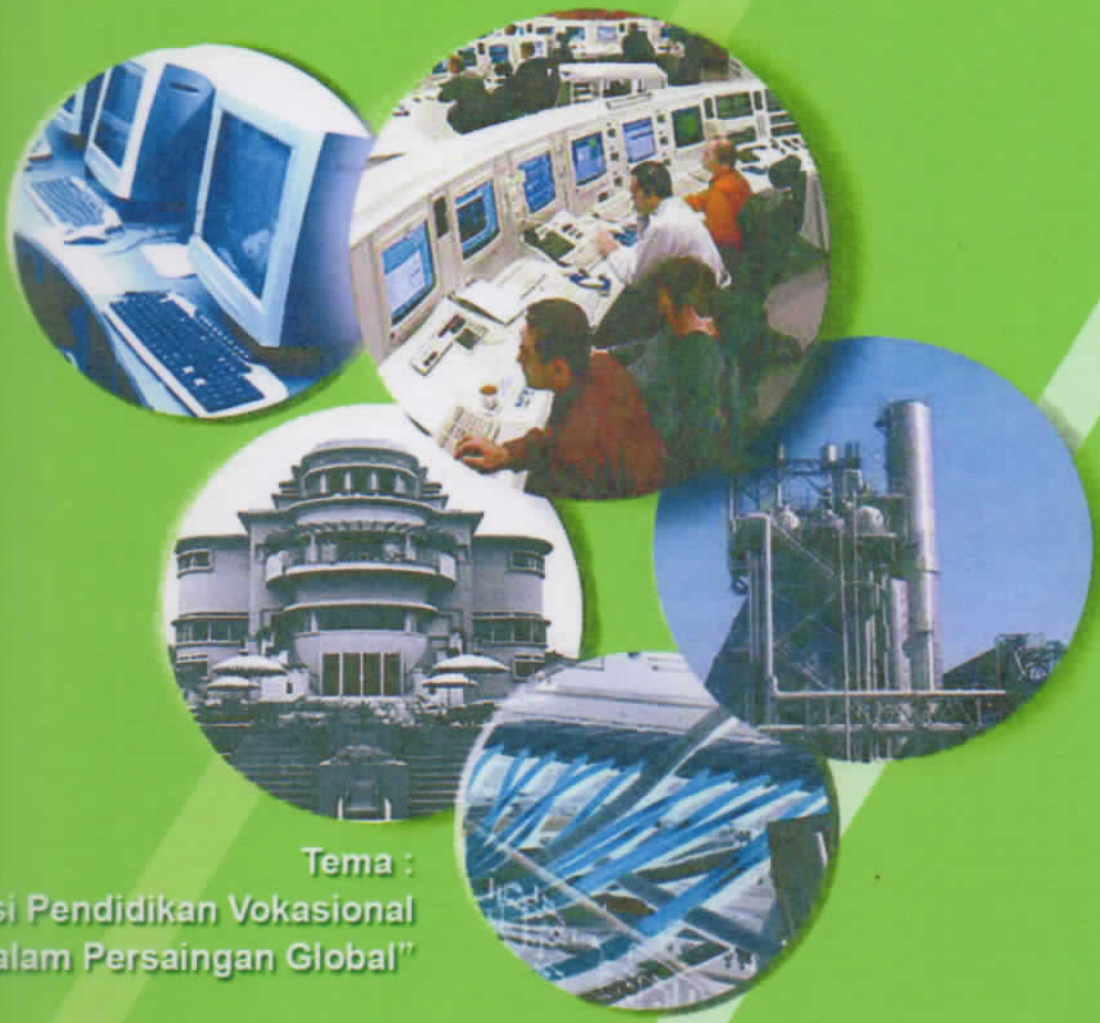
Vol.1 No.1 2010

ISSN : 2087 - 7994

Prosiding
Seminar dan Workshop Nasional Pendidikan Elektro

SWNE 2010

Bumi Siliwangi, 11 Desember 2010



Tema :
"Revitalisasi Pendidikan Vokasional
Teknik Elektro dalam Persaingan Global"

Penyelenggara :
Jurusan Pendidikan Teknik Elektro
Fakultas Pendidikan Teknologi dan Kejuruan
Universitas Pendidikan Indonesia

ANALISIS TERMAL HIDROLIK REAKTOR SPINNOR PADA KASUS KECELAKAAN AKIBAT HILANGNYA DAYA POMPA PENDINGIN

Ade Gaffar Abdullah[1,2], Zaki Su'ud[2], Mohamad Ali Shafii[2,3], Menik Ariani[2,4]

[1]KBK Komputasi Sistem Tenaga Listrik, Program Studi Pendidikan Teknik Elektro FPTK UPI, Jl. Dr. Setiabudhi 207 Bandung 40152
[2]Kelompok Riset Fisika Nuklir dan Biofisik FMIPA ITB, Jl. Ganesha 10 Bandung
[3]Jurusan Fisika FMIPA Universitas Andalas, Kampus Limau Manis, Padang, Sumatera Barat [4]Jurusan Fisika FMIPA Universitas Sriwijaya, Kampus Indralaya, Ogan Ilir, Sumatera Selatan
e-mail: ade_gaffar@upi.edu

