

ANALISIS PERSAMAAN DIFUSI RUANG-WAKTU SILINDER 1-DIMENSI PADA KECELAKAAN REAKTOR UTOP (*UNPROTECTED TRANSIENT OVER POWER*) UNTUK JENIS REAKTOR CEPAT

Y. Yulianti^{1,*}, Z. Su'ud², A. Waris² dan S. N. Khotimah²

¹Jurusan Fisika, FMIPA, Universitas Lampung (UNILA)

²Jurusan Fisika, FMIPA, Institut Teknologi Bandung (ITB)

Diterima 9 Juni 2009, disetujui untuk diterbitkan 5 Agustus 2009

ABSTRACT

The accident analysis of space-time diffusion 1-dimension cylinder equation on reactor UTOP accident for fast reactor type has been performed. The solution of space-time diffusion equation was done by direct method. The result obtained compared to the result obtained by adiabatic method and spot kinetic. Case 1 was accident case with constant reactivity input. Case 2 was accident case with ramp input. For relatively small reactivity input, the relative power peak from adiabatic method was higher than the direct method. This is because the adiabatic method do not consider delay neutron factor, so all neutrons produced was assumed as fast neutron which can produce fission reaction. On the other hand, if the reactivity input is relatively large, the power peak produced by direct method was higher than that of adiabatic method. This is caused by dominant spatial factor. The result of spot kinetic was always produced the lowest peak due to flux distribution during the accident was not changed.

Keywords: *space-time diffusion, reactor accident, UTOP, fast reactor*

1. PENDAHULUAN

Perhitungan dinamika reaktor merupakan kajian yang cukup penting dalam penelitian desain reaktor nuklir. Kecelakaan reaktor merupakan salah satu contoh keadaan reaktor yang cukup berbahaya, sehingga banyak dilakukan penelitian dalam bidang ini. Ada banyak jenis kecelakaan reaktor yang mungkin terjadi, misalnya kecelakaan reaktor karena gagalnya batang kendali yang berfungsi untuk mengendalikan populasi neutron dalam reaktor. Jika batang kendali ini gagal, maka populasi neutron akan naik dengan sangat cepat. Jumlah neutron yang tidak terkendali dalam reaktor akan menyebabkan kenaikan daya, dan temperatur. Kecelakaan tersebut disebut UTOP (*Unprotected Transient Over Power*). Karena kecelakaan tersebut, bahan bakar reaktor kemungkinan akan meleleh. Akibatnya radiasi nuklir akan keluar dari reaktor yang membahayakan alam sekitar reaktor tersebut berdiri.

Keadaan ini tentu harus diantisipasi sebelum reaktor didirikan. Maka, para ahli perancang reaktor nuklir mengembangkan model reaktor dengan kemampuan *inherent safety*. Jika reaktor berada dalam keadaan kecelakaan, sistem dalam reaktor memungkinkan untuk bisa menekan penyebab kecelakaan tersebut.

Analisis kecelakaan reaktor umumnya menggunakan model simulasi kinetika titik dengan mensparasi variabel ruang dan waktu. Pada saat penghitungan daya reaktor terhadap ruang, reaktor dianggap tidak berubah terhadap waktu. Sebaliknya, pada saat perhitungan terhadap waktu, distribusi daya terhadap ruang dianggap tidak berubah. Solusi dinamika reaktor merupakan perkalian fungsi ruang dan waktu.

Model simulasi kinetika titik ini tidak akurat lagi jika kecelakaan raktornya berupa gagalnya batang kendali hanya di sebagian teras reaktor dan berlangsung sangat cepat. Tentu saja, pada keadaan ini pengaruh ruang tidak bisa diabaikan lagi.

Analisis dinamika reaktor ruang-waktu berupa perhitungan distribusi neutron selama kecelakaan. Distribusi neutron ini dihitung dari prinsip transport Boltzmann. Persamaan ini masih sangat umum dan sangat sulit diselesaikan. Sehingga, persamaan yang digunakan adalah persamaan difusi neutron ruang-waktu¹⁾.

Ada beberapa metode penyelesaian persamaan difusi ruang-waktu, metode *direct* (langsung), sparasi variabel, dan lain-lain²⁾. Penyelesaian persamaan difusi ruang-waktu sudah diteliti sejak awal pengembangan reaktor nuklir. Misalnya, GAKIN³⁾ program penyelesaian persamaan difusi ruang-waktu 1-dimensi untuk jenis reaktor thermal. TWIGLE⁴⁾, program penyelesaian persamaan difusi 2-dimensi dan 3-dimensi untuk jenis

reaktor thermal. Penelitian yang terbaru, misalnya Aboanber dan Nahla⁵⁾, penyelesaian persamaan difusi dengan metode Pade dan *cut-product*, Aboanber dan Hamada⁶⁾, penyelesaian persamaan difusi dengan metode General Runge-Kutta.

Penelitian-penelitian tersebut hanya digunakan dalam reaktor bentuk sederhana. Dalam tulisan ini akan disampaikan analisis penyelesaian persamaan difusi ruang-waktu dengan menggunakan metode langsung. Persamaannya didiskritisasi dengan metode *finite difference* (beda hingga). Persamaan liniernya diselesaikan dengan metode iterasi yang diaplikasikan dalam bentuk reaktor yang cukup kompleks. Simulasi kecelakaan reaktor terjadi dalam waktu sangat cepat dan hanya di sebagian teras reaktor. Jenis kecelakaan berupa masukan reaktivitas tetap dan masukan reaktivitas *ramp*.

