

## KRITERI KESELAMATAN LWR DI AMERIKA SERIKAT

Oleh :

Prayoto \*)

### Abstrak :

Dasar-dasar dari falsafah keselamatan LWR yang dipakai di Amerika Serikat dibahas secara ringkas. Garis besar dari cara bekerjanya sistim pendinginan darurat dan fenomena yang terjadi selama kecelakaan kehilangan pendinginan (LOCA = Loss of Coolant Accident) diuraikan dengan singkat dan selanjutnya ditinjau dasar-dasar pemikiran yang dipakai untuk merumuskan kriteri keselamatan untuk LWR. Disimpulkan bahwa setiap langkah dari perhitungan analisa LOCA telah menggunakan kelonggaran yang cukup sehingga hasil perhitungan secara keseluruhan menjadi sangat konservatip. Baik model-model perhitungan maupun data experimentil telah menunjukkan bahwa sistim pendinginan darurat cukup mampu untuk memenuhi ketentuan dalam kriteri keselamatan.

### PENDAHULUAN

Pada umumnya harus diakui bahwa industri nuklir telah mengerahkan upaya yang sangat besar untuk menjamin keselamatan dan keandalan reaktor daya, barangkali lebih dari bidang industri lain yang manapun. Walaupun demikian, segi-segi keselamatan PLTN masih juga menjadi bahan perdebatan yang kontroversiil, terutama di Amerika Serikat. Pihak industri nuklir sendiri selalu mengemukakan bahwa kemungkinan terjadinya kecelakaan yang potensiil dapat melepaskan bahan-bahan radioaktif adalah sangat kecil, sekitar 1 dalam  $10^5$  sampai  $10^6$  tahun reaktor<sup>1)</sup>. Walaupun angka kemungkinan inipun juga menjadi bahan perdebatan, pada umumnya diakui bahwa kemungkinannya memang sangat kecil.

Kriteria keselamatan di Amerika Serikat telah mengalami evolusi untuk selama masa kurang lebih 15 tahun yang lewat, barangkali sejalan dengan kontroversi diatas, tetapi terutama sejalan dengan tingkat pengetahuan dan teknologi PLTN sendiri. Besarnya upaya yang telah dilaksanakan dalam studi keselamatan reaktor ternyata menimbulkan kekhawatiran dilingkungan khalayak ramai, sehingga muncul kelompok-kelompok yang menentang perluasan program ketenagaan nuklir. Dalam hal ini, peristilahan yang lazim dipakai dikalangan industri nuklir sendiri seperti "design basis accident", "maximum credible accident", "reasonable assurance", dan lain sebagainya, yang mudah dimengerti oleh para sarjana dan insinyur, ternyata sangat menimbulkan keraguan bagi khalayak ramai. Dilain pihak, golongan-golongan masyarakat yang dapat menerima risiko sistim teknologi yang lain seperti Pusat Listrik Konvensional, pesawat terbang, bahkan risiko mengendarai mobil atau menyeberang jalan raya, ternyata bersikap lain dalam menghadapi industri nuklir dan menuntut keselamatan mutlak yang sudah jelas tidak mungkin dapat dicapai.

\*) Dosen FIPA - UGM /Konsultan Pusat Penelitian Tenaga Atom Gama, BATAN.

Tulisan ini bertujuan membahas kriteri keselamatan LWR yang dipakai di Amerika Serikat dan secara ringkas dan secara kwalitatif berusaha menguraikan dasar-dasar pemikiran yang dipakai untuk merumuskan kriteri tersebut diatas. Segi terpenting dari keselamatan LWR adalah keandalan dari Sistim Pendinginan Darurat (ECCS = Emergency Core Cooling System) yang didisain untuk mendinginkan reaktor dalam hal terjadinya "Loss of Coolant Accident" (LOCA) yang dipakai sebagai "Design Basis Accident" (DBA). Oleh karena itu perlu diuraikan cara bekerjanya Sistim Pendinginan Darurat dari LWR untuk dapat memahami serentetan fenomena yang dipostulasikan dapat terjadi dalam LOCA. Tetapi terlebih dahulu perlu dikemukakan dasar-dasar dari falsafah disain keselamatan dari LWR.

