

PEMENUHAN TERHADAP KRITERIA PENERIMAAN PADA KECELAKAAN KEHILANGAN ALIRAN PENDINGIN REAKTOR PWR

Budi Rohman

Pusat Pengkajian Reaktor-BAPETEN

ABSTRAK

PEMENUHAN TERHADAP KRITERIA PENERIMAAN PADA KECELAKAAN KEHILANGAN ALIRAN PENDINGIN REAKTOR PWR. Dalam evaluasi desain reaktor daya oleh Badan Pengawas dalam rangka perizinan pembangunan reaktor baru atau modifikasi, perlu ditunjukkan bahwa reaktor dapat dioperasikan dengan aman dengan menggunakan sistem-sistem keselamatan yang telah dirancang untuk instalasi tersebut. Lingkup evaluasi terhadap desain suatu reaktor mencakup evaluasi terhadap kejadian-kejadian yang melampaui transien abnormal selama operasi atau biasa disebut sebagai kecelakaan. Dalam evaluasi ini dilakukan perhitungan terhadap parameter-parameter operasi reaktor yang memiliki pengaruh terhadap keselamatan operasi reaktor selama terjadinya transien kemudian dilakukan perbandingan dengan kriteria penerimaannya. Analisis ini mengkaji mengenai pemenuhan terhadap kriteria penerimaan pada kejadian kecelakaan kehilangan aliran pendingin di reaktor PWR 1100 MWe 4 kalang. Kriteria penerimaan untuk kecelakaan pada reaktor tersebut dijelaskan dalam makalah ini. Hasil analisis memperlihatkan bahwa seelah terjadinya kecelakaan kehilangan aliran pendingin reaktor, nilai DNBR minimum yang dicapai adalah 1.621 sedangkan tekanan pendingin reaktor maksimum adalah 164,9 kg/cm² g. Harga ini masih memenuhi kriteria penerimaannya, oleh karena itu dalam kejadian ini integritas teras dan dinding penahan tekanan pendingin reaktor masih terjaga.

Kata kunci : PWR, kecelakaan, kehilangan aliran pendingin reaktor, kriteria penerimaan, DNBR, tekanan pendingin

ABSTRACT

COMPLIANCE OF LOSS OF REACTOR COOLANT FLOW ACCIDENT IN PWRS TO THE ACCEPTANCE CRITERIA. To demonstrate that nuclear power plants are able to run safely using equipment designed for their own safety, an evaluation to the design of the plants needs to be performed. The scope of the evaluation includes events exceeding the range for abnormal transient during operation, that is, accidents. In this evaluation major parameters affecting the safety of the reactor during transients need to be compared to the acceptance criteria. This analysis assesses the fulfillment of a four-loop 1100-MWe PWR plant in case of the occurrence of complete loss of reactor coolant flow accident, to the acceptance criteria. The acceptance criteria stipulates that during accidents some selected parameters or conditions shall be within the accepted values. The acceptance criteria for accidents is described in this paper. The results of the analysis show that following loss of reactor coolant flow, the minimum DNBR reaches 1.621 while the maximum reactor coolant pressure reaches 164.9 kg cm⁻² g. These value meet the acceptance criteria, therefore, the integrity of the core and reactor pressure boundaries are not challenged during this accident.

Keywords : PWR, accident, loss of reactor coolant flow, acceptance criteria, DNBR, coolant pressure

PENDAHULUAN

Untuk memperlihatkan bahwa reaktor daya dapat dioperasikan dengan aman dengan menggunakan perlengkapan yang dirancang untuk melakukan fungsi keselamatan, perlu dilakukan verifikasi terhadap desain reaktor tersebut. Verifikasi semacam ini perlu dilakukan oleh Badan Pengawas dalam rangka proses perizinan pembangunan reaktor baru atau modifikasi. Dalam kegiatan ini dilakukan

evaluasi terhadap kejadian-kejadian yang melampaui kondisi operasi normal reaktor yang mencakup kejadian transien abnormal atau juga disebut kejadian operasional terantisipasi serta kejadian kecelakaan.

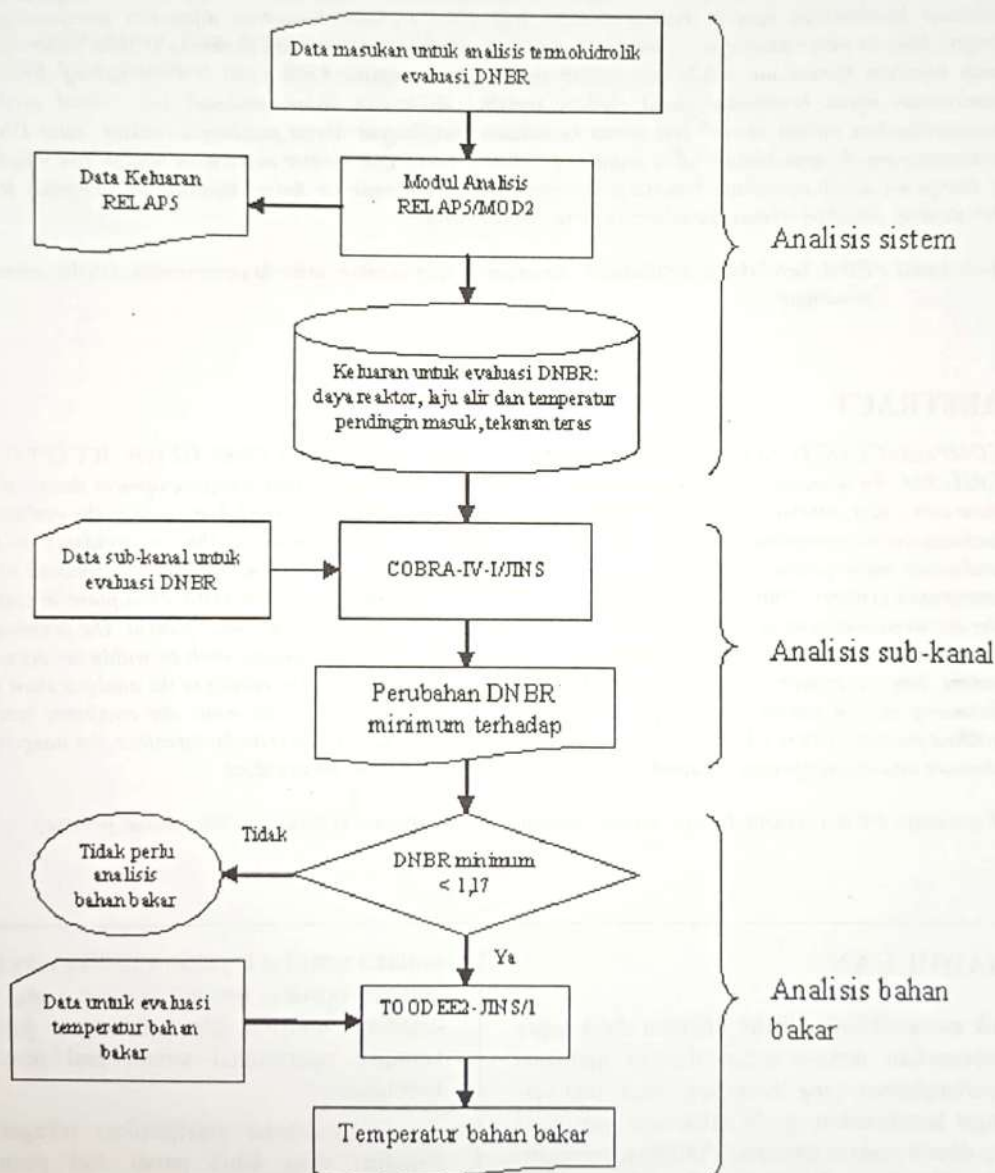
Kecelakaan didefinisikan sebagai kejadian-kejadian yang lebih parah dari pada kejadian transien abnormal, yang probabilitas kemunculannya kecil akan tetapi berpotensi menimbulkan pelepasan material radioaktif dari instalasi reaktor nuklir.⁽³⁾