2. METODE PENELITIAN

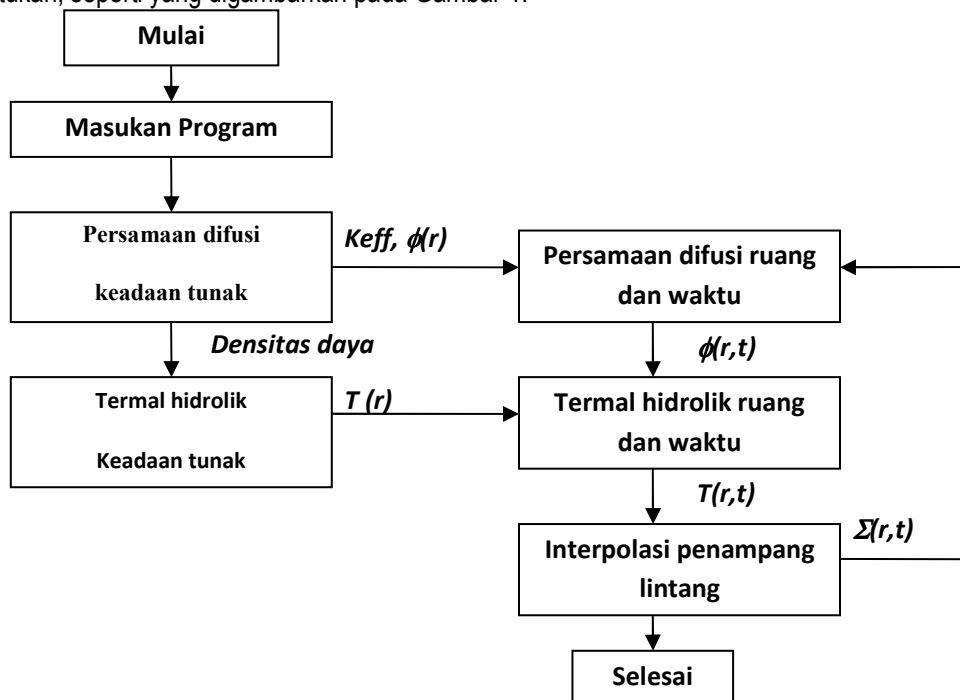
Analisis kecelakaan reaktor jenis UTOP dimulai dengan menyelesaikan persamaan difusi keadaan tunak yaitu reaktor berada dalam keadaan stabil. Selanjutnya distribusi fluks dinormalisasi terhadap daya total reaktor. Temperatur reaktor dihitung di setiap titik dalam pin bahan bakar.

Kecelakaan ditunjukkan dengan perubahan parameter kekritisasi reaktor. Parameter ini ditunjukkan dengan harga faktor multiplikasi (k_{eff}) dan reaktivitas. Keadaan kecelakaan terjadi jika faktor multiplikasi > 1.00 dan reaktivitas > 0.00 . Hubungan reaktivitas dengan faktor multiplikasi adalah:

$$\rho = \frac{k_{eff} - 1}{k_{eff}} \quad (1)$$

Jika keadaan tersebut terjadi, distribusi neutron akan berubah dan dihitung dengan persamaan difusi ruang-waktu. Selanjutnya temperatur reaktor ruang-waktu dihitung untuk mendapatkan distribusi temperatur yang baru.

Perubahan temperatur reaktor akan mengubah spektrum penampang lintang reaksi di dalam reaktor. Penampang lintang yang baru dihitung dengan cara interpolasi. Penampang lintang yang baru akan menjadi masukan untuk persamaan difusi ruang-waktu selanjutnya. Perubahan penampang lintang ini akan menghasilkan reaktivitas umpan balik. Reaktivitas ini berharga negatif dan akan menekan reaktivitas masukan yang berharga positif. Demikian proses ini diulang sampai batas waktu simulasi yang sudah ditentukan, seperti yang digambarkan pada Gambar 1.



Gambar 1. Diagram alir analisis kecelakaan reaktor jenis UTOP

2.1. Persamaan Difusi Ruang-Waktu

Distribusi fluks neutron dalam teras reaktor digambarkan dalam persamaan transport neutron:

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \psi(r, \Omega, E, t)}{\partial t} = -\Omega \cdot \nabla \psi(r, \Omega, E, t) - \Sigma_t(r, E, t) \psi(r, \Omega, E, t) + Q(r, \Omega, E, t) \quad (2)$$

$$Q(r, \Omega, E, t) = \int d\Omega' \int dE' \Sigma_s(r, \Omega' \rightarrow \Omega, E' \rightarrow E, t) \psi(r, \Omega, E, t)$$

$$+ (1 - \beta) \frac{\chi_0(E)}{4\pi} \int dE' v \Sigma_f(r, E', t) \int d\Omega' \psi(r, \Omega, E, t)$$

$$+ \sum_{i=1}^L \lambda_i \frac{\chi_i(E)}{4\pi} c_i(r, t)$$

dengan v adalah kecepatan neutron, ψ adalah fluks neutron, Σ_t adalah penampang lintang total, Σ_s penampang lintang tumbukan, β adalah fraksi neutron tunda, χ adalah spektrum fisi, Σ_f adalah penampang lintang fisi and c_i adalah konsentrasi prekursor (nuklida yang bisa menghasilkan neutron tunda). Dinamika konsentrasi prekursor dituliskan:

$$\frac{\partial}{\partial t} c_i(r, t) = -\lambda_i c_i(r, t) + \beta_i \int dE v \Sigma_f(r, E, t) \int d\Omega \psi(r, \Omega, E, t), i=1, \dots, L \quad (3)$$