ABSTRAK

Makalah ini mendiskusikan hasil investigasi melalui simulasi kecelakaan jenis *ULOF (unprotected loss of flow)* dari reaktor SPINNOR *(small Pb-Bi Cooled non-refuelling nuclear reactors)* yang memiliki daya 300 MWth, berbahan bakar MOX (UO_2-PUO_2) dan berpendingin Pb-Bi. Selama analisis dilakukan perhitungan persamaan difusi yang dikombinasikan dengan perhitungan termal hidrolik pada keadaan transien. Reaktor SPINNOR merupakan reaktor cepat tipe tank berpendingin Pb-Bi dan dalam bejana reaktor terdapat generator uap. Simulasi dimulai pada keadaan tunak meliputi perhitungan fluks neutron, distribusi daya, temperatur inti reaktor, temperatur hot pool dan cool pool, serta perhitungan temperatur di generator uap. Simulasi kecelakaan diawali hilangnya daya pompa. Hasil simulasi menunjukkan bahwa reaktor SPINNOR memiliki kemampuan keselamatan inheren terhadap kecelakaan ini.

Kata Kunci : termal hidrolik, reaktor SPINNOR, kecelakaan ULOF .

ABSTRACT

In This study the result of investigation through simulation of unprotected loss of flow accident for 300 MWth MOX fuelled small Pb-Bi Cooled non-refuelling nuclear reactors (SPINNOR) are discussed. During the analysis the two dimensional diffusion calculation combined with transient thermal hydraulic analysis has been employed. The reactor is tank type Pb-Bi cooled fast reactors with steam generator included inside reactor vessel. The simulation begin with steady state calculation of neutron flux, power distribution and temperature distribution accros the core, hot and cool pool, and also steam generator. Then the accident started by the loss of pumping power. The results show that the SPINNOR reactor has inherent safety capability against this accident.

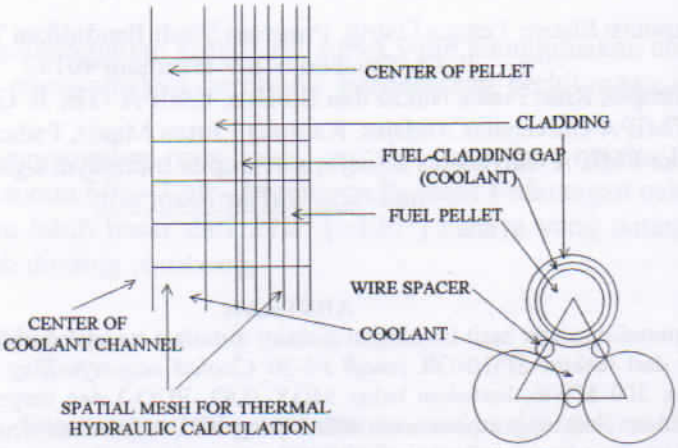
Keyword : *Thermal Hydrolic, SPINNOR reactor, ULOF accident*

I. PENDAHULUAN

Reaktor SPINNOR (Small Power Reactor, Indonesia, No On-Site Refuelling) adalah konsep reaktor nuklir berukuran kecil dengan spektrum neutron cepat yang dapat dioperasikan lebih dari 15 tahun tanpa mengganti bahan bakar. Reaktor ini memiliki konsep reaktor berumur panjang dan berdaya rendah, dikembangkan di Indonesia sejak tahun 1990 berkolaborasi dengan Research Laboratory for Nuclear Reactors of The Tokyo Institute of Technology. Reaktor ini sangat cocok ditempatkan di daerah yang terisolasi dan pulau-pulau kecil. Karakteristiknya mudah dioperasikan, mudah dalam pemeliharaan, transportability, memenuhi keselamatan inheren/passive dan resistan terhadap proliferasi nuklir. Makalah ini mendiskusikan hasil simulasi jika reaktor tersebut mengalami kecelakaan akibat hilang daya pompa pendingin. Fokus analisis lebih mengarah pada aspek termal hidrolik yaitu menginvestigasi perilaku suhu inti reaktor, bahan bakar dan generator uap sesaat setelah kecelakaan terjadi.

II. TINJAUAN PUSTAKA

Perhitungan termal-hidrolik meliputi perhitungan distribusi temperatur di s bagian reaktor yaitu di teras dan di generator uap (*steam generator*, SG) baik tem bahan bakar, temperatur bahan pendingin maupun temperatur *cladding* dan gap, beg tekanan di dalam reaktor dan semua aspek sirkulasi pendingin di dalam reaktor.



Gambar 1. Model Perhitungan Termal Hidrolik

Gambar 1, memperlihatkan model perhitungan termal hidrolik. Reaktor menjadi cincin konsentris, dimana arus-silang antara dua cincin yang berdekatan dias nol. Terdapat 6 persamaan yang digunakan untuk analisisi thermal hidraulik : Persam (2) dan (3) merupakan persamaan keseimbangan massa, persamaan keseimbangan e persamaan keseimbangan momentum. Sedangkan persamaan (4) dan (5) m persamaan keseimbangan energi di region bahan bakar dan di non-region bah Persamaan (6) merupakan bentuk simpel dari persamaan kinetika reaktor :