## FALSAFAH KESELAMATAN REAKTOR DAYA

Dalam menjamin keselamatan reaktor daya dipakai falsafah disain yang merupakan pertahanan berlapis ("defense in depth"). Ringkasnya, falsafah ini dapat diuraikan sebagai berikut :

### 1. Lapisan keselamatan pertama :

disain untuk keselamatan yang dapat diandalkan untuk operasi normal dengan toleransi maximal untuk kelainan/tidak bekerjanya sistim. Diutamakan : kwalitas komponen, pemakaian alat-alat rangkap, mudah diperiksa dan mudah di-test, dsb.

### 2. Lapisan keselamatan kedua :

diumpamakan bahwa kecelakaan masih akan terjadi walaupun disain, pembangunan dan operasi reaktor sudah dilaksanakan secara cermat. Harus diusahakan alat-alat penyelamat untuk melindungi personil dan mencegah atau mengurangi kerusakan yang dapat ditimbulkan.

### 3. Lapisan keselamatan ketiga :

harus dievaluasi akibat-akibat dari kecelakaan hipotetis, dimana diumpamakan semua alat/pelindung/penyelamat lapisan pertama dan kedua secara bersama-sama tidak dapat bekerja dan kemudian diusahakan alat penyelamat tambahan yang dianggap perlu. Kelonggaran-kelonggaran dalam disain harus diperhitungkan berdasarkan respons dari sistim terhadap DBA. Perlu dijelaskan bahwa DBA adalah bentuk kecelakaan terhebat yang dibayangkan dapat terjadi dan analisisnya harus mengumpamakan bahwa sistim penyelamat lapisan pertama dan kedua tidak bekerja secara bersama-sama pada waktu DBA terjadi.

Disain dari sistim keselamatan biasanya berpedoman bahwa kecelakaan yang lebih mungkin terjadi haruslah menimbulkan kerusakan yang lebih kecil dari kecelakaan yang kurang mungkin terjadi. Atas dasar besar kecilnya kemungkinan terjadi, penyimpangan operasi reaktor dari keadaan operasi normal biasanya digolongkan kedalam beberapa tingkatan <sup>3)</sup> :

#### Tingkat I :

Keadaan operasi normal, start-up, shut-down, refueling, perawatan dan hal-hal lain yang sering terjadi (bukan kecelakaan).

#### Tingkat II :

Kecelakaan/insiden yang cukup sering terjadi sepanjang masa bekerjanya reaktor.

tor dengan akibat paling banyak reaktor dishutdown dan kemudian harus dapat bekerja kembali sesudah kerusakan diperbaiki. Kecelakaan/insiden tingkat II secara sendirian tidak boleh menyebabkan terjadinya kecelakaan tingkat III atau IV dan tidak boleh menyebabkan terlepasnya bahan-bahan radioaktif.

#### Tingkat III :

Kecelakaan yang tidak sering terjadi ("credible accidents"), tetapi dapat menimbulkan kerusakan pada bahan bakar sehingga reaktor tidak dapat segera kembali bekerja. Pembebasan bahan-bahan radioaktif tidak boleh melebihi batas-batas maximum yang berlaku <sup>4)</sup>

#### Tingkat IV :

Kecelakaan maximal yang tidak akan terjadi tetapi karena mempunyai potensi membebaskan bahan-bahan radioaktif perlu dipostulasikan terjadinya untuk memperhitungkan kelonggaran-kelonggaran dalam disain ("Design Basis Accidents") Kecelakaan ini tidak boleh menyebabkan pembebasan bahan-bahan radioaktif sehingga membahayakan kesehatan/keselamatan penduduk sesuai dengan pedoman yang berlaku <sup>5)</sup>. Termasuk kedalam golongan ini ialah LOCA yang biasanya dipilih sebagai DBA untuk reaktor jenis LWR.