Definisikan fluks skalar: $\phi = \int d\Omega \psi$, Rapat arus: $J = \int d\Omega \Omega \psi$. Integrasikan persamaan (2) terhadap variabel ruang dan eliminasi faktor energi kontinu.

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \phi_g(r, t)}{\partial t} = -\nabla \cdot J_g(r, t) - \Sigma_{t,g}(r, t) \phi_g(r, t) + q_g(r, t), g = 1, \dots, G \quad (4)$$

$$q_g(r, t) = \sum_{g' \neq g} \Sigma_{sgg'}(r, t) \phi_{g'}(r, t) + (1 - \beta) \sum_{g'=1}^G \chi_{0,g'} v \Sigma_{f,g'}(r, E', t) \phi_{g'}(r, t)$$

$$+ \sum_{i=1}^L \lambda_i \chi_{i,g} c_i(r, t)$$

$$\frac{\partial}{\partial t} c_i(r, t) = -\lambda_i c_i(r, t) + \beta_i \sum_{g=1}^G v \Sigma_{f,g}(r, t) \phi_g(r, t), i=1, \dots, L \quad (5)$$

Hukum Fick mendefinisikan sumber arus:

$$J_g(r, t) = -D_g(r, t) \nabla \phi(r, t) \quad (6)$$

Substitusikan persamaan (6) ke persamaan (4):

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \phi_g(r, t)}{\partial t} = \nabla \cdot D_g \nabla \phi_g(r, t) - \Sigma_{t,g}(r, t) \phi_g(r, t) + q_g(r, t), g = 1, \dots, G \quad (7)$$

$$q_g(r, t) = \sum_{g' \neq g} \Sigma_{sgg'}(r, t) \phi_{g'}(r, t) + (1 - \beta) \sum_{g'=1}^G \chi_{0,g'} v \Sigma_{f,g'}(r, E', t) \phi_{g'}(r, t)$$

$$+ \sum_{i=1}^L \lambda_i \chi_{i,g} c_i(r, t)$$

Persamaan (6) disebut persamaan difusi ruang-waktu.

Jika fluks neutron di setiap titik dalam teras reaktor didefinisikan dalam vektor kolom ψ , suku persamaan kesetimbangan fluks neutron dinyatakan dalam H. Persamaan (7) bisa dituliskan menjadi:

$$H\psi = \dot{\psi} \quad (8)$$

Jika persamaan (5) dan (7) akan diselesaikan secara numerik, terlebih dahulu persamaan tersebut harus didiskritisasi (dalam penelitian ini menggunakan metode beda hingga implisit untuk menjaga kestabilan⁷⁾:

$$\psi^{(k+1)} = [I - \Delta t H^{(k+1)}]^{-1} \psi^{(k)} \quad (9)$$

Suku dinamika konsentrasi prekursor:

$$c_i^{(k+1)} = \frac{c_i^k}{1 + \lambda_i \Delta t} + \frac{\beta_i}{1 + \lambda_i} \sum_{g=1}^G v \Sigma_{f,g}^{(k+1)} \phi_g^{(k+1)} \quad (10)$$

Persamaan difusi setelah didiskritisasi:

$$\begin{aligned} \nabla \cdot D_g \nabla \phi_g(r, t) - \Sigma_{t,g}(r, t) \phi_g(r, t) + \sum_{g' \neq g} \Sigma_{s,g'g}^{(k+1)} \phi_{g'}^{(k+1)} \\ + \left[(1 - \beta) \chi_g^p + \sum_{i=1}^L \frac{\lambda_i \chi_{i,g}^d \beta_i}{1 + \lambda_i \Delta t} \right] \sum_{g=1}^G v \Sigma_{f,g}^{(k+1)} \phi_g^{(k+1)} - \frac{1}{v_g \Delta t} \phi_g^{(k+1)} \\ = \frac{1}{v_g \Delta t} \phi_g^{(k)} - \sum_{i=1}^L \frac{\lambda_i \chi_{i,g}^d c_i^{(k)}}{1 + \lambda_i \Delta t} \quad g = 1, \dots, G \quad (11) \end{aligned}$$