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} = \frac{\partial G}{\partial z}$$

$$\rho_c C_{pc} = \frac{\partial T_c}{\partial t} = Q_e + \frac{\partial}{\partial Z}\left(k_c \frac{\partial T_c}{\partial Z}\right) - C_{pc} G \frac{\partial T_c}{\partial Z}$$

$$\frac{\partial G}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial t}\frac{G^2}{\rho c} = -\frac{\partial P}{\partial t} - \frac{G^2}{2D_e}\frac{f}{\rho c} - \rho c g$$

$$\rho_f C_{pf} \frac{\partial T_f}{\partial t} = Q_f + \frac{1}{r}\frac{\partial}{\partial r}\left(r k_f \frac{\partial T_f}{\partial r}\right)$$

$$\rho_n C_{pn} \frac{\partial T_n}{\partial t} = Q_n + \frac{1}{r}\frac{\partial}{\partial r}\left(r k_n \frac{\partial T_n}{\partial r}\right)$$

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

$$\frac{dC_i}{dt} = -\lambda_i C_i + \frac{\beta_i}{\Lambda} p$$

$$\rho = \rho_{ex} + (\alpha_{RD} + \alpha_{co}) + \left[T_{co}(t) - T_{co}^o\right] + (\alpha_D + \alpha_{FAX})\left[T_{Fu}(t) - T_{Fu}^o\right]$$

Dengan menggunakan pendekatan kuasistatik, kondisi keseimbangan baru dip persamaan :

$$\rho = 0 = \rho_{ex} + (\alpha_D + \alpha_{FAX})[T_{co}(t) - T_{co}^{o}] + (\alpha_D + \alpha_{FAX})[T_{Fu}(t) - T_{Fu}{}^{o}]$$

$$0 = (\alpha_D + \alpha_{FAX} + \alpha_{RD} + \alpha_{co})[T_{co}(t) - T_{co}^{o}] + (\alpha_D + \alpha_{FAX})[\Delta T_{Fu,co}(t) - \Delta T_{Fu,co}{}^{o}]$$

$$0 = (\alpha_D + \alpha_{FAX} + \alpha_{RD} + \alpha_{co})[\frac{p}{f} - 1]\frac{P_o A_{pin} H}{2F_o C_p} + (\alpha_D + \alpha_{FAX})[p - 1]\frac{P_o A_{pin}}{2\pi k_{Fu} B}$$

$$p[(\alpha_D + \alpha_{FAX} + \alpha_{RD} + \alpha_{co})\frac{P_o A_{pin} H}{2fF_o C_p} + (\alpha_D + \alpha_{FAX})\frac{P_o A_{pin}}{2\pi k_{Fu} B}] =$$

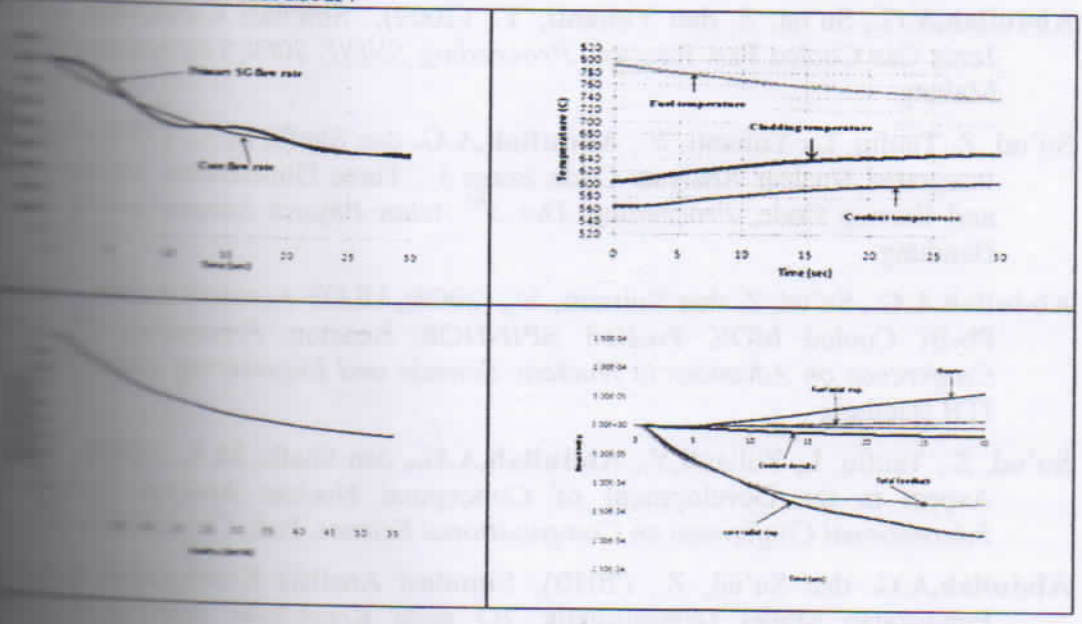
$$(\alpha_D + \alpha_{FAX} + \alpha_{RD} + \alpha_{co})\frac{P_o A_{pin} H}{2F_o C_p} + (\alpha_{RD} + \alpha_{FAX})\frac{P_o A_{pin}}{2\pi k_{Fu} B}$$

$$p = \frac{(\alpha_D + \alpha_{FAX} + \alpha_{RD} + \alpha_{co})\frac{P_o A_{pin} H}{2F_o C_p} + (\alpha_D + \alpha_{FAX})\frac{P_o A_{pin}}{2\pi k_{Fu} B}}{(\alpha_D + \alpha_{FAX} + \alpha_{RD} + \alpha_{co})\frac{P_o A_{pin} H}{2fF_o C_p} + (\alpha_D + \alpha_{FAX})\frac{P_o A_{pin}}{2\pi k_{Fu} B}} \quad (7)$$