Dengan demikian postulasi terjadinya kecelakaan harus disertakan dalam rangka mengevaluasi tanggapan instalasi serta sistem keselamatannya terhadap kejadian tersebut untuk memperoleh keyakinan bahwa reaktor daya dapat dioperasikan dengan aman.

Tulisan ini membahas mengenai kecelakaan kehilangan aliran pendingin di reaktor PWR 1100 MWe 4 kalang, perilaku berbagai parameter utamanya serta pemenuhannya terhadap kriteria penerimaan. Analisis dilakukan dengan menggunakan program komputer Relap5/Mod2 dan Cobra-IV-I/Jins.

TUJUAN ANALISIS

Tujuan analisis ini adalah untuk memverifikasi bahwa reaktor PWR dapat dioperasikan dengan aman pada saat terjadinya kecelakaan kehilangan aliran pendingin secara total. Verifikasi dilakukan dengan cara menghitung parameter-parameter utama operasi reaktor ketika terjadi kecelakaan ini. Dua parameter utama yang menggambarkan kondisi teras dan dinding penahan pendingin reaktor adalah nilai DNBR minimum dan tekanan. Nilai-nilai parameter tersebut kemudian dibandingkan dengan kriteria penerimaannya untuk memperoleh keyakinan bahwa kondisi reaktor tetap aman.



Gambar 1. Prosedur analisis keselamatan untuk PWR.

REAKTOR AIR BERTEKANAN (PRESSURIZED WATER REACTOR/ PWR)

Deskripsi Reaktor

Reaktor Air Bertekanan (PWR) merupakan salah satu jenis reaktor yang digunakan secara meluas dalam pembangkitan listrik di dunia. Reaktor yang dianalisis di sini adalah tipikal reaktor PWR 1100 MWe seperti yang banyak dioperasikan di Jepang saat ini.

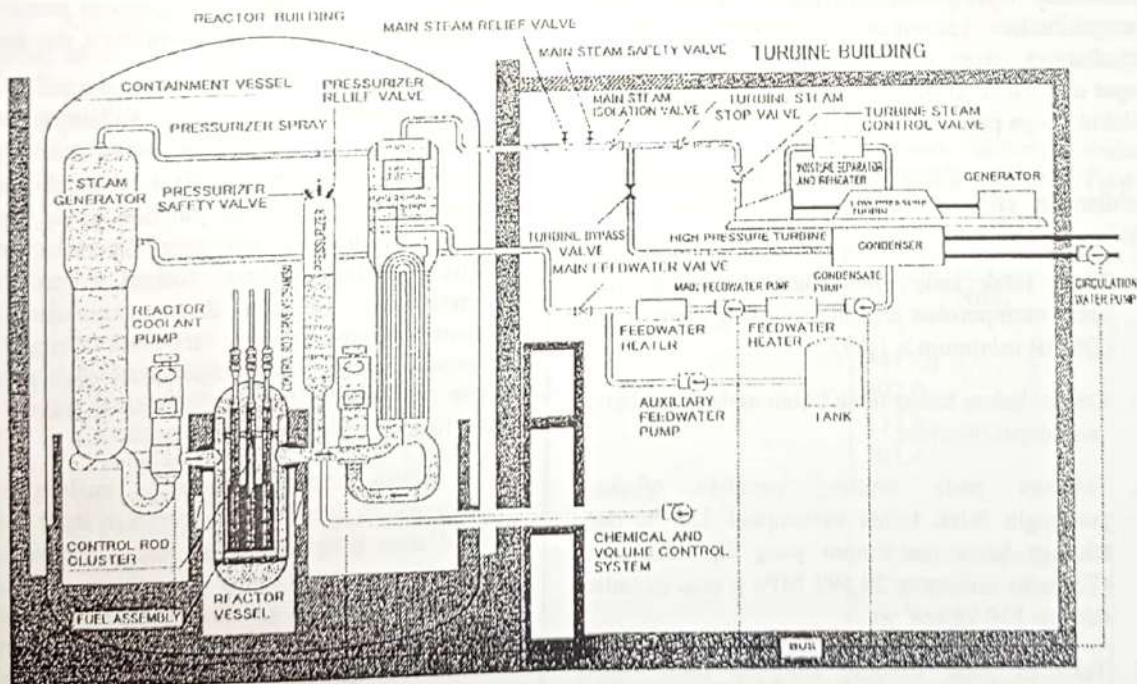
Reaktor PWR 1100 MWe ini tersusun dari teras reaktor yang berada di dalam bejana tekan (*pressure vessel*). Bejana tekan ini dihubungkan dengan 4 kalang tertutup masing-masing dengan satu pembangkit uap (*steam generator*) yang merupakan dinding penahan tekanan sistem pendingin. Sebuah tabung tekan (*pressurizer*) dihubungkan dengan salah satu kalang tertutup untuk menjaga tekanan pendingin yang berada di dalam penahan tekanan. Air yang mengisi seluruh sistem pendingin reaktor berfungsi baik sebagai pendingin maupun moderator. Fungsi pendingin adalah untuk memindahkan energi panas hasil reaksi fisi yang dibangkitkan di dalam teras ke pembangkit uap untuk menghasilkan uap. Pembangkit uap kemudian dihubungkan ke turbin uap, di mana energi dinamik uap diubah menjadi tenaga mekanik untuk memutar generator