Persamaan (10) dan (11) akan menghasilkan sistem algebra linier:

$$\mathbf{A} \boldsymbol{\phi} = \mathbf{S} \quad (12)$$

\mathbf{A} adalah matriks dominasi-diagonal, $\boldsymbol{\phi}$ adalah vektor fluks neutron spasial, dan \mathbf{S} adalah suku sumber:

$$\mathbf{A} = \begin{bmatrix} \nabla \cdot D_1 \nabla - \Sigma_{t1} + F_1 & & & & \\ & \nabla \cdot D_2 \nabla - \Sigma_{t2} + F_2 & & & \\ & & \dots & & \\ & & & \dots & \\ & & & & \dots & \\ & & & & & \nabla \cdot D_G \nabla - \Sigma_{tG} + F_G \end{bmatrix}$$

$$F_g = \left[(1 - \beta) \chi_g + \sum_{i=1}^L \frac{\lambda_i \chi_{i,g}^d \beta_i}{1 + \lambda_i \Delta t} \right] v \Sigma_{f,g}$$

$$\boldsymbol{\phi} = \begin{bmatrix} \phi_1 \\ \phi_2 \\ \dots \\ \phi_G \end{bmatrix} \quad \mathbf{S} = \begin{bmatrix} -P_1 + \frac{1}{v_1 \Delta t} \\ -P_2 + \frac{1}{v_2 \Delta t} \\ \dots \\ -P_G + \frac{1}{v_G \Delta t} \end{bmatrix}$$

$$P_g = \sum_{i=1}^L \frac{\lambda_i \chi_{i,g}^d c_i^{(k)}}{1 + \lambda_i \Delta t}$$

Setelah penghitungan fluks neutron $\boldsymbol{\phi}$ yang baru, selanjutnya perhitungan dinamika konsentrasi prekursor dengan menyelesaikan persamaan (10).

2.2. Model Thermal Hidrolik

Setelah menyelesaikan persamaan difusi yang menghasilkan distribusi fluks neutron, fluks neutron tersebut harus dinormalisir dengan daya reaktor total:

$$P = \int_V w \phi dV \quad (13)$$

Dengan P adalah daya reaktor total, w adalah reaktansi yang dihasilkan untuk setiap reaksi fisi.

Daya reaktor dihasilkan dari reaktansi yang dihasilkan oleh reaksi setiap fisi. Energi ini kemudian ditransfer melalui proses konveksi lewat pendingin. Pendingin yang keluar dari teras reaktor akan mengubah air menjadi uap. Uap inilah yang digunakan untuk membangkitkan listrik.

Di dalam pin bahan bakar reaktor dibagi menjadi daerah *fuel* (bahan bakar), *gap*, dan *cladding* (selubung). Distribusi reaktorure di daerah bahan bakar⁹⁾:

$$\rho_f c_{vf} \frac{\partial T_f}{\partial t} = -\nabla \cdot k_f \nabla T_f = q'''(r, t) \quad (14)$$

Dengan ρ_f adalah massa jenis bahan bakar reaktor, c_{pf} adalah kapasitas panas bahan bakar, k_f adalah konduktivitas panas bahan bakar dan q''' adalah densitas daya reaktor.

Distribusi temperatur di daerah gap dan selubung bahan bakar:

$$\rho_c c_{pc} \frac{\partial T_c}{\partial t} = -\nabla \cdot k_c \nabla T_c = 0 \quad (15)$$

Indeks c dalam persamaan (15) adalah untuk selubung (*cladding*), untuk daerah gap indeks diubah menjadi g.

Proses konveksi antara bahan bakar dan pendingin reaktor ditunjukkan dalam persamaan:

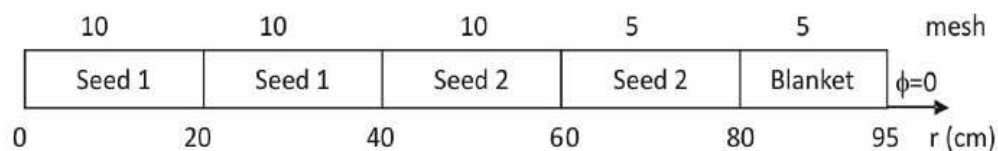
$$\rho_{fl} c_{pfl} \frac{\partial T_f}{\partial t} + h_s (T_s - T_{fl}) = q''(r, t) \quad (16)$$

Dengan fl adalah indeks bahan pendingin, h_s adalah koefisien transfer panas, T_s adalah temperature permukaan bahan bakar, dan q'' adalah daya/luas.

3. HASIL DAN PEMBAHASAN

Jenis reaktor yang digunakan dalam simulasi ini adalah jenis reaktor cepat. Artinya neutron yang dominan menghasilkan reaksi fisi adalah neutron yang mempunyai energi tinggi. Tabel 1 menunjukkan spesifikasi reaktor yang digunakan dalam simulasi ini.

Distribusi material yang ditempatkan dalam teras reaktor bisa dilihat pada Gambar 2. Material terdistribusi dari bagian tengah disebut *seed 1*, material dengan pengayaan U239 13%, *seed 2* 15%, dan *blanket* 0%.