### OPERASI DAN DISAIN ECCS DARI LWR

Dua jenis utama dari LWR di Amerika Serikat adalah BWR dan PWR. Beda pokok antara kedua sistim ini ialah bahwa dalam PWR (Pressurized Water Reactors) fluida kerja dari reaktor dipisahkan dari sistim pembangkit uap. Dalam PWR, uap untuk turbin dihasilkan dalam loop sekundair yang terpisah sama sekali dari loop primair dimana mengalir fluida kerja yang radioaktif. Dalam BWR (Boiling Water Reactors), fluida kerja dididihkan dalam reaktor dan uap radioaktif yang dihasilkan langsung dikirim ke turbin tanpa diperlukannya alat penukar panas perantara.

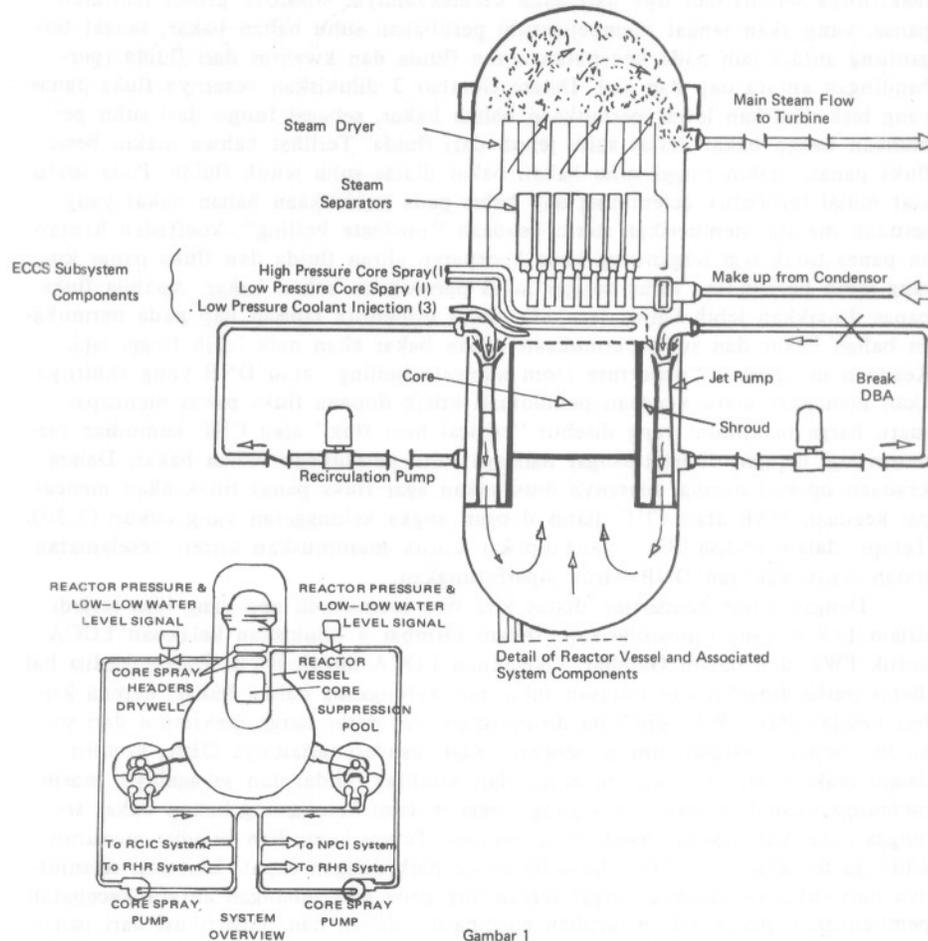
Skema dari sistim suplai uap ECCS untuk BWR diberikan dalam Gambar 1. Dalam BWR, sirkulasi air dalam reaktor dicapai dengan 20 pompa-pompa pancar disekeliling reaktor. Air yang melewati teras reaktor mendidih dan uap basah yang dihasilkan dikeringkan dengan pemisah dan pengering uap, sedang cairan yang terpisah dikembalikan ke dalam reaktor. Untuk BWR, terputusnya loop sirkulasi ke pompa pancar telah diperhitungkan sebagai kecelakaan yang paling berat bebannya bagi ECCS, oleh karena itu jenis kecelakaan ini dipakai sebagai DBA untuk BWR. Akibat dari putusnya loop sirkulasi seperti ini adalah turunnya tekanan dalam reaktor ("blowdown") diikuti oleh "dryout" sebelum ECCS sempat mengalirkan pendingin ke dalam reaktor. Sistim pendinginan daruratnya sendiri terdiri dari sistim penyemprot tekanan tinggi dan tekanan rendah dan sistim injeksi tekanan rendah. Fluida yang tertumpah ditampung dalam reservoir penekan tekanan yang berfungsi sebagai sumber pendingin jangka panjang maupun sebagai penekan tekanan dan penyerap panas.