listrik untuk menghasilkan tenaga listrik. Saluran keluaran turbin dikembalikan lagi ke pembangkit uap setelah melewati kondenser untuk memberi umpan air ke dalam pembangkit uap. Skema reaktor PWR 1100 MWe ini dapat dilihat di Gambar 2.

Teras reaktor terdiri dari perangkat bahan bakar di mana tenaga hasil reaksi fisi dibangkitkan. Untuk mengendalikan reaksi fisi nuklir di dalam teras, sejumlah batang kendali disisipkan di antara perangkat-perangkat bahan bakar diarahkan oleh tabung-tabung pengarah. Batang kendali ini digerakkan menggunakan mekanisme penggerak batang kendali dan dapat dijatuhkan secara serentak untuk menghentikan reaksi nuklir secara cepat apabila diperlukan.

Ruang Lingkup Evaluasi Desain Reaktor PWR

Dalam rangka evaluasi terhadap kecelakaan, beberapa kejadian yang dipandang bersifat mewakili perlu dipilih. Kejadian-kejadian yang dipilih adalah kejadian-kejadian yang memiliki potensi untuk menimbulkan paparan radiasi yang tidak dikehendaki terhadap masyarakat di luar tapak yang berasal dari bahan-bahan radioaktif yang dilepaskan dari instalasi reaktor daya. Hal ini perlu dilakukan untuk mengetahui kecukupan fungsi-fungsi desain dari struktur, sistem, dan komponen yang merupakan bagian dari sistem keselamatan mitigasi.



Gambar 2. Skema reaktor PWR 1100 MWe.^[4]

Kejadian yang dipilih untuk mewakili kejadian kecelakaan ini antara lain kejadian-kejadian yang dapat menyebabkan hilangnya pendinginan atau kejadian-kejadian yang dapat mengakibatkan terjadinya perubahan yang besar terhadap kondisi pendinginan teras, insersi reaktivitas yang abnormal atau perubahan yang cepat pada daya reaktor, pelepasan abnormal bahan-bahan radioaktif ke lingkungan, perubahan abnormal pada tekanan, atmosfer dan sebagainya di dalam sungkup, serta kejadian-kejadian lain yang dianggap penting menurut desain fasilitas reaktor yang bersangkutan.

Kejadian yang termasuk dalam kategori kehilangan pendingin atau perubahan yang besar pada kondisi pendinginan reaktor antara lain meliputi :⁽⁶⁾

- Kehilangan pendingin.
- Kehilangan aliran pendingin.
- Putaran pompa pendingin yang tersendat atau seret.
- Pecahnya pipa air umpan utama.
- Pecahnya pipa uap utama.

Kriteria Penerimaan Untuk Kecelakaan di Reaktor PWR

Reaktor daya harus diverifikasi bahwa desainnya adalah sedemikian sehingga kejadian kecelakaan yang dipostulasikan tidak akan mengakibatkan kerusakan pada teras dan bahwa kejadiannya dapat dikendalikan sehingga instalasi dapat dibawa ke keadaan yang memungkinkan untuk dilakukannya pemulihan ke kondisi operasi normal.

Kriteria penerimaan untuk kecelakaan kehilangan aliran pendingin untuk reaktor PWR meliputi :^(4, 5, 6)

1. Teras tidak boleh mengalami kerusakan dan harus memperoleh pendinginan yang mencukupi. (DNBR minimum $\geq 1,17$).
2. Entalpi bahan bakar tidak boleh melampaui batas yang dapat diterima.
3. Tekanan pada dinding penahan tekanan pendingin tidak boleh melampaui 120 % dari tekanan kerja maksimum yang diperbolehkan. (Tekanan reaktor $\leq 20,592$ MPa g atau ekuivalen dengan $210 \text{ kg/cm}^2 \text{ g}$).
4. Tekanan pada dinding sungkup tidak boleh melampaui tekanan kerja maksimum yang diperbolehkan.

5. Resiko radiologis terhadap masyarakat di luar tapak harus serendah mungkin yang dapat diterima.

METODE ANALISIS

Analisis ini menggunakan dua macam program komputer, yakni Relap5/Mod2 dan Cobra-IV-I/Jins. Program Relap5/Mod2 digunakan untuk analisis transien pada tingkat sistem dalam rangka menghitung parameter-parameter termohidrolik yang penting dalam operasi reaktor.

Untuk analisis sub-kanal dalam rangka memprediksi nilai kritis termohidrolik yang berkaitan dengan keselamatan bahan bakar, dihitung nilai DNBR (*Departure from Nucleate Boiling*) dengan menggunakan program Cobara-IV-I/Jins. Selain dengan data-data sub-kanal, program ini dijalankan dengan data masukan yang berasal dari parameter-parameter keluaran Relap5/Mod2 seperti daya, temperatur, tekanan dan laju alir pendingin reaktor. Prosedur analisis untuk kecelakaan pada reaktor PWR diperlihatkan di Gambar 1.

RELAP5/MOD2

Program Relap5/Mod2 merupakan program analisis transien dan kecelakaan untuk reaktor air ringan, dikembangkan pada tahun 1985 di Idaho National Laboratory (INEL) di bawah sponsor US-NRC.⁽²⁾ Program ini menerapkan model kesetimbangan heterogen dengan menggunakan persamaan-persamaan konservasi masa, momentum, dan energi.

Program ini memasukkan gambaran fisik atau model reaktor sebagai bagian inputnya. Model reaktor dapat terdiri dari sub-sub model yang menyatakan komponen reaktor. Model ini digambarkan dengan volume, junction, katup, struktur panas, serta hal-hal lain yang diperlukan dalam simulasi operasi reaktor. Sistem kontrol dapat disimulasikan sehingga dapat digunakan untuk analisis berbagai macam transien. Dengan cara memasukkan data yang diperlukan oleh program, setiap informasi dalam setiap kondisi reaktor dapat dianalisis.