Gambar 2. Distribusi material dalam teras reaktor

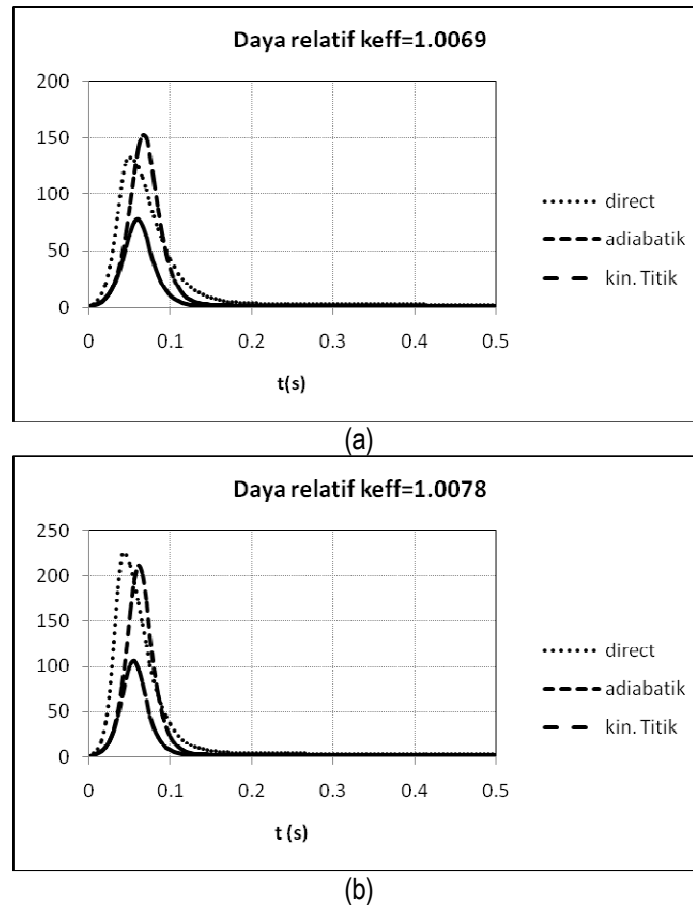
Tabel 1. Spesifikasi reaktor

Jenis Reaktor	Reaktor Cepat
Daya Reaktor Total	350 MWe
Pendingin	Pb-Bi
Bahan Bakar	UN-PuN
Jari-Jari Teras	95 (cm)
Grup Energi neutron	8 (<i>fast</i>) + 6 (<i>delay</i>)
β	0.001215
Densitas daya max.	134 W/cc
Temperatur bahan bakar max.	545°C
Temperatur selubung max.	472°C
Temperatur pendingin max.	456°C
Λ	$5,2744589 \times 10^{-5}$ s

Simulasi kecelakaan reaktor digambarkan dengan perubahan daya reaktor yang dibandingkan dengan daya awal (daya relatif), temperatur bahan bakar, dan reaktivitas umpan balik.

3.1 Kasus Masukan reaktivitas tetap

Gambar 3 menunjukkan daya relatif dengan masukan reaktivitas tetap, kecelakaan yang terjadi merata di setiap titik di dalam reaktor. Hasil simulasi dengan metode langsung dibandingkan dengan metode lain yaitu metode adiabatik dan metode kinetika titik. Secara umum, daya mula-mula naik dengan cepat karena masuknya reaktivitas positif. Kenaikan daya akan menaikkan temperatur. Kenaikan temperatur akan menghasilkan reaktivitas umpan balik yang berharga negatif dan mengurangi reaktivitas masukan. Reaktivitas total reaktor akan terus turun. Setelah reaktivitas masukan dan reaktivitas umpan balik besarnya sama, daya reaktor akan mulai turun. Daya akan terus turun karena reaktivitas umpan balik terus berharga negatif.



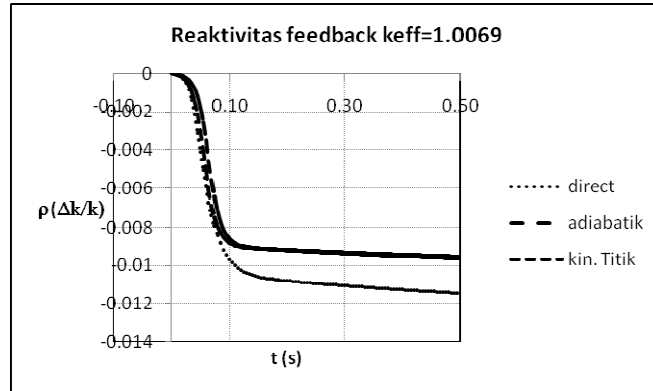
Gambar 3. (a) Daya relatif untuk $k_{eff} = 1.0069$ dan (b) $k_{eff} = 1.0078$

Untuk masukan reaktivitas kecil hasil simulasi adiabatik mempunyai puncak yang lebih tinggi dibandingkan dengan hasil metode langsung. Hal ini disebabkan pada metode adiabatik tidak memperhitungkan adanya neutron tunda. Sehingga, semua neutron dalam reaktor dianggap neutron cepat yang bisa menghasilkan reaksi fisi. Sebaliknya, jika masukan reaktivitas cukup besar pengaruh perubahan ruang lebih mendominasi pada metode langsung sehingga puncak dayanya lebih tinggi dibanding metode adiabatik.

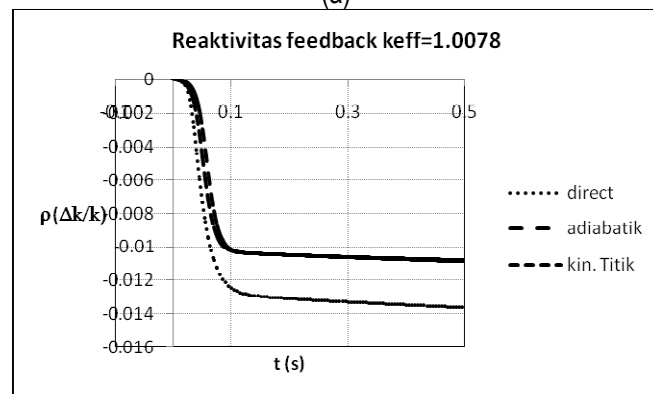
Hasil simulasi dengan metode kinetika titik mempunyai puncak paling rendah dibandingkan dengan metode langsung dan metode adiabatik. Hal ini disebabkan metode kinetika titik sama sekali tidak memperhitungkan faktor spasial selama perhitungan kecelakaan. Sehingga, jika masukan reaktivitas kecelakaan cukup tinggi, metode langsung yang paling akurat hasilnya.

Gambar 4 menunjukkan reaktivitas umpan balik selama terjadi kecelakaan. Reaktivitas umpan balik metode *direct* (langsung) lebih negatif dibandingkan metode adiabatik dan kinetika titik. Hal ini juga berhubungan dengan temperatur bahan bakar selama kecelakaan (Gambar 5) yang paling tinggi dicapai dengan metode langsung.

Indikasi penting dalam kecelakaan reaktor adalah temperatur maksimum yang dicapai selama kecelakaan. Temperatur maksimum bahan bakar yang dicapai selama kecelakaan adalah sekitar 900°C . Temperatur tersebut masih di bawah titik leleh bahan bakar jenis UN-PuN⁹⁾.

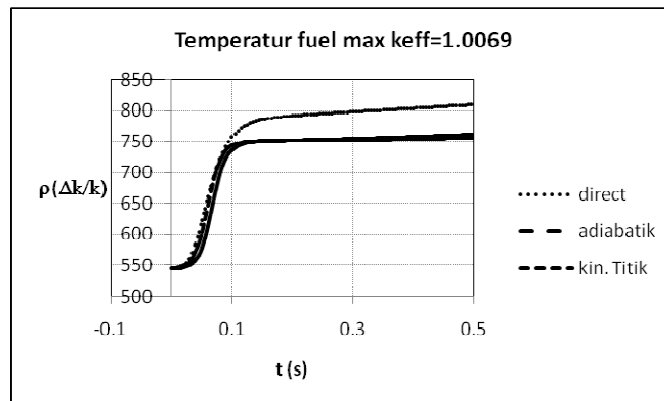


(a)

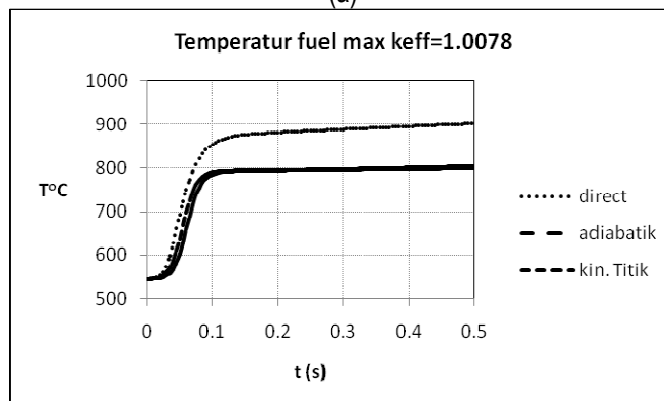


(b)

Gambar 4. Reaktivitas umpan balik yang dihasilkan selama kecelakaan



(a)



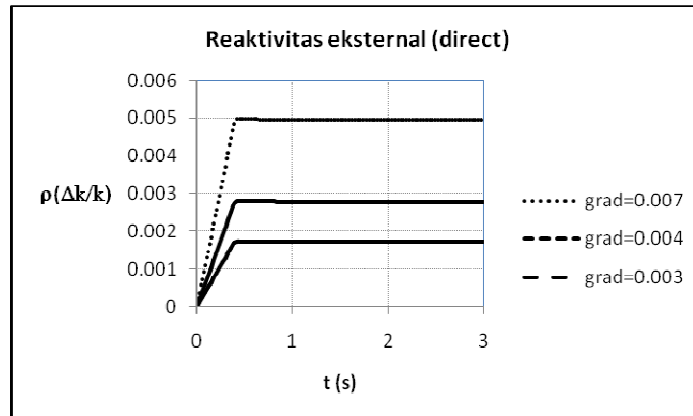
(b)