METODOLOGI

Perhitungan dimulai dengan membaca data input. Setelah itu dilakukan perhitungan difusi multigrup dan termal-hidraulik pada keadaan steady state. Simulasi dimulai dengan hilangnya daya pompa pada sistem primer . Setelah itu dilakukan laju alir total pendingin dan distribusi aliran yang melewati teras reaktor yang dengan perhitungan distribusi temperatur pendingin dan bahan bakar. Berikutnya perhitungan keseimbangan energi dan massa di hot pool, perhitungan di steam dan perhitungan keseimbangan energi dan massa di cool pool. Berikutnya perhitungan kinetika reaktor dengan menghitung perubahan reaktivitas umpan balik, *coolant density, core radial expansion and fuels axial expansion reactivity*. Perhitungan secara iteratif dilanjutkan dengan kembali ke perhitungan total laju dan distribusi mengalir di inti hingga akhir waktu simulasi.

HASIL DAN PEMBAHASAN



Gambar 2. Hasil simulasi kecelakaan reaktor SPINNOR

Gambar 2 memperlihatkan hasil simulasi kecelakaan ULOF [illegible] Searah jarum jam berturut-turut gambar memperlihatkan profil [illegible] generator, temperatur bahan bakar, cladding dan pendingin, [illegible] umpan balik. Selama kecelakaan ULOF respon reaktor dengan [illegible] inheren dapat diuraikan sebagai berikut :

1. Akibat hilangnya daya pompa terjadi penurunan laju alir[illegible] temperatur pendingin meningkat karena ketidakseimbangan [illegible] alir pendingin.
2. Kenaikan temperatur pendingin dan bahan bakar menyeb[illegible] akan menurunkan level daya.
3. Penurunan daya menyebabkan turunnya temperatur bahan [illegible] balik positif.
4. Sistem akan mencapai keseimbangan baru *(new equilibr[illegible]* umpan balik reaktivitas negatif akibat kenaikan suhu pendi[illegible] balik reaktivitas positif karena penurunan suhu bahan bakar.
5. Temperatur akhir tergantung dari koefisien reaktifitas umpan [illegible] termal terutama kapasitas panas pendingin dan konduktivi[illegible]

V. KESIMPULAN

1. Secara umum reaktor dapat bertahan dari kecelakaan ULOF.
2. Kontribusi komponen sirkulasi natural yang relatif tinggi [illegible] untuk bertahan dari kecelakaan ULOF.
3. Hasil analisis kecelakaan menunjukkan bahwa temperatur [illegible] cladding dan pendingin memilki margin yang sangat besar [illegible]

VI. DAFTAR PUSTAKA

Abdullah,A.G. dan Su'ud, Z., (2007), Development of Two D[illegible] Code for Multi PC Computation, *Proceeding of the [illegible] Advances in Nuclear Science and Engineering 2007*, Bandung.

Abdullah,A.G., Su'ud, Z. dan Yulianti, Y., (2009), Simulasi [illegible] Jenis Gas Cooled Fast Reactor, *Proceeding SNEIE 2009*, [illegible] Malang.

Su'ud, Z, Taufiq, I., Yulianti, Y., **Abdullah,A.G.** dan Shafii, [illegible] Integrated Nuclear Analysis Code Stage I : Three Dim[illegible] and Burnup Code, *Proceeding The 3rd Asian Physics [illegible]* Bandung.

Abdullah,A.G., Su'ud, Z. dan Yulianti, Y., (2009), ULOF A[illegible] Pb-Bi Cooled MOX Fuelled SPINNOR Reactor, [illegible] *Conference on Advances in Nuclear Science and Engi[illegible]* ITB Bandung

Su'ud, Z., Taufiq, I., Yulianti,Y., **Abdullah,A.G.**, dan Shafii, [illegible] Aspect in the Development of Conceptual Nuclear [illegible] *International Conference on Computational Science*, Bali, [illegible]

Abdullah,A.G. dan Su'ud, Z., (2010), Simulasi Analisis [illegible] Pendekatan Model Deterministik 2D pada Kecelakaan [illegible]

Seminar Nasional Energi Baru dan Terbarukan, Universitas Padjajaran, Bandung, November, 2010.

Abdullah, A.G., Su'ud, Z., Kurniadi, R., Kurniasih, dan Yulianti, Y., (2010), Natural Circulation Level Optimization and the Effect during ULOF Accident in the 250 MWt Pb-Bi Cooled MOX-Fuelled SPINOR Reactor, *Proceeding The 4rd Asian Physics Symposium (APS 2010)*, ITB, Bandung, Oktober, 2010.