Untuk dapat menjalankan analisis dengan menggunakan program ini diperlukan input data dan modul atau program utama Relap. Keluaran dari eksekusi program berupa serangkaian data *output* yang terdiri dari ringkasan *input*, *major edit*, dan *minor edit* dari model reaktor yang dianalisis. Keluaran yang lain dalam bentuk data biner yang diperlukan untuk *restart* apabila ingin meneruskan eksekusi program dari hasil sebelumnya atau digunakan untuk menjalankan program yang lain.

COBRA-IV-I/JINS

Program Cobra-IV-I/Jins merupakan versi INS (Institute of Nuclear Safety, Jepang) dari Cobra-IV-1 yang versi aslinya dikembangkan oleh Battelle-Northwest Research Center, Pacific Northwest Laboratory, Amerika Serikat.⁽³⁾

Program ini digunakan untuk analisis perilaku dinamika termohidrolis dengan menghitung nilai termohidrolis kritis yang berkaitan dengan penaksiran keselamatan bahan bakar yang dikenal sebagai DNBR. Program ini menggunakan model fluida yang mampu menghitung pencampuran turbulen antar sub-kanal akibat adanya distribusi daya pada teras. Untuk perhitungan gelembung secara lokal di dalam sub-kanal, digunakan model Levy dan Bowring. Untuk maksud perhitungan DNBR di reaktor PWR, korelasi WSC-2 DNB yang telah dimodifikasi ditambahkan pada versi aslinya.

Program Cobra-IV-1 menggunakan model hidrolika teras multi-kanal, aliran aksial 1-dimensi. Pendingin diasumsikan sebagai campuran homogen antara uap dan air. Persamaan yang diterapkan ke arah aksial meliputi persamaan kontinuitas, persamaan energi dan persamaan momentum, sedang ke arah radial menggunakan persamaan momentum..

PERHITUNGAN

Deskripsi Kecelakaan Kehilangan Aliran Pendingin

Kehilangan aliran pendingin reaktor merupakan salah satu kecelakaan yang dipostulasikan terjadi pada operasi reaktor daya berpendingin air, termasuk PWR. Skenario kejadian ini adalah dalam operasi reaktor pada tingkat daya, catu daya ke seluruh pompa mati sehingga aliran pendingin reaktor

tor turun. Akibat kejadian tersebut tersebut, diasumsikan dibangkitkan sinyal trip dari "tegangan listrik pompa pendingin primer rendah" segera sesudah hilangnya catu daya untuk pompa diikuti dengan *scram* reaktor setelah waktu tunda selama 1,2 detik.

Urutan kejadiannya sesudah itu adalah sebagai berikut: karena adanya penurunan pada aliran pendingin teras, maka perpindahan panas dari teras menjadi berkurang, yang mengakibatkan temperatur dan kemudian tekanan di dalam sistem primer, termasuk di dalam tabung tekan, naik. Kenaikan tekanan pada tabung tekan menyebabkan diaktifkannya katup penyemprot (*spray valve*) untuk mencegah kenaikan tekanan lebih lanjut. Sementara itu, ketika reaksi fisi di teras terhenti dengan dijatuhkannya seluruh kluster batang kendali ke dalam teras serta mengikuti berfungsinya penyemprot tabung tekan, temperatur dan tekanan pendingin reaktor akan turun dan reaktor dibawa menuju keadaan *shutdown* yang stabil.

Tindakan pencegahan yang diambil untuk menghindari kejadian semacam ini ialah, seperti disebutkan di dalam ketentuan, keempat pompa pendingin reaktor harus dihibungkan ke *bus bar* yang terpisah. Selanjutnya, untuk mengatasi seandainya peristiwa ini benar-benar terjadi, dipasang roda gila pada masing-masing pompa pendingin reaktor agar diperoleh momen inersia yang lebih tinggi. Selain itu, dibangkitkan sinyal trip reaktor dari "aliran pendingin reaktor rendah" dan "kecepatan putaran pompa pendingin primer rendah"^(1,4) seperti yang sudah dilakukan pada desain reaktor PWR selama ini.

Kondisi Analisis

Kondisi utama untuk analisis kehilangan aliran pendingin reaktor dapat dilihat pada Tabel 1.

Table 1. Kondisi analisis kecelakaan kehilangan aliran pendingin.

Kondisi analisis	Nilai
Kondisi awal:	
Daya termal reaktor, MW _t	3411,0
Temperatur rata-rata pendingin primer, °C	307,0
Tekanan pressurizer, kg/cm ² g	157,2
Tekanan pendingin reaktor, kg/cm ² g	161,4
Koefisien reaktivitas:	
Koefisien kerapatan moderator, $\Delta k/k/(g/cm^3)$	0,0
Koefisien Doppler	Menurut temperatur
Perubahan reaktivitas trip reaktor, $\Delta k/k$	-4.0 %
Aktuasi sistem kontrol	
Sistem kontrol tekanan tabung tekan (<i>pressurizer spray, relief valves</i>)	Bekerja
Sistem kontrol <i>bypass</i> turbine	Tidak bekerja
Sistem kontrol <i>main steam relief valve</i>	Tidak bekerja

Pemodelan

Dalam analisis termohidrolis untuk sistem dengan menggunakan Relap5/Mod2, reaktor PWR 4 kalang dimodelkan menjadi menjadi 2 kalang seperti terlihat di Gambar 3. Garis besar pemodelannya adalah sebagai berikut:

- Teras reaktor dimodelkan menggunakan komponen *pipe* dengan arah radial terdiri dari satu bagian dan arah aksial dibagi menjadi 6 bagian.
- *Bypass* teras dimodelkan menggunakan komponen *pipe* dengan arah radial terdiri dari satu bagian sedang arah aksial dibagi menjadi 6 bagian.
- *Plenum* bawah dimodelkan dengan membaginya menjadi 2 daerah dengan menggunakan sebuah komponen *single volume* dan komponen *branch*.
- *Plenum* atas. Pertemuan antara teras dan *bypass* teras dimodelkan menggunakan komponen *branch*, pertemuan antara kedua kalang dimodelkan dengan komponen *branch*, sedang daerah antara *outlet* teras dan bagian atas bejana tekan dimodelkan menggunakan komponen *single volume* yang disambung dengan sebuah komponen *branch*.
- Puncak bejana tekan dimodelkan menggunakan komponen *single volume*.
- Bagian *down-comer* bejana reaktor dimodelkan menggunakan komponen *annulus* yang dibagi 7 pada arah aksial.
- Pipa pendingin primer dimodelkan menjadi 2 kalang A dan B. Kalang A mewakili satu kalang di mana terpasang *pressurizer*, sedang kalang B mewakili ketiga kalang lainnya.
- *Pressurizer* dimodelkan menggunakan komponen *pipe* dengan membaginya menjadi 15 bagian pada arah aksial. Pipa *surge pressurizer* dimodelkan menggunakan komponen *pipe* dengan membaginya menjadi 3 bagian.
- Sisi primer pembangkit uap. *Inlet plenum* pembangkit uap kalang A dimodelkan menggunakan *single volume*, pipa U dimodelkan menggunakan komponen *pipe* yang dibagi menjadi 10 bagian, sedangkan daerah *outlet plenum* dimodelkan menggunakan *single volume*. Pembangkit uap kalang B juga dimodelkan dengan menggunakan model yang serupa.
- Sisi sekunder pembangkit uap. Untuk kalang A, *down-comer* bagian atas dimodelkan mengguna-

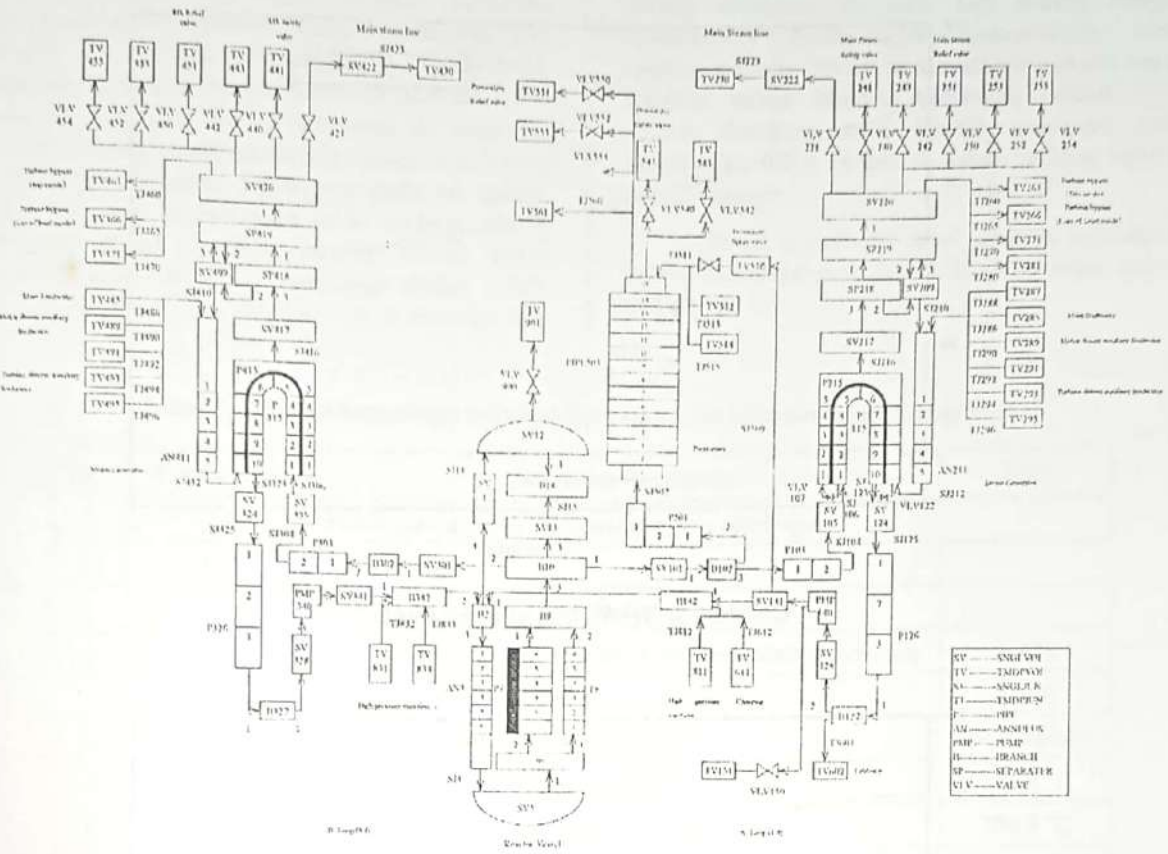
kan *single volume*, bagian bawah menggunakan komponen *annulus* yang dibagi 5 pada arah aksial, daerah aliran ke atas menggunakan *single volume*, pemisah uap menggunakan komponen *separator* serta daerah *dome* uap menggunakan komponen *single volume*. Pemodelan yang serupa juga digunakan untuk pembangkit uap kalang B.

- Pipa uap utama (*main steam system*) dimodelkan menggunakan komponen *single volume*, sedang katup-katupnya menggunakan komponen *valve*.
- Saluran air umpan (*feed-water system*). Tangki air saluran air umpan utama dan cadangan dimodelkan menggunakan *time dependent volume*, sedang pipa yang menuju pembangkit uap menggunakan *time dependent junction*.
- Sistem kontrol yang dimodelkan meliputi sistem kontrol tekanan dan level air *pressurizer*, sistem kontrol air umpan, *bypass* turbin, dan katup pembebas pipa uap utama.