Skema dari sistim suplai uap untuk PWR diberikan dalam Gambar 2 Untuk PWR, putusnya inlet pendingin dari salah satu loop pembangkit uap telah diperhitungkan sebagai kecelakaan paling parah dan dipakai sebagai DBA. Terlihat dalam Gambar 2. bahwa semua komponen-komponen primair dan pipa inlet maupun outlet terletak diatas teras reaktor. Disain ini mempermudah ECCS untuk mengisi bejana reaktor sampai menggenangi teras reaktor. Sistim pendingin darurat untuk PWR terutama terdiri dari akumulator tekanan tinggi yang didisain

untuk bekerja bila tekanan reaktor turun dibawah 600 psi (yaitu mengisi reaktor dengan air boron sampai setengah tinggi bahan bakar dalam waktu ½ menit, apabila tidak ada kebocoran). Disamping itu masih ada sistim injeksi tekanan rendah dan tekanan tinggi untuk maksud pendinginan jangka panjang.

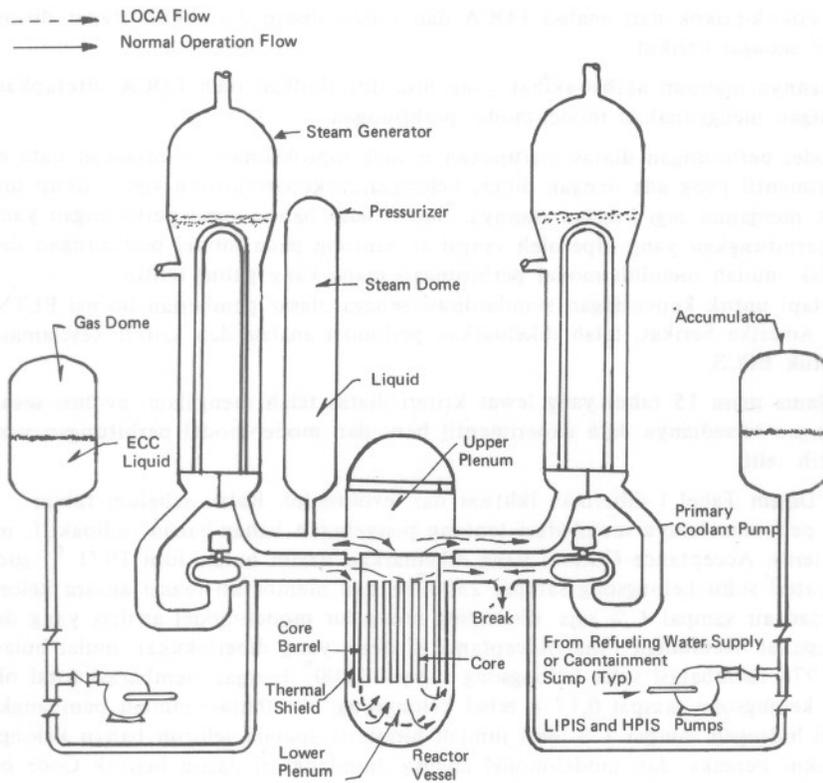
Jadi jelaslah bahwa fenomena yang terjadi dalam reaktor (perubahan tekanan, aliran fluida, hantaran panas, perubahan suhu, dan lain-lain) sangat tergantung tidak hanya pada jenis reaktor (PWR atau BWR) tetapi juga pada konstruksi dari reaktornya sendiri dan tipe dari pada kecelakaannya. Misalnya proses hantaran panas, yang akan sangat mempengaruhi perubahan suhu bahan bakar, sangat tergantung antara lain pada kecepatan aliran fluida dan kualitas dari fluida (perbandingan antara uap dan air). Dalam Gambar 3 dilukiskan besarnya fluks panas yang bisa dialirkan lewat permukaan bahan bakar, sebagai fungsi dari suhu permukaan bahan bakar diatas suhu jenuh dari fluida. Terlihat bahwa makin besar fluks panas, makin tinggi suhu bahan bakar diatas suhu jenuh fluida. Pada suatu saat mulai terbentuk gelembung uap halus pada permukaan bahan bakar yang sesudah merata memberikan suatu keadaan "nucleate boiling", koefisien hantaran panas tidak lagi tergantung pada kecepatan aliran fluida dan fluks panas kurang lebih berbanding lurus dengan suhu permukaan bahan bakar. Apabila fluks panas dinaikkan lebih lanjut ternyata mulai terbentuk lapisan uap pada permukaan bahan bakar dan suhu permukaan bahan bakar akan naik lebih tinggi lagi. Keadaan ini disebut "departure from nucleate boiling" atau DNB yang akhirnya akan mencapai suatu keadaan pendidihan kritik dimana fluks panas mencapai suatu harga maximum yang disebut "critical heat flux" atau CHF kemudian menurun lagi dengan disertai sangat naiknya suhu permukaan bahan bakar. Dalam keadaan operasi normal biasanya diusahakan agar fluks panas tidak akan mencapai keadaan DNB atau CHF diatas dengan angka kelonggaran yang cukup (1.30). Tetapi dalam analisa LOCA yang dipakai untuk merumuskan kriteri keselamatan sudah tentu keadaan DNB harus diperhitungkan.

