

ANALISIS FASA AWAL KECELAKAAN PARAH PADA REAKTOR DAYA

Sugiyanto¹

¹Pusat Teknologi Reaktor dan Keselamatan Nuklir – Badan Tenaga Nuklir Nasional, Kawasan PUSPIPTEK
Gd. 80 Serpong Tangerang 15310

ABSTRAK

ANALISIS FASA AWAL KECELAKAAN PARAH PADA REAKTOR DAYA. Telah dilakukan analisis fasa awal kecelakaan parah yaitu kondisi selama 100 menit setelah inisiasi kecelakaan. Tujuannya adalah untuk mengetahui perkembangan kondisi teras mulai dari pemanasan teras, core uncover, sampai terjadinya pelelehan teras. Fenomena ini penting diketahui karena menjadi dasar bagi operator untuk melakukan tindakan mitigasi kecelakaan. Dalam analisis ini diasumsikan dua skenario kecelakaan parah, skenario pertama dengan kejadian awal kecelakaan kehilangan air pendingin (LOCA) sedangkan skenario kedua dengan kejadian awal kehilangan daya listrik (station blackout) yang kemudian diikuti kegagalan sistem pendinginan teras darurat (ECCS). Metode analisis menggunakan program komputer THALES 2. Hasil analisis menunjukkan bahwa pada skenario pertama core uncover terjadi pada waktu 14 menit dan pelelehan teras mulai terjadi pada waktu 42 menit sejak inisiasi kecelakaan. Sedangkan pada skenario kedua core uncover terjadi pada waktu 27 menit dan pelelehan teras mulai terjadi pada waktu 52 menit sejak inisiasi kecelakaan. Dari hasil analisis disimpulkan bahwa pada kecelakaan parah akibat LOCA core uncover akan terjadi lebih cepat.

Katakunci: Kecelakaan Parah, Reaktor Daya, THALES-2

ABSTRACT

ANALYSIS ON EARLY PHASE OF SEVERE ACCIDENT IN NUCLEAR POWER PLANT. Analysis on early phase (during 100 minutes after accident initiated) of severe accident in the nuclear power plant has been conducted. The objective of this analysis is to understand the progress of core condition from core heat-up, core uncover, until core melting. This phenomena is interesting to understand because as based for mitigation action by operator. Two scenarios were assumed for analysis, the first scenario, accident is initiated by loss of coolant accident (LOCA) and the second scenario, accident initiated by loss of electric power then each sequence was followed by emergency core cooling system (ECCS) failure. The analysis was conducted using THALES-2 computer code. This analysis showed that, in the first scenario core uncover occurred at about 14 minutes after accident and core melt started at about 42 minutes. In the second scenario, core uncover occurred at about 27 minutes after accident and core melt started at about 52 minutes. From this analysis can be concluded that severe accident with initiated LOCA core uncover will be occur faster.

Keywords: Severe Accident, Nuclear Power Plant, THALES-2

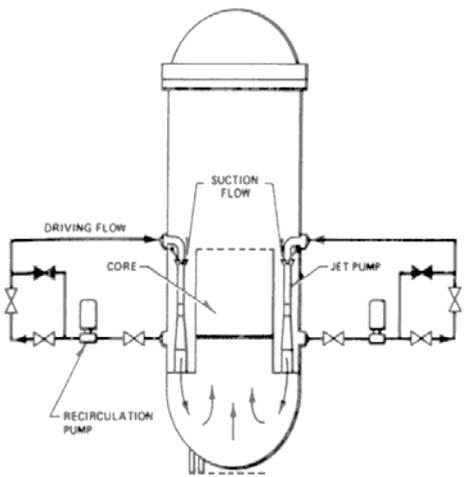
1. PENDAHULUAN

Pada desain reaktor daya jenis air ringan (*light water reactor*, LWR) baik tipe air tekan (*pressurized water reactor*, PWR) maupun tipe air didih (*boiling water reactor*, BWR) telah dipertimbangkan berbagai kondisi kecelakaan. Kecelakaan yang dipertimbangkan dalam desain tersebut dikenal sebagai kecelakaan dasar desain (*design basic accident*, DBA). Namun demikian,

apabila pada saat kecelakaan teras tidak mampu didinginkan maka kecelakaan dapat berkembang lebih lanjut sehingga melampaui dasar desain atau yang dikenal dengan BDBA (*beyond design basic accident*) bahkan sampai kecelakaan parah (*severe accident*). Dalam terminologi keselamatan reaktor, kecelakaan parah didefinisikan sebagai kecelakaan yang menyebabkan terjadinya pelelehan teras dalam jumlah yang signifikan[1].

endapan radionuklida, pelarutan radionuklida dalam pendingin, serta pengambilan radionuklida oleh sistem keselamatan terkekayasa[4].

Pada dasarnya perhitungan dilakukan dengan cara mengaitkan perhitungan kondisi termohidraulika terhadap perhitungan perilaku radionuklida pada setiap tahap kecelakaan. Untuk perhitungan transport massa dan energi serta transport radionuklida digunakan model multi volume yaitu instalasi direpresentasikan sebagai kombinasi sistem, volume, tank, path dan junction[4]. Volume merupakan satuan daerah seperti loop resirkulasi, *upper plenum*, teras dan sebagainya. Sistem merupakan sekelompok volume-volume yang mempunyai tekanan sama yang dihubungkan oleh *junction-junction*. Tank adalah sebuah daerah yang mana



Gambar 2. Sistem Resirkulasi Pendingin

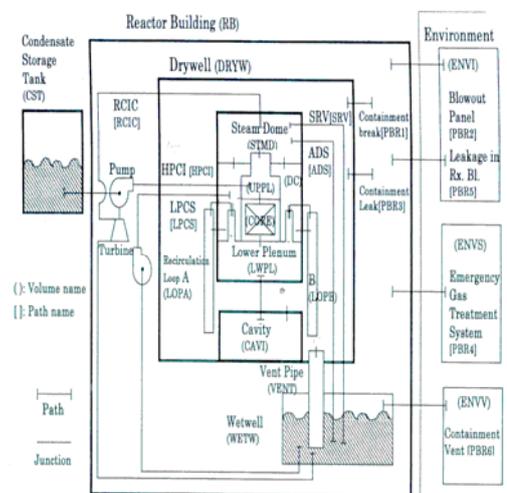
inventori pendingin dapat berpindah sebagai contoh *condensate storage tank (CST)*. Junction merupakan model elemen untuk menghitung transport massa dan energi antar volume, sedangkan path merupakan model elemen untuk menghitung transport massa dan energi antar sistem. Dalam program THALES-2 elemen radionuklida dibagi menjadi 10 kelompok sedangkan gas-gas *carrier* dibagi menjadi lima kelompok .

3. METODE

3.1. Pemodelan Reaktor

Dalam analisis ini model dan input yang digunakan disusun oleh JAEA. Reaktor direpresentasikan menjadi lima sistem yaitu

sistem pendingin reaktor, *drywell*, *wetwell*, gedung reaktor, dan lingkungan. Sistem pendingin reaktor dibagi menjadi enam volume yaitu untai resirkulasi, *lower plenum*, teras, *upper plenum*, *steam dome*, dan *down comer*. Untuk menghubungkan antar volume digunakan *junction*. Kontainmen direpresentasikan oleh sistem *drywell* dan *wetwell*. Sistem *drywell* terdiri dari volume *drywell*, *cavity* dan *vent pipe*, sedangkan sistem *wetwell* merupakan volume tunggal. Gedung reaktor dan lingkungan masing-masing direpresentasikan sebagai volume tunggal. Skema pemodelan ini ditunjukkan dalam Gambar 3. Sementara itu teras reaktor dibuat nodalisasi dalam 3 kelompok bundel bahan bakar ke arah radial, dan 24 nodal ke arah aksial[4].



Gambar 3. Pemodelan Reaktor

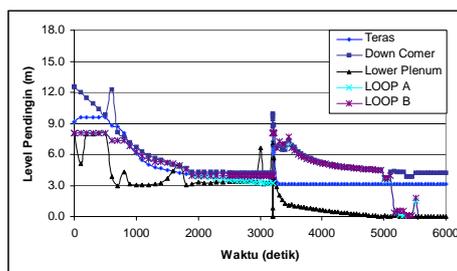
3.2. Postulasi Kecelakaan

Dibuat dua skenario yang dipostulasikan memicu terjadinya kecelakaan parah. Skenario pertama, sekuensi kecelakaan parah dipicu oleh kehilangan air pendingin (*loss of coolant accident, LOCA*) akibat pecahnya pipa pada untai resirkulasi dengan luas pecahan 5.067 cm². Skenario kedua, sekuensi kecelakaan parah dipicu oleh kehilangan daya listrik (*station blackout*). Kedua kejadian pemicu tersebut kemudian diikuti oleh gagalnya sistem pendinginan teras darurat (*emergency core cooling system, ECCS*) baik pada *high pressure injection system (HPIS)* maupun pada *low pressure injection system (LPIS)* sedangkan *automatic depressurization system (ADS)* diasumsikan dapat berfungsi. Dari input yang ada kemudian dilakukan *running* program dengan mengambil waktu sekuensi selama 6000 detik atau 100 menit setelah inisiasi kecelakaan.

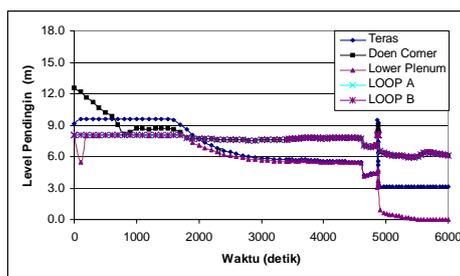
4. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil perhitungan THALES-2 diberikan dalam beberapa file *output*. Dari salah satu file *output* dapat diproses untuk ditampilkan dalam bentuk kurva. Sedang pada file yang lain dapat diketahui waktu terjadinya kejadian khusus, seperti “*core uncover*”.

Hasil perhitungan menunjukkan bahwa ketinggian level pendingin sebagai fungsi waktu selama kecelakaan parah diberikan pada Gambar 4. untuk skenario 1, dan pada Gambar 5. untuk skenario 2. Akibatantai resirkulasi A pecah menyebabkan terjadinya *blowdown* pendingin sehingga ketinggian permukaan air pada teras terus menurun, seperti ditunjukkan pada gambar 4. Keadaan ini mengakibatkan pada waktu sekitar 14 menit setelah kecelakaan terjadi *core uncover* yaitu kondisi di mana teras mulai tak terendam air yang mana ketinggian permukaan air pada teras mencapai 9,20 m.



Gambar 4. Ketinggian Level Pendingin untuk skenario pertama



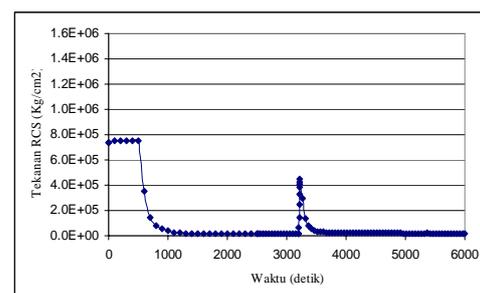
Gambar 5. Ketinggian Level Pendingin untuk skenario kedua

Ketinggian air terus menurun hingga mencapai 3,96 m pada waktu sekitar 52 menit setelah kecelakaan. Namun demikian, satu menit kemudian ketinggian air meningkat lagi sesaat sampai 7,24 m meskipun kemudian turun lagi hingga pada waktu sekitar 55 menit setelah kecelakaan, di mana ketinggian air tinggal 3,10 m.

Untuk skenario kedua, penurunan ketinggian level pendingin terjadi lebih lambat dibanding pada skenario pertama seperti diperlihatkan pada Gambar 5. Hal ini bisa dijelaskan karena pada skenario pertama dalam kasus LOCA terjadi *blowdown* pendingin keluar sistem pendingin karena adanya pipa resirkulasi pecah. Sedangkan pada skenario kedua karena tidak terjadi *blowdown* pendingin keluar sistem pendingin maka penurunan ketinggian level pendingin terjadi lebih lambat. *Core uncover* terjadi pada waktu sekitar 27 menit setelah inisiasi kecelakaan.

Terjadinya peningkatan ketinggian level pendingin sesaat juga terjadi pada skenario kedua. Hal ini disebabkan karena terbentuknya uap oleh interaksi antara lelehan teras yang jatuh ke bawah dengan air yang berada di bagian teras yang lebih bawah.

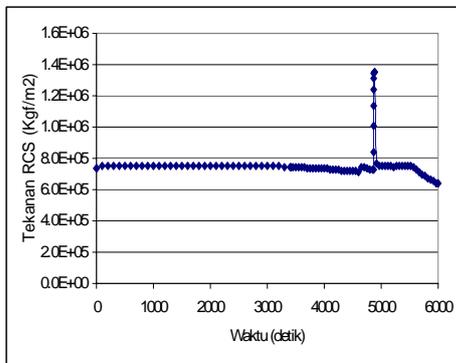
Terjadinya pelelehan teras dapat dijelaskan sebagai berikut. Kondisi teras yang tak terendam air mengakibatkan temperatur bahan bakar meningkat dengan cepat. Peningkatan temperatur ini menyebabkan temperatur kelongsong mencapai titik lelehnya dan akhirnya gagal sehingga produk fisi yang terakumulasi pada celah antara kelongsong dan bahan bakar akan lepas. Pemanasan teras lebih lanjut menyebabkan bahan bakar meleleh disertai pelepasan produk fisi volatil dari bahan bakar[4]. Dari hasil analisis menunjukkan bahwa pelelehan teras untuk skenario pertama mulai terjadi sekitar 42 menit setelah inisiasi kecelakaan sedangkan untuk skenario kedua pelelehan teras mulai terjadi pada waktu sekitar 52 menit setelah inisiasi kecelakaan.



Gambar 6. Tekanan dalam Sistem Pendingin Reaktor pada skenario pertama

Respon tekanan di dalam sistem pendingin reaktor (*reactor coolant system, RCS*) selama terjadi kecelakaan untuk skenario pertama diberikan pada Gambar 6 sedangkan untuk skenario kedua diberikan pada Gambar 7. Dari Gambar 6. menunjukkan bahwa tekanan bejana reaktor mulai turun dari $7,50E+05 \text{ kg}_f/\text{m}^2$ pada

waktu sekitar 8 menit setelah kecelakaan menjadi $2,57E+04 \text{ kg}_f/m^2$ pada waktu sekitar 18 menit setelah kecelakaan. Kemudian terjadi peningkatan sesaat yaitu mencapai $4,44E+05 \text{ kg}_f/m^2$ yang terjadi pada sekitar 53 menit setelah kecelakaan, tetapi kemudian segera turun lagi hingga mencapai tekanan atmosfer. Tekanan di dalam sistem pendingin reaktor selama kecelakaan dapat dipertahankan rendah disebabkan berfungsinya *automatic depressurization system*. Sedangkan terjadinya peningkatan tekanan sesaat di dalam bejana reaktor berkaitan dengan terjadinya interaksi antara lelehan material teras yang jatuh ke bawah dengan air yang berada di bagian teras lebih bawah yang dapat menghasilkan uap.



Gambar 7. Tekanan dalam Sistem Pendingin Reaktor pada skenario kedua

Pada Gambar 7. menunjukkan bahwa kondisi tekanan pada sistem pendingin reaktor (RCS) masih relatif tinggi yaitu sekitar $7,5E+05 \text{ kg}_f/m^2$. Peningkatan tekanan secara cepat terjadi pada waktu sekitar 81 menit setelah inisiasi kecelakaan dimana tekanan RCS mencapai $1,35E+06 \text{ kg}_f/m^2$. Peningkatan tekanan sesaat di dalam RCS berkaitan dengan terjadinya interaksi antara lelehan material teras yang jatuh ke bawah dengan air yang berada di bagian teras lebih bawah yang dapat menghasilkan uap.

KESIMPULAN

Dari hasil analisis ini dapat disimpulkan bahwa pada kecelakaan parah akibat LOCA (skenario pertama) penurunan level pendingin di teras terjadi lebih cepat dibanding dengan akibat *station blackout* (skenario kedua) hal ini disebabkan karena pada kasus LOCA terjadi *blowdown* pendingin keluar sistem pendingin. Pada skenario pertama *core uncover* terjadi pada waktu sekitar 14 menit setelah inisiasi kecelakaan

dan pelelehan teras terjadi pada waktu sekitar 42 menit. Sedangkan pada skenario kedua *core uncover* terjadi pada waktu sekitar 27 menit setelah inisiasi kecelakaan dan pelelehan teras terjadi pada waktu sekitar 52 menit. Hasil analisis ini dapat dijadikan pertimbangan bagi operator dalam melakukan tindakan mitigasi kecelakaan.

DAFTAR PUSTAKA

1. TEAGEUE H. J. and TORGERSON D. F., A Generic Overview of Severe Accident Phenomena, Proc. of Fission Product Transport Processes in Reactor Accidents, Hemisphere Publishing Corporation, New York, 1990
2. WIDODO S., Analysis of Containment Venting Following a Core Damage at a BWR Mark I using THALES-2, Reactor Safety Technology Research Center of BATAN, Indonesia, June 1999.
3. LAHEY R. T., JR and MOODY F. J., The Thermal-Hydraulics of a Boiling Water Nuclear Reactor, American Nuclear Society, 1984
4. KAJIMOTO M. et.al, THALES-2 : A Computer Code for Analysis of Thermal-Hydraulics and Radionuclide Behavior for LWR under Severe Accident Conditions, Department Reactor Safety Research, Tokai Research Establishment, JAERI, March 1994.

TANYA JAWAB