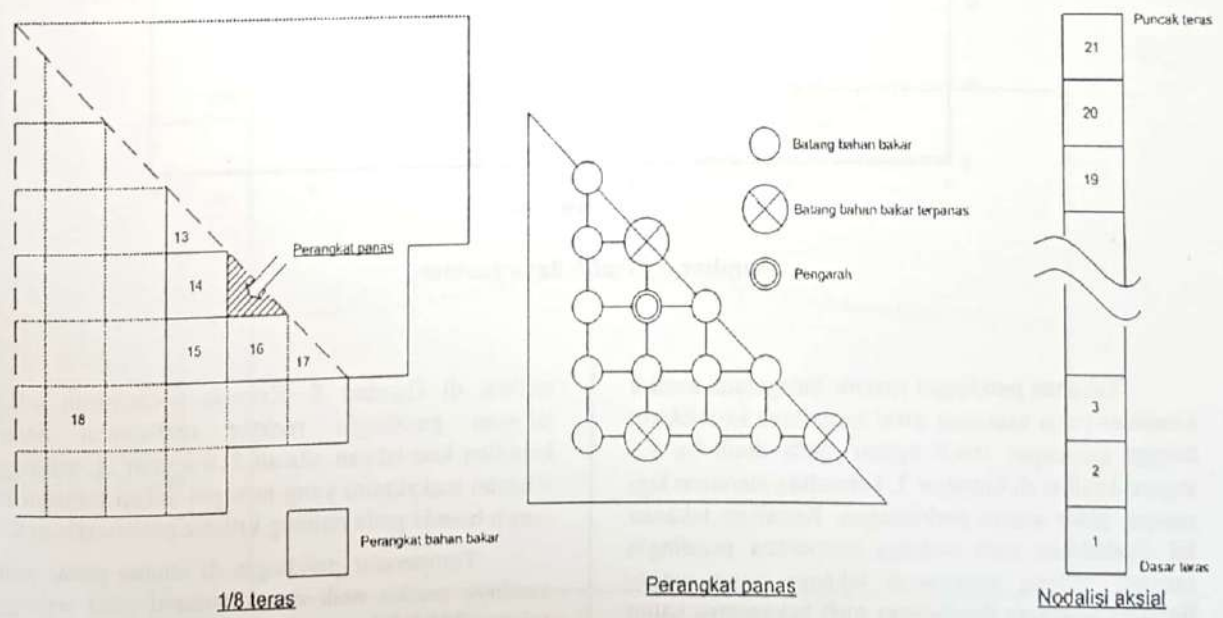
Untuk analisis sub-kanal menggunakan Cobra-IV-1/Jins, karena alasan simetri, reaktor PWR 1100-MWe dimodelkan dalam 1/8 teras. Model tersebut dibagi atas 18 sub-kanal atau sel, di mana 12 sel di antaranya untuk menggambarkan perangkat panas. Pada perangkat panas ini terdapat apa yang disebut sebagai sel pengarah, yakni sel yang memuat tabung pengarah batang kendali dan batang bahan bakar terpanas, sel tipikal yang memuat batang bahan bakar terpanas tetapi tidak memuat tabung pengarah batang kendali, serta sel-sel lain yang tidak bersinggungan dengan tabung pengarah batang kendali dan batang bahan bakar terpanas. Keseluruhan tinggi teras ini dibagi ke dalam 21 *node* atau pembagian aksial. Model teras untuk PWR 1100 MWe in dapat dilihat di Gambar 4.

Perilaku Parameter-Parameter Utama

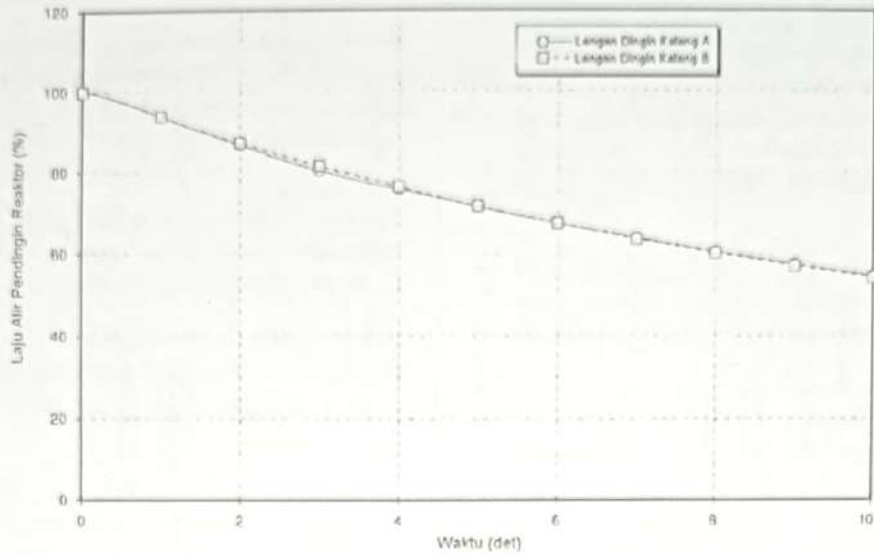
Hilangnya catu daya ke seluruh pompa pendingin reaktor menyebabkan matinya seluruh pompa pendingin sehingga laju alir pendingin reaktor mengalami penurunan dengan cepat seperti terlihat di Gambar 5. Selain itu, hilangnya catu daya ke semua pompa pendingin reaktor mentriger dibangkitkannya sinyal *trip* "tegangan listrik pompa pendingin primer rendah" yang diikuti *scram* reaktor 1,2 detik setelah awal terjadinya kehilangan catu daya ke seluruh pompa pendingin primer. Daya reaktor berkurang menjadi kurang dari 20% dalam waktu kurang dari 4 detik, seperti terlihat di Gambar 6.



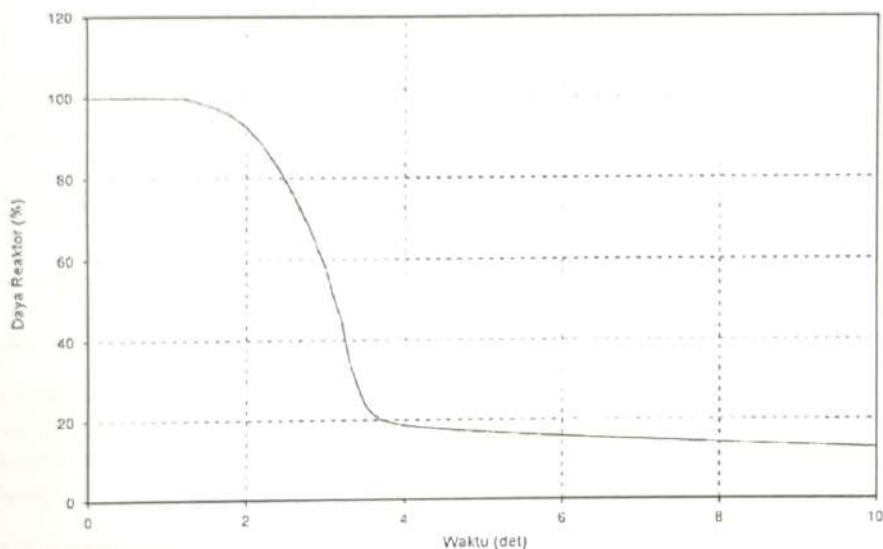
Gambar 3. Pemodelan sistem PWR untuk perhitungan dengan Relap5/Mod2.⁽⁶⁾



Gambar 4. Pemodelan teras PWR untuk perhitungan dengan Cobra-IV-1/Jins.