Dengan dasar pengertian diatas kita bisa memahami apa yang bisa terjadi dalam LOCA yang dipostulasikan. Dalam Gambar 4 dilukiskan kelakuan LOCA untuk PWR dan dalam Gambar 5 kelakuan LOCA untuk BWR. Dalam kedua hal diatas perlu diperhatikan lintasan suhu dari kelongsong bahan bakar, karena kriteri keselamatan LWR terutama dirumuskan atas dasar harga maximum dari suhu ini. Seperti terlihat, untuk beberapa saat sesudah terjadinya DBA, kondisi dalam reaktor seperti tekanan, aliran dan kualitas fluida, dan sebagainya, masih memungkinkan hantaran panas yang tinggi melalui kelongsong bahan bakar sehingga suhu kelongsong masih tetap rendah. Tetapi kemudian kondisi menurun sehingga tercapai CHF dan suhu kelongsong naik dengan cepat. Lintasan selanjutnya dari suhu kelongsong sangat tergantung pada keseimbangan antara kecepatan pembentukan panas dari peluruhan hasil-hasil belahan dan redistribusi dari panas yang sudah tersimpan dalam bahan bakar dengan kemampuan pendinginan dari ECCS. Kriteri keselamatan dirumuskan atas dasar kemampuan bahan kelongsong sebagai alat penghambat primair untuk mencegah tersebarnya bahan-bahan radioaktif yang sudah terkumpul dalam bahan bakar. Sudah jelas bahwa kemampuan ini akan terpengaruh oleh tinggi suhu yang dicapai dan untuk bahan kelongsong zirkonijum yang banyak dipakai dalam reaktor daya masih dipengaruhi oleh kemungkinan reaksinya dengan fluida pendingin yang akan menyebabkan rapuhnya bahan kelongsong. Kemudian disain dari ECCS harus disesuaikan dengan kriteri keselamatan yang dirumuskan seperti diatas.



Gambar 1

SCHMATIC DIAGRAM OF BWR STEAM SUPPLY SYSTEM SHOWING EMERGENCY CORE COOLING SYSTEM (ECCS) ELEMENTS



SCHEMATIC DIAGRAM OF PWR STEAM SUPPLY SYSTEM SHOWING EMERGENCY CORE COOLