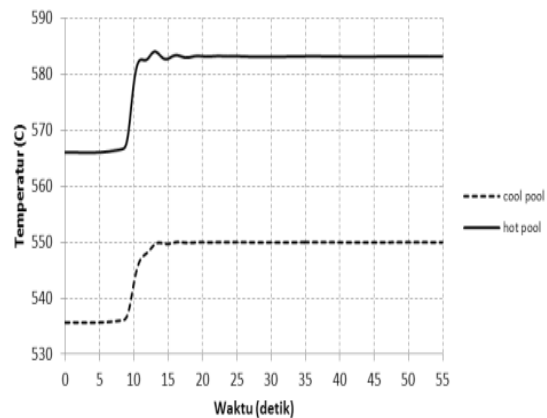


Gambar 4. Perubahan laju alir massa pendingin di generator uap dan di teras reaktor pada kasus kecelakaan ULOHS



Gambar 5. Perubahan laju alir massa pendingin di generator uap dengan berbagai variasi volume *cool pool*

Fenomena osilasi yang cukup besar dapat diredam dengan meningkatkan volume *cool pool* pada desain reaktor. Gambar 5 memperlihatkan efek perubahan volume *cool pool* terhadap tingkat osilasi dari aliran pendingin yang melewati generator uap. Simulasi dilakukan dengan meningkatkan volume *cool pool* hal ini dilakukan untuk membuktikan bahwa dengan meningkatkan volume *cool pool* pada reaktor SPINNOR berdampak kepada tingkat osilasi aliran pendingin di generator uap. Hasil simulasi ULOH-A memperlihatkan perilaku aliran pendingin sesuai desain awal reaktor, setelah dilakukan peningkatan volume *cool pool* (kasus ULOH-B dan ULOH-C) terlihat tingkat osilasi sedikit teredam. Peningkatan volume *cool pool* pada kasus ULOH-B dan ULOH-C masing-masing dilakukan dengan meningkatkan ukuran volume *cool pool* sebesar 0,1 dan 0,2 dari ukuran desain awal reaktor (ULOH-A).



Gambar 6. Perubahan temperatur pendingin di *hot pool* dan *cool pool* sesaat setelah ke-

celakaan ULOHS

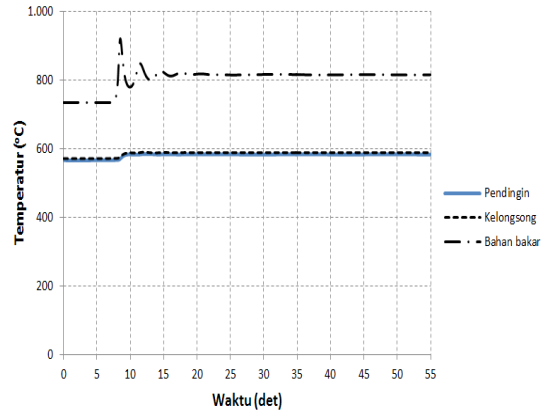
Gambar 6 memperlihatkan perubahan temperatur pendingin di *hot pool* dan *cool pool*. Kecelakaan akibat hilangnya kemampuan pendinginan dari generator uap ini memiliki efek yang signifikan terhadap perubahan temperatur pendingin di *cool pool*. Pada 10 detik awal terjadi kecelakaan temperatur pendingin di *cool pool* tampak seperti masih berada pada keadaan normal. Tetapi pada detik berikutnya temperatur *cool pool* meningkat, disebabkan generator uap tidak mampu lagi melakukan pendinginan. Karena desain reaktor SPINNOR memiliki volume *cool pool* yang cukup besar, maka efek kecelakaan ULOHS baru dapat dirasakan pada waktu yang sangat panjang, sehingga untuk mendapatkan keseimbangan termal membutuhkan waktu yang lama. Akibat terjadi peningkatan suhu di *cool pool* maka dengan sendirinya akan berdampak pada peningkatan suhu di *hot pool*, karena temperatur pendingin yang masuk ke teras reaktor nilainya lebih besar jika dibandingkan ketika reaktor berada pada keadaan tunak.

Gambar 7 memperlihatkan pola perubahan temperatur pendingin, kelongsong dan bahan bakar. Secara umum, dampak kecelakaan ULOHS tidak begitu signifikan mempengaruhi temperatur *hot spot* pada waktu yang singkat, sehingga temperatur bahan bakar hanya mengalami kenaikan temperatur sedikit dan cenderung konvergen pada temperatur 815°C. Begitu juga temperatur kelongsong dan pendingin tidak berubah secara drastis. Hal ini dikarenakan kemampuan sistem RVACS (*Reactor Vessel Auxiliary Cooling System*) yang dapat membuang panas dari dinding bejana reaktor. Temperatur pendingin ataupun kelongsong tiba-tiba naik memasuki detik ke-10 tetapi kemudian konvergen masing-masing pada temperatur 583°C dan 588°C. Kenaikan temperatur pendingin, kelongsong ataupun bahan bakar masih sangat jauh dari batas titik leleh material teras yang digunakan.

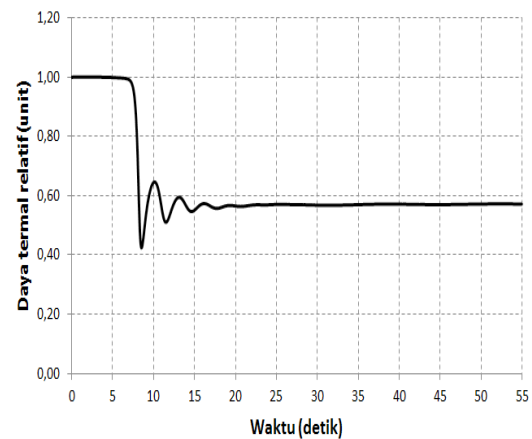
Perubahan daya termal relatif pada kasus ULOHS ini ditunjukkan pada Gambar 8. Daya termal relatif mengalami penurunan daya dengan cepat pada 10 detik pertama dan selanjutnya melambat. Daya termal akhirnya konvergen pada nilai 57,16 %. Hal ini membuktikan bahwa kemampuan sirkulasi natural memiliki peranan penting dalam kecelakaan jenis ULOHS ini.

Gambar 9 memperlihatkan perubahan reaktivitas dari kecelakaan ULOHS. Reaktivitas didominasi oleh efek Doppler dan reaktivitas umpan balik, dikarenakan suhu *cool pool*

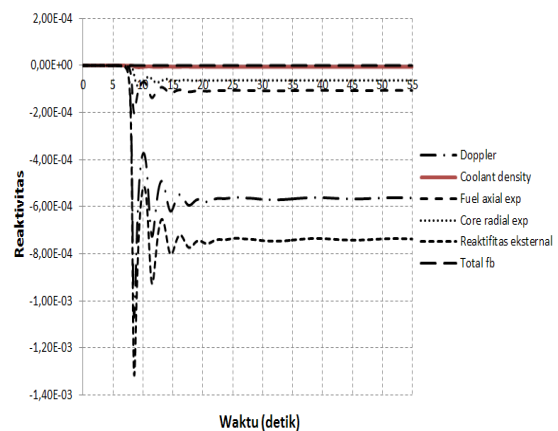
mengalami peningkatan yang signifikan dalam kecelakaan ULOHS. Ini berarti suhu bagian inlet juga mengalami peningkatan yang cukup besar.



Gambar 7. Perubahan temperatur pendingin, kelongsong dan bahan bakar sesaat setelah kecelakaan ULOHS



Gambar 8. Perubahan daya termal relatif sesaat setelah kecelakaan ULOHS



Gambar 9. Perubahan reaktivitas pada kasus kecelakaan ULOHS.

PENUTUP

Pada kecelakaan ULOHS, temperatur *cool pool* mengalami kenaikan yang signifikan sehingga mempengaruhi terhadap temperatur inlet dan temperatur *hot pool*. Karena temperatur pendingin yang masuk ke teras reaktor nilainya berbeda ketika reaktor berada pada operasi normal. Proses transien pada kasus kecelakaan ULOHS memakan waktu yang cukup lama, sehingga peran RVACS cukup diperlukan untuk membuang panas lebih akibat meningkatnya temperatur pendingin. Pada kecelakaan ULOHS, daya termal mengalami penurunan hampir mencapai setengahnya dari daya termal pada keadaan tunak. Sirkulasi natural akibat aliran udara dari atmosfer sekitar bejana reaktor memegang peranan penting dalam mengatasi kecelakaan ULOHS ini.

Secara umum, hasil simulasi menunjukkan bahwa reaktor dapat bertahan dengan mudah, dengan mengoptimalkan peran sirkulasi natural dan sistem keselamatan pasif. Hasil simulasi analisis kecelakaan akibat hilangnya kemampuan pendinginan reaktor menunjukkan bahwa temperatur maksimum bahan bakar, kelongsong dan pendingin memiliki batas yang sangat besar dengan batas titik lelehnya, artinya bahwa material reaktor tidak melewati batasan-batasan termalnya.

DAFTAR PUSTAKA

- Abdullah, A., G., Su'ud, Z. dan Yulianti, Y. 2009. *ULOF Accident Analysis for 300 MWth Pb-Bi Cooled MOX Fuelled SPINNOR Reactor, Proceeding 2nd International Conference on Advances in Nuclear Science and Engineering (ICANSE)*, ITB, Bandung
- Duderstadt J.J. and Hamilton L.J. 1978. *Nuclear Reactor Analysis, John Wiley and Sons*
- Gaheen, M.A., Elaraby, S., Aly, M.N. dan Nagy, M.S. 2007. Simulation and Analysis of IAEA Benchmark Transient, *Progress in Nuclear Energy*, 49: 217-229
- Hossain, K., Buck, M., Ben, S.N., Bernnat, W. dan Lohnert, G., 2008. Development of a Fast 3D Thermal-Hydraulic Tool for Design and Safety Studies for HTRS, *Nuclear Engineering and Design*
- Kazeminejad, H. 2008. Thermal-Hydraulic Modeling of Flow Inversion in a Research Reactor, *Annals of Nuclear Energy*, 35: 1813-1819
- Kim Y.H. dan Yang C.K. 2005. Development of Safety Analysis Methodology for Reactivity Insertion Accidents using Modified RETRAN Code, *Journal of Nuclear Science and Technology*, 42: 1001-1009
- Sanchez, J. 1989. On The Numerical Solution of The Point Kinetics Equations by Generalized Runge-Kutta Method. *Nuclear Science and Engineering*, 103: 94-99
- Su'ud, Z. 1998. Comparative Study on Safety Performance of Nitride Fueled Lead Bismuth Cooled Fast Reactor With Various Power Levels, *Progress in Nuclear Energy*, 32: 571-577
- Su'ud, Z. 2007. Advanced SPINNORs Concept and The Prospect of Their Deployment in Remote Area, *International Conference on Advances in Nuclear Science and Engineering*, Bandung, 199-207
- Su'ud, Z. 2008. Safety Performance Comparison of MOX, Nitride and Metallic Fuel Based 25-100 MWe Pb-Bi Cooled Long Life Fast Reactors without On-Site Refuelling, *Progress in Nuclear Energy*, 50: 157-162
- Yan, M. dan Sekimoto, H. 2008. Safety Analysis of Small Long Life CANDLE Fast Reactor, *Annals of Nuclear Energy*, 35: 813-828