Gambar 5. Grafik laju alir pendingin.



Gambar 6. Grafik daya reaktor.

Tekanan pendingin reaktor mengalami sedikit kenaikan pada saat-saat awal terjadinya kecelakaan hingga mencapai $164,9 \text{ kg/cm}^2$ pada detik ke 3,5 seperti terlihat di Gambar 7, kemudian menurun lagi sampai akhir waktu perhitungan. Kenaikan tekanan ini disebabkan oleh naiknya temperatur pendingin reaktor, sedang penurunan tekanan yang mengikutinya terutama disebabkan oleh bekerjanya katup penyemprot tabung tekan. Katup penyemprot tabung tekan ini mulai membuka pada detik ke 2,3 seperti terlihat dari indikasi adanya aliran pada katup seperti

terlihat di Gambar 8. Kriteria penerimaan untuk tekanan pendingin reaktor maksimum dalam kejadian kecelakaan adalah $210 \text{ kg/cm}^2 \text{ g}$, sehingga tekanan maksimum yang tercapai dalam transien ini masih berada pada rentang kriteria penerimaannya.

Temperatur pendingin di lengan panas pada awalnya sedikit naik dan mencapai nilai tertinggi sebesar $328,6 \text{ }^\circ\text{C}$ pada detik ke 4 seperti dapat dilihat di Gambar 9. Kenaikan ini disebabkan oleh memburuknya perpindahan panas pada teras reaktor akibat hilangnya aliran pendingin reaktor.

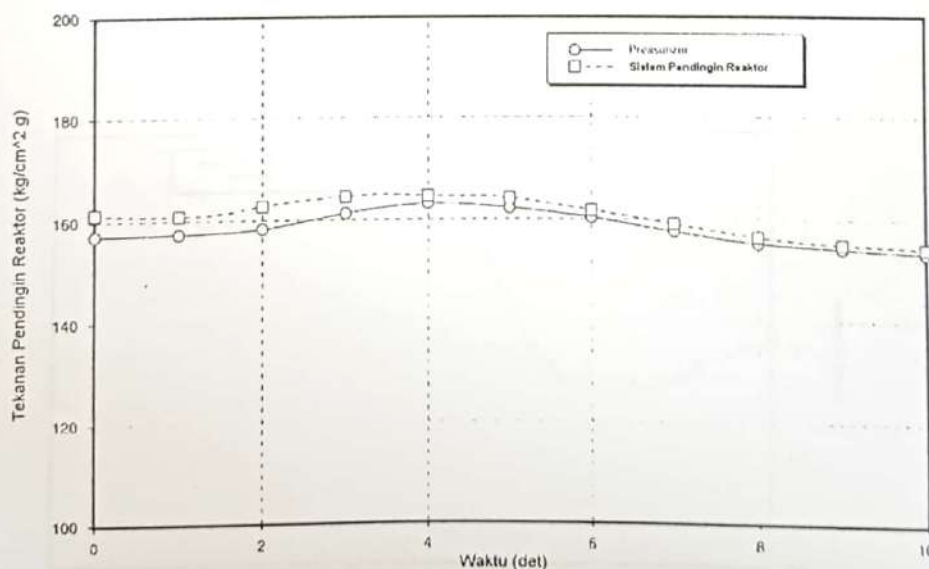
Sementara itu, nilai DNBR minimum menurun dengan cepat pada saat-saat awal terjadinya transien seperti terlihat di Gambar 10. Nilai DNBR minimum mencapai harga minimum sebesar 1,621 pada sel pengarah, yakni sel yang di dalamnya terdapat tabung pengarah batang kendali dan batang bahan bakar terpanas. Sedangkan pada sel tipikal, yakni sel yang di dalamnya tidak terdapat tabung pengarah tetapi terdapat batang bahan bakar terpanas, nilai DNBR minimumnya adalah 1,656. Keduanya terjadi pada detik ke 2,4. Kemudian nilai

DNBR minimum ini naik lagi seiring dengan membaiknya faktor-faktor termohidrolis teras reaktor. Kriteria DNBR minimum yang masih dapat diterima dalam kondisi kecelakan adalah 1,17. dengan demikian nilai DNBR minimum pada transien ini masih berada di dalam rentang kriteria penerimaannya.

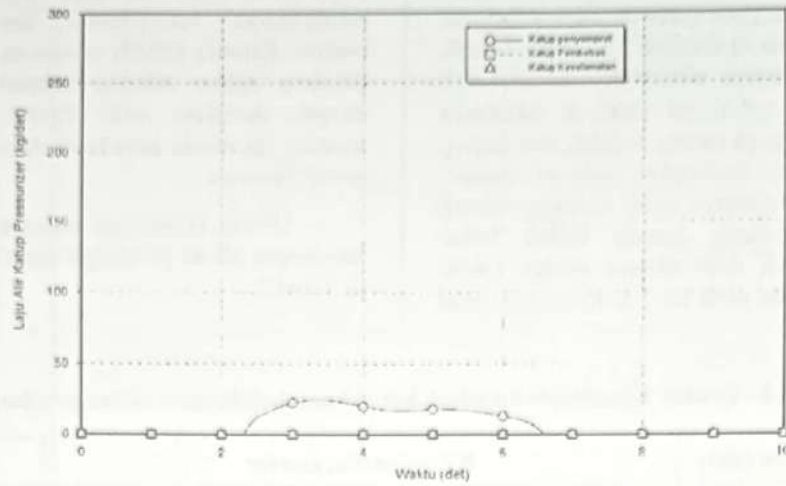
Urutan kronologis untuk analisis kecelakaan kehilangan aliran pendingin reaktor ini dapat dilihat di Tabel 2.

Tabel 2. Urutan kronologis kejadian kecelakaan kehilangan aliran pendingin.