Gambar 5. Temperatur bahan bakar maksimum selama kecelakaan

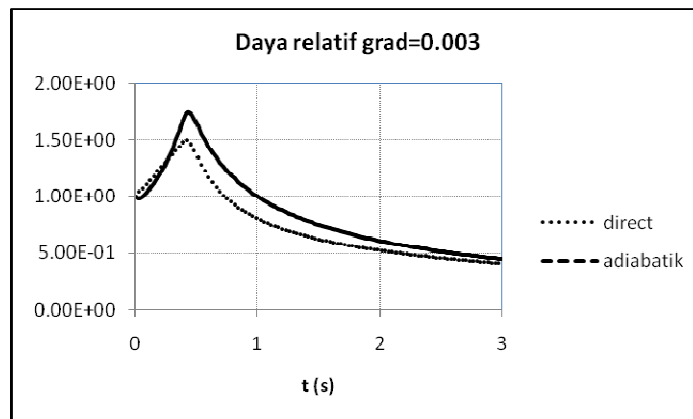
3.2. Kasus Masukan reaktivitas ramp

Kasus yang dibahas selanjutnya adalah kasus dengan masukan reaktivitas berbentuk *ramp* hanya pada *region 1*. Reaktivitas naik secara linier dalam waktu tertentu dan selanjutnya berharga konstan. Dalam kasus yang dicoba di sini, gradien kenaikan reaktivitasnya divariasikan menjadi beberapa kasus. Kenaikan reaktivitas terjadi karena penurunan harga penampang lintang absorpsi di *region 1* untuk semua energi neutron. Hal ini disebabkan kegagalan batang kendali yang bertugas menyerap neutron supaya jumlah neutron yang lahir dan yang hilang seimbang.

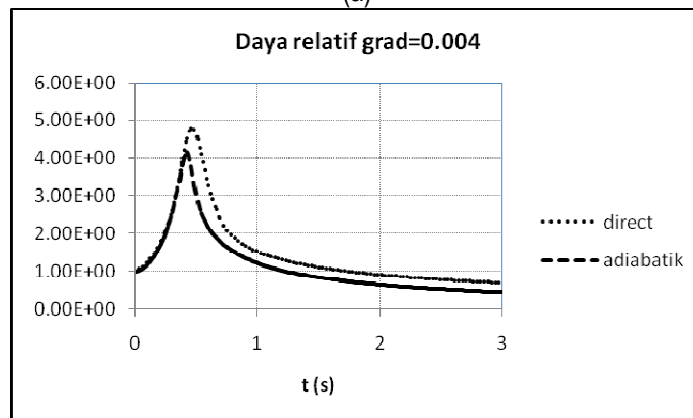
Metode kinetika titik tidak bisa dibandingkan dalam kasus ini. Metode kinetika titik sama sekali tidak memperhitungkan faktor ruang selama simulasi. Sehingga, jika kecelakaan yang terjadi hanya di sebagian daerah reaktor tidak akan terlihat bedanya dengan metode ini.



Gambar 6. Reaktivitas masukan kasus 2



(a)

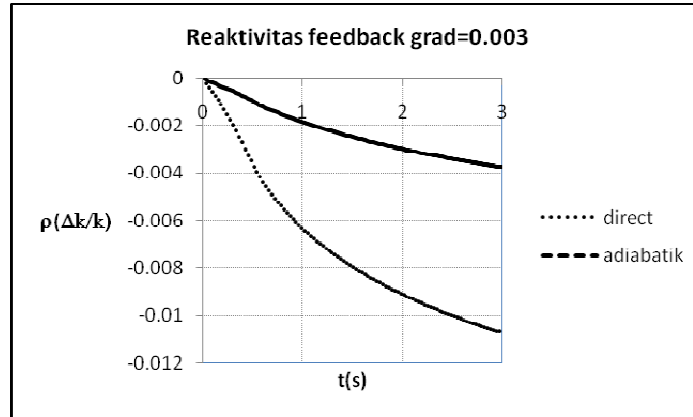


(b)

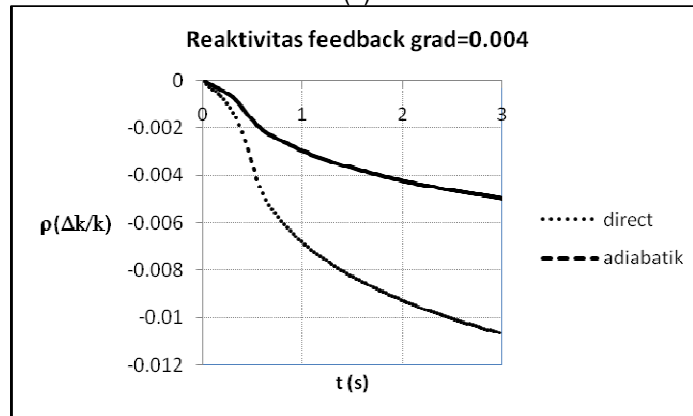
Gambar 7. Daya relatif untuk kasus 2

Masukan reaktivitas lebih kecil, yang ditandai dengan gradien kenaikan reaktivitas kecil menghasilkan puncak daya reaktor yang lebih tinggi dengan metode adiabatik. Untuk masukan reaktivitas besar puncak dengan metode langsung lebih tinggi. Hasil ini seperti yang telah dicapai dalam kasus sebelumnya.

Demikian juga dengan reaktivitas umpan balik yang dihasilkan dalam kasus ini. Metode langsung lebih negatif daripada metode adiabatik.



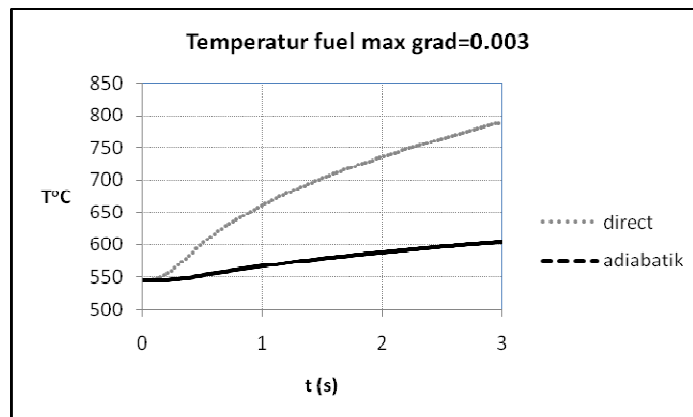
(a)



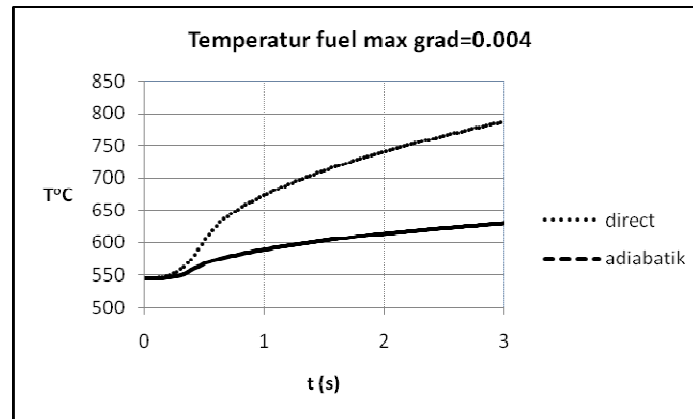
(b)

Gambar 8. Reaktivitas umpan balik untuk kasus 2

Kenaikan reaktivitas masukan naik perlahan-lahan selanjutnya tetap. Hal ini menyebabkan temperatur bahan bakar maksimum yang dihasilkan selama kecelakaan naik lebih lambat dibandingkan dengan hasil kasus 1. Dalam selang waktu lebih lebar temperatur bahan bakar maksimum yang dicapai lebih rendah dibandingkan hasil pada kasus 1.



(a)



(b)

Gambar 9. Temperatur bahan bakar maksimum yang dicapai pada kasus 2

4. KESIMPULAN

Dari uraian di atas, dapat disimpulkan bahwa: (a) Penelitian ini sudah melakukan penyelesaian persamaan difusi ruang-waktu silinder 1-dimensi dan diaplikasikan untuk menganalisis kecelakaan reaktor jenis UTOP pada reaktor cepat; (b) Secara umum, pada saat kecelakaan daya reaktor mula-mula naik dengan cepat karena ada masukan reaktivitas positif. Kemudian daya reaktor akan turun pada saat harga reaktivitas masukan berharga sama dengan reaktivitas umpan balik; (c) Pada saat masukan reaktivitas masukan cukup kecil puncak daya relatif hasil metode adiabatik lebih tinggi dibandingkan hasil metode langsung. Hal ini disebabkan metode adiabatik tidak memperhitungkan neutron tunda; (d) Sedangkan jika masukan reaktivitas cukup besar, puncak daya relatif hasil metode langsung lebih tinggi dibandingkan metode adiabatik. Dalam hal ini dominasi faktor ruang sangat berpengaruh. Sehingga, untuk kecelakaan dengan masukan reaktivitas tinggi metode langsung lebih akurat, (e) Untuk kasus masukan reaktivitas hanya terjadi di sebagian teras reaktor, metode kinetika titik tidak bisa lagi dibandingkan. Hal ini disebabkan metode ini sama sekali tidak memperhitungkan faktor ruang selama kecelakaan.

DAFTAR PUSTAKA

1. Duderstadt, J. J. dan Hamilton, L. J., 1976, *Nuclear Reactor Analysis*, John Wiley and Sons Inc.
2. Ott, K. O., dan R. J. Neuhold, 1985, *Introductory Nuclear Reactor Dynamics*, American Nuclear Society.
3. Hansen, K. F., and S. R. Johnson. 1967. GAKIN, *A One Dimensional Multigroup Kinetics Code*. GA-7543, GA Technologies.
4. Yasinsky, J. B., M. Natelson, dan L. A. Hageman, 1968, TWIGLE, *A Program to Solve the Two-dimensional, Two-group, Space-time Diffusion Equation with Temperature Feedback*, WAPD-TM-743, Westinghouse Co.
5. Aboanber, A. E., dan Nahla, A. A., 2007, Adaptive Matrix Formulation (AMF) Method of Space-time Multigroup Reactor Kinetics Equation in Multi-dimensional Model, *Annals of Nuclear Energy*, **34**:103-119.
6. Aboanber, A. E., dan Hamada, Y. M., 2008, Generalized Runge-Kutta Method for Two- and Three-Dimensional Space-Time Diffusion Equations with a Variable Time Step, *Annals of Nuclear Energy*, **35**: 1024-1040.
7. Stacey, W. M., 2001, *Nuclear Reactor Physics*, John Wiley and Sons, Inc. New York.

8. Waltar, A. E., and Reynolds, A. B., 1981, *Fast Breeder Reactor*, Pergamon Press.
9. Todreas, N. E. dan Kazimi, M. S., *Nuclear Systems: Vol. I, Thermal Hydraulic Fundamentals*, Hemisphere, NY 1990.