Walter A. E. and Reynolds A. B. Fast Breeder Reactor, *Pergamon Press*, 1981

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

ANALISIS KEKRITISAN TERAS REAKTOR NUKLIR CEPAT DAN TERMAL TERKOPEL BERDASARKAN PADA LETAK SUMBER NEUTRONNYA

Muhamad Ali Shafii[1,4], Ade Gaffar Abdullah[2,4], Menik Ariani[3,4], S. H. J. Tongkukut[5]
[1]Jurusan Fisika FMIPA Universitas Andalas, Kampus Limau Manis, Padang, Sumatera Barat
[2]Kelompok Bidang Keahlian Komputasi Sistem Tenaga Listrik, Program Studi Pendidikan Teknik Elektro FPTK UPI, Jl. Dr. Setiabudhi 207 Bandung 40152
[3]Jurusan Fisika FMIPA Universitas Sriwijaya, Kampus Indralaya, Ogan Ilir, Sumatera Selatan
[4]Laboratorium Fisika Nuklir FMIPA Insitut Teknologi Bandung, Jl. Ganesha 10 Bandung
[5]Jurusan Fisika FMIPA Universitas Sam Ratulangi Manado Sulawesi Utara
E-mail: mashafii70@yahoo.com

ABSTRAK

Telah dirancang teras reaktor nuklir cepat dan termal terkopel dengan tujuan untuk mempelajari perilaku jejak produksi fisi neutron berdasarkan pada letak sumber neutron yang ditempatkan dalam teras reaktor cepat, termal maupun keduanya dengan melihat kekritisan sistem yang terkopel menggunakan kode komputer MVP-2.0. Teras reaktor cepat ditempatkan di pusat sistem dikelilingi oleh teras reaktor termal, di antara kedua teras ditempatkan penyerap panas. Sistem ditinjau dalam dua kasus, berdasarkan pada ukuran geometri desainnya. Pada kasus pertama diperoleh hasil bahwa kedua teras reaktor yang terkopel menjadi reaktor superkritis, namun pada kasus kedua menunjukkan bahwa sistem berada pada kondisi subkritis. Hasilnya penelitian ini cukup signifikan untuk bisa menjadi pertimbangan dalam penelitian lebih lanjut.

Kata kunci : teras reaktor, reaktor cepat, reaktor thermal.

ABSTRACT

The coupled fast and thermal reactor core has been designed with the aim to study the behavior of production neutron fission track length based on the neutron source is placed in the fast, thermal or both cores by viewing of the criticality of coupled system using the MVP-2.0 code. Fast core that placed in the center of coupled system is surrounded by thermal core, between thermal and fast core is placed thermal absorber. The coupled system is considered in two cases, based on the size of the design geometry. In the first case, the result is obtained that both cores of the coupled system becomes supercritical, but the second case shows that the coupled system is in the subcritical condition. The results are quite significant to be able to become a consideration in the further research.

Keyword : reactor core, fast reactor, thermal reactor.

I. PENDAHULUAN

Saat ini penelitian dan pengembangan berbagai jenis reaktor nuklir generasi IV memerlukan kajian teoritis dan komputasi dalam mendesain reaktor nuklir. Tujuan utamanya adalah untuk meningkatkan keselamatan nuklir, meminimalisasi limbah, pemanfaatan sumber daya alam, dan mengurangi biaya membangun dan pengoperasian pembangkit listrik. Reaktor nuklir generasi IV ini diharapkan mulai beroperasi pada tahun 2030.

Desain reaktor terkopel antara reaktor cepat dan reaktor termal sangat menantang untuk dikembangkan dan digunakan secara komersial di masa depan. Ide pokoknya adalah menggabungkan dua jenis berdasarkan klasifikasi reaksi nuklir. Kebanyakan reaktor nuklir untuk keperluan komersial berdasarkan pada reaksi fisi nuklir. Reaktor nuklir tersebut biasanya menggunakan uranium sebagai bahan bakar, namun penggunaan thorium juga sedang banyak digunakan. Reaktor fisi dapat dibagi

menjadi dua klasifikasi yang tergantung pada energi neutron yang digunakan [illegible] mempertahankan reaksi fisi berantai yaitu : reaktor termal dan reaktor cepat.

Reaktor termal menggunakan neutron lambat atau termal. Sebagian [illegible] reaktor daya menggunakan jenis ini. Reaktor jenis ini ditandai dengan adanya [illegible] moderator, yaitu neutron diperlambat sampai energi neutron mendekati energi [illegible] rata-rata dari partikel sekitarnya, atau sampai neutronnya tertermalkan. Neutron [illegible] memiliki kemungkinan memfisikan uranium-235 jauh lebih tinggi. Selain mod[illegible] reaktor termal juga memiliki bahan bakar yang dapat berfisi, bejana be[illegible] pelindung, dan instrumen untuk memantau dan mengontrol sistem reaktor.

Reaktor cepat menggunakan neutron cepat untuk mempertahankan re[illegible] berantai. Reaktor ini dicirikan oleh ketiadaan bahan moderator. Untuk memul[illegible] berantai membutuhkan uranium yang diperkaya atau pengkayaan dengan pl[illegible] 239, karena proses fisi U-235 kemungkinannya lebih rendah dibandingkan [illegible] neutron yang dimoderasi pada reaktor termal. Reaktor cepat memiliki potens[illegible] menghasilkan limbah lebih sedikit karena semua aktinida melakukan fisi [illegible] neutron cepat, namun lebih sulit dan lebih mahal untuk mengoperasiksannya. U[illegible] studi awal untuk menggabungkan kedua tipe reaktor ini menjadi kajian yang [illegible] menarik.