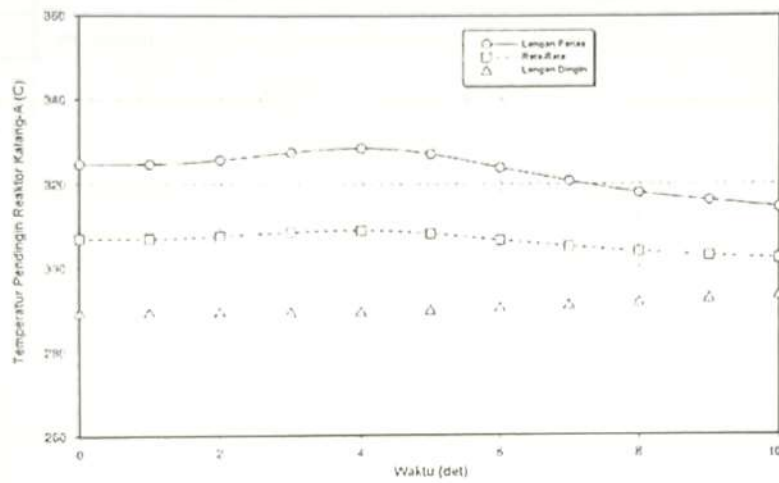
No.	Waktu (det)	Kejadian/Parameter	Nilai
1	0,0	Permulaan transien kehilangan aliran pendingin	-
2	1,3	Reaktor trip	-
3	2,3	Katup penyemprot tabung tekan membuka	-
4	2,4	Nilai DNBR minimum pada sel dengan tabung pengarah	1,621
5	2,4	Nilai DNBR minimum pada sel tipikal	1,656
6	3,5	Tekanan sistem pendingin reaktor	164,9 kg/cm ²
7	3,8	Temperatur rata-rata kalang B maksimum	308,9 °C
8	3,9	Temperatur rata-rata kalang A maksimum	308,9 °C
9	4,0	Temperatur lengan panas kalang A & B maksimum	328,6 °C
10	4,3	Level air tabung tekan maksimum	61,6%
11	6,7	Katup penyemprot tabung tekan menutup	-
12	10,0	Akhir waktu perhitungan	-



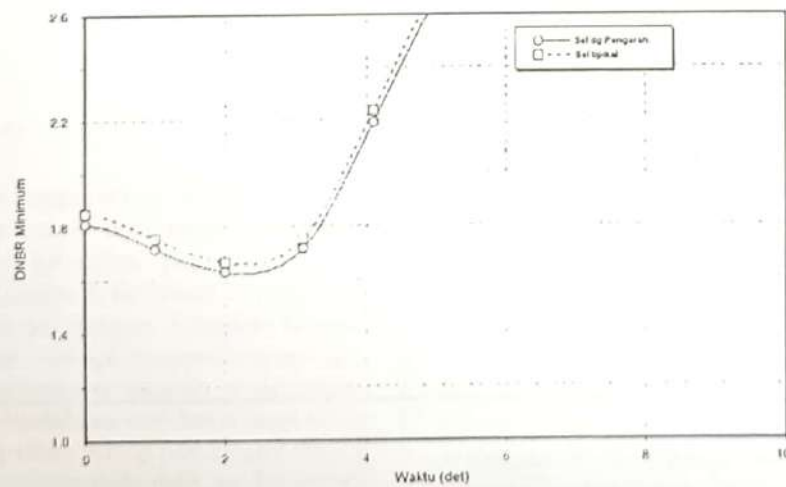
Gambar 7. Grafik tekanan pendingin.



Gambar 8. Grafik tekanan pendingin.



Gambar 9. Grafik temperatur pendingin kalang-A.



Gambar 10. Grafik DNBR minimum.

KESIMPULAN

Dari hasil perhitungan dan analisis mengenai berbagai perilaku parameter utama pada kejadian kecelakaan kehilangan aliran pendingin ini dapat ditarik beberapa kesimpulan sebagai berikut:

- Pada peristiwa kecelakaan aliran pendingin ini bahan bakar tidak mengalami kerusakan sehingga integritas teras reaktor masih terjaga. Hal ini terlihat dari nilai DNBR minimum terkecil, yakni 1,621, masih lebih besar dari pada nilai minimum yang dapat diterima, yakni 1,17.
- Keutuhan dinding penahan tekanan pendingin reaktor tetap terjaga karena tekanan maksimum yang dialami dalam kecelakaan ini adalah sebesar $164,9 \text{ kg/cm}^2 \text{ g}$, lebih besar dari nilai minimum yang dapat diterima, yakni $210 \text{ kg/cm}^2 \text{ g}$.

UCAPAN TERIMA KASIH

Penulis ingin menyampaikan penghargaan yang tinggi kepada *Nuclear Power Engineering Corporation* (NUPEC), Jepang, yang telah memberikan kesempatan yang luas kepada penulis untuk melakukan analisis ini, termasuk penyediaan data, program komputer, dan komputer *mainframe* untuk eksekusi program.

Selain itu, penulis juga ingin mengucapkan terima kasih kepada Sdr. Marsono Djoko Soebagijo, staf Biro Perencanaan BAPETEN, untuk diskusinya mengenai hasil perhitungan dalam analisis ini.

DAFTAR PUSTAKA

1. *Outline of Japanese Design PWR Power Plant*, Nuclear Power Engineering Corporation, Japan, 2002.
2. *Outline of Relap5/Mod2*, Nuclear Power Engineering Corporation, Japan, 2002.
3. *Outline of PWR Sub-Channel Analysis Code COBRA-IV-I/JINS*, Nuclear Power Engineering Corporation, Japan, 2002.
4. *Pressurized Water Reactor (PWR)*, Nuclear Power Engineering Corporation, Japan, 2002.
5. *PWR Safety Analysis Training Text*, Nuclear Power Engineering Corporation, Japan, 2002.
6. *Safety Evaluation of PWR*, Nuclear Power Engineering Corporation, Japan, 2002.

TANYA JAWAB

Mulya Juarsa

- Secara fisis DNBR?

Budi Rohman

- DNBR merupakan ratio (perbandingan) antara fluks panas kritis terhadap fluks panas setempat pada saat tertentu. Rasio ini menggambarkan batas antara pendidihan inti dengan pendidihan film, yang apabila terlewati akan menimbulkan potensi terjadinya lewat-panas (burn-out) pada permukaan bahan bakar.