II. TINJAUAN PUSTAKA

Sistem reaktor terkopel telah dikembangkan di dalam reaktor RB di [illegible] yang disebut sistem HERBE yang dimulai pada tahun 1988 (Pesic, 1991). T[illegible] adalah untuk merancang teras reaktor terkopel sefleksibel mungkin [illegible] mensimulasikan spektrum neutron dari beragam reaktor cepat. Bahan bakar [illegible] ada harus digunakan dengan modifikasi sistem reaktor seminimum mungkin. [illegible] HERBE terdiri dari dari teras reaktor cepat terkopel dengan uranium alam, z[illegible] konverter neutron, D2O sebagai reflektor dalam, teras reaktor termal, dan [illegible] sebagai reflektor luar.

Dalam kinetika reaktor, teori dan percobaan yang digunakan untuk me[illegible] neutronik dan dinamika dari sistem yang terkopel terdiri dari reaktor cepat d[illegible] subkritis termal telah dikembangkan di *Institute of Physics and Power E*[illegible] (IPPE) Rusia (Kurkharchuk, et al., 2000). Kinetika sistem reaktor terkopel d[illegible] oleh tingkat interaksi antara komponen-komponen dari sistem dan secara s[illegible] dapat berbeda dari pada kinetika reaktor standar.

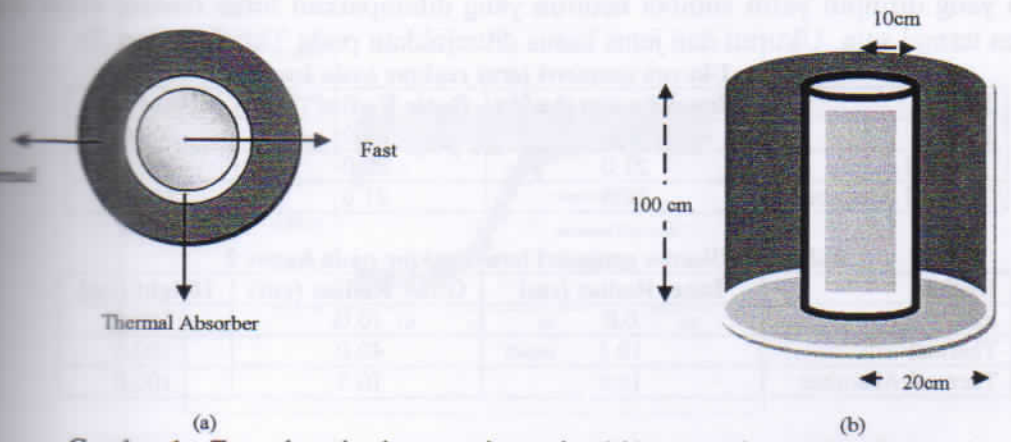
Dalam penelitian ini, model khusus reaktor terkopel diselidiki untuk [illegible] proses transport fisi neutron menggunakan metode Monte Carlo. Metode M[illegible] dapat secara efektif digunakan untuk perhitungan parameter neutronik dal[illegible] teras reaktor terkopel jenis reaktor cepat dan termal. Sebagai contoh, analis[illegible] nuklir terkopel dengan nuklir yang dipompa laser (*nuclear-pumped laser*) N[illegible] terdiri dari reaktor pulsa dengan uranium yang diperkaya sedikit dan mod[illegible] subkritis menggunakan metode Monte Carlo diselidiki oleh Takezawa, dkk. [illegible] Dalam sistem ini, energi yang dilepaskan dalam teras reaktor untuk sist[illegible] reflektor eksternal sangat tergantung pada tingkat input reaktivitas ke dalam [illegible] ini terjadi karena sistem dengan dinding moderator internal memiliki kopling [illegible] yang lemah, dan karena itu, karakteristik fisik reaktor pulsa (reaktor cepat) u[illegible] tersebut mirip dengan reaktor tanpa modul subkritis. Hal ini menunjukk[illegible] parameter reaktor pulsa dari sistem terkopel tergantung pada kopling ne[illegible] komponen. Perhitungan faktor multiplikasi efektif berdasarkan pada ekspa[illegible]

teras naik dalam NPL juga telah dikembangkan (Obara dan Takezawa,

Berbeda dengan penelitian sebelumnya, dalam penelitian ini, perancangan terkopel sederhana dalam teras reaktor cepat dan termal dilakukan untuk perilaku panjang jejak transport neutron ketika terjadi proses fisi neutron menempatkan letak berbagai sumber neutron diselidiki dengan kode computer di Department of Nuclear Engineering, Research Laboratory for Nuclear Tokyo Institute of Technology Japan.

TODOLOGI

Desain geometri teras reaktor nuklir cepat dan termal terkopel terlihat pada 1a and 1b. Komposisi material penyusun sistem reaktor nuklir terkopel terlihat Tabel 1.



Gambar 1a. Tampak muka dan tampak samping (1b) teras reaktor terkopel

sistem ini, di setiap daerah teras reaktor cepat dan termal diasumsikan telah homogenisasi untuk semua komposisi material. Teras reaktor cepat dan termal dari 80% Uranium alam dan 20% Plutonium, artinya sistem ini tidak butuhkan pengkayaan. Bahan bakar reaktor dilapisi oleh material 10% SUS kelongsong (*cladding*). Material SUS tersusun atas komposisi isotop seperti Cr, dan Mo. Dalam teras reaktor cepat, bahan bakar MOX 70% dipilih untuk apatkan proses fisi lebih banyak, untuk itu diperlukan Natrium sebagai pendingin *ant*). Dalam beberapa tipe reaktor, pendingin juga bertindak sebagai moderator on. Jika pendingin adalah moderator, maka perubahan suhu dapat mempengaruhi jenis pendingin / moderator dan mempengaruhi perubahan daya output. Sebuah ngin suhu yang lebih tinggi akan kurang padat, dan karena itu kurang efektif ai moderator. Dalam tipe reaktor lain pendingin bertindak sebagai penyerap n menyerap neutron seperti halnya cara kerja batang kendali.

Tabel 1 Komposisi material sistem reaktor terkopel

Daerah	Material Komposisi	Komposisi Bahan Bakar
Fast	Fuel MOX(70%), SUS sebagai cladding (10%), Sodium Sebagai coolant (20%)	U238 80% Pu239 20%
Thermal	Fuel MOX (10%) SUS sebagai cladding (10%) H2O sebagai moderator (80%)	U238 80% Pu239 20%
Thermal Absorber	Boron Carbide (B_4C)	

Dalam teras reaktor termal, komposisi bahan bakar MOX turun hingga 10%, seperti halnya dengan SUS sebagai kelongsong (*cladding*), tapi komposisi moderator meningkat hingga 80%. Material moderator mengurangi kecepatan neutron cepat menjadi termal dengan kecepatan rendah. Antara teras reaktor cepat dan termal ditempatkan penyerap termal (*neutron filter*). Penyerap neutron adalah isotop dari unsur-unsur tertentu yang menyerap neutron bebas menciptakan isotop yang lebih berat dari unsur yang sama. Neutron filter ini terbuat dari material penyerap neutron termal di zona sempit dengan variasi ketebalan dari 0,5 cm sampai 1,0 cm. Material dengan boron karbida (B4C) telah diuji dalam perhitungan sebagai material yang memungkinkan untuk bertindak sebagai filter neutron (Pesic, dkk 1991). Komposisi yang tepat dan lebar dari zona neutron filter tergantung dari spektrum neutron yang diinginkan dalam teras reaktor cepat.

Sistem reactor terkopel cepat-termal diselidiki dalam dua kasus berdasarkan pada ukuran geometri teras. Untuk setiap ukuran geometri, ada dua kasus letak sumber neutron yang ditinjau yaitu sumber neutron yang ditempatkan teras reaktor cepat saja dan teras termal saja. Ukuran dan jenis kasus ditunjukkan pada Tabel 2a dan 2b.

Tabel 2a. Ukuran geometri teras reaktor pada kasus 1

Region	Inner Radius (cm)	Outer Radius (cm)	Height (cm)
Fast	0.0	20.0	200.0
Thermal	21.0	80.0	200.0
Thermal Absorber	20.0	21.0	200.0

Tabel 2b. Ukuran geometri teras reaktor pada kasus 2

Region	Inner Radius (cm)	Outer Radius (cm)	Height (cm)
Fast	0.0	10.0	100.0
Thermal	10.5	40.0	100.0
Thermal Absorber	10.0	10.5	100.0

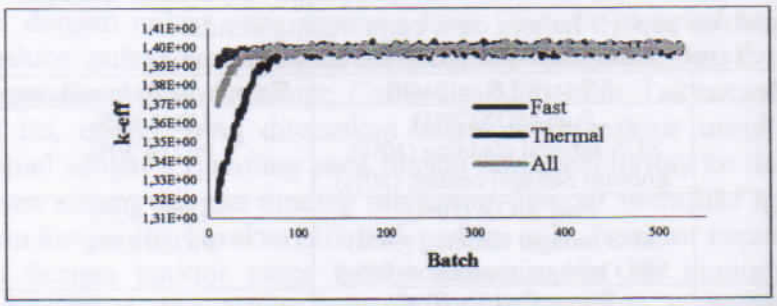
Semua perhitungan dilakukan menggunakan kode computer Monte Carlo MVP 2.0 untuk neutron energi kontinyu dengan data nuklir JENDL-3.3 (Nagaya et al., 2005).

IV. HASIL DAN PEMBAHASAN

Parameter analisis kekritisan pada teras reaktor terkopel cepat dan termal menggunakan kode MVP-2.0 ditunjukkan dalam tabel 3.

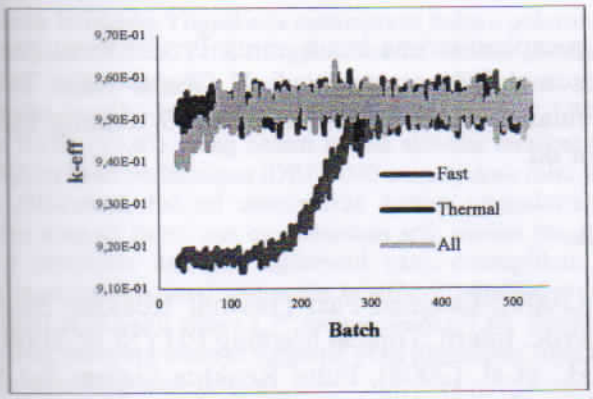
Table 3. Parameter Perhitungan k_{eff}

Number of history per batch	200000
Number of batch (skip +tally)	500+25
Number of group energy	70
Neutron track length	production
Boundary condition	Outer void



Gambar 2. Panjang jejak neutron pada produksi neutron untuk kasus 1.

Gambar 2 menunjukkan bahwa, panjang jejak neutron pada proses produksi neutron berbeda dengan besarnya nilai *k*-eff yang berbeda sebelum mencapai 100 batch. Setelah, *k*-eff mempunyai nilai yang tetap sama sampai mencapai konvergen. Dalam kasus ini, panjang jejak neutron pada proses produksi neutron untuk sistem reaktor terkopel cepat-termal cenderung berada pada keadaan super kritis. Ketika sumber neutron ditempatkan dalam teras reaktor cepat atau termal, *k*-eff tidak menunjukkan perubahan yang signifikan setelah panjang jejak neutron mencapai kondisi stabil di 100 batch. Kondisi ini terjadi karena ketebalan penyerap termal yang hanya 1,0 cm tidak sebanding dengan ukuran dari geometri teras sistem yang mempunyai diameter luar 160 cm dan tinggi 200 cm. Selain itu tingkat fisi neutron ketika neutron sumber ditempatkan di daerah termal tertunda ketika neutron sumber ditempatkan di daerah cepat atau sebaliknya. Hal ini wajar, karena tingkat fisi neutron termal di daerah ini akan berkurang karena komposisi air sebagai moderator terlalu dominan dibandingkan dengan komposisi bahan bakar.



Gambar 3. Panjang jejak neutron pada produksi neutron untuk kasus 2.

Berbeda dengan kasus 1, kasus 2 menunjukkan bahwa, jika ukuran geometri sistem dikurangi menjadi setengah kali geometri sistem kasus 1, faktor multiplikasi *k*-eff reaktor terkopel cepat-termal akan berada pada tingkat subkritis, seperti ditunjukkan pada Gambar 3. Mula-mula panjang jejak neutron dalam proses produksi neutron yang sumber neutronnya ditempatkan di daerah termal dan daerah termal, memiliki *k*-eff sama, namun kondisi berbeda ketika sumber neutron ditempatkan di daerah cepat. Di daerah teras reaktor cepat, mula-mula *k*-eff berada pada lebih dari 300 batch, setelah itu kondisi mencapai kestabilan sampai konvergen.

Neutron absorber cukup mampu untuk menyerap laju neutron fisi karena sumber neutron ditempatkan dalam teras reaktor cepat. Ketebalan penyerap termal yang hanya 1,0 cm masih dapat ditembus dengan laju fisi neutron. Namun, diperlukan waktu yang lama sampai kondisi tertermalkan. Karena ukuran geometri teras reaktor cepat lebih kecil, sehingga komposisi bahan bakar MOX dan pendingin tidak berubah, maka laju reaksi fisi neutron sebenarnya adalah lebih cepat. Namun, ketebalan penyerap neutron termal menyerap neutron sangat baik, sehingga fisi neutron menjadi lambat. Oleh karena itu, ketika sumber neutron ditempatkan di daerah cepat dari sistem terkopel, fisi neutron tertunda untuk sementara waktu, kemudian menjadi stabil dan bersatu bersama ketika sumber neutron diletakkan pada daerah termal. Sayangnya, kondisi ini terjadi pada keadaan subkritis, hal ini berarti bahwa ada kemungkinan terjadi kebocoran neutron.

V. KESIMPULAN

Perhitungan analisis kekritisan teras reaktor terkopel cepat dan ter menggunakan kode komputer MVP-2.0 untuk dua kasus dengan ukuran geometri ter yang berbeda, telah memberikan hasil yang berbeda. Penempatan sumber neutron setiap teras reaktor berdampak pada kemampuan fisi neutron menembus pen termal. Ketebalan penyerap termal tidak hanya menyebabkan sistem terkopel menjadi kritis atau subkritis, tetapi juga sistem ini layak terkopel atau tidak. Selain perubahan ukuran diameter masing-masing teras juga memberikan pengaruh ba pada kemampuan fisi neutron dalam menentukan sistem kekritisan. Keseimba komposisi bahan bakar, kelongsong dan pendingin di teras reaktor cepat dan komp bahan bakar, kelongsong dan moderator di teras reaktor termal akan menen kekritisan suatu reaktor terkopel yang diinginkan.

Ucapan Terima Kasih

Penulis ingin mengucapkan terima kasih untuk Prof. Obara dan Prof. Sek yang mengijinkan penulis melakukan penelitian di Obara Lab. Tokyo Institut Technology, Jepang dari bulan Oktober 2008-Januari 2009 tentang topik ini, serta kebaikan hati Prof. Zaki Su'ud.

VI. DAFTAR PUSTAKA

Kukharchuk, O.F., et al. (2000), Coupled Fast-Thermal Reaktor Sistem: Theory Experiment, Proc. Intern. Topical Meeting PHYSOR 2000

Obara,T. and Takezawa, H., et al. (2008), Pulse Reaktor Sistem for Nuclear-Pu Laser using Low-Enriched Uranium, *Energy Conversion and Manag* (49) p.1892-1897

Nagaya, Y., et al. (2005), *MVP/GMVP II: General Purpose Monte Carlo Co Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous E and MultiGroup Methods*, JAERI 1348

Pesic,M., et al. (1991), A Study on Criticality of Coupled Fast-Thermal Core He RB Reaktor, *Ann. Nucl. Energy*, Vol. 18, No.7, pp.413-420

Takezawa, H., et al. (2008), Criticality Analysis of Pulse Core and Laser M Coupled Small Reaktor with Low Enriched Uranium, *Progress in N Energy* (50) p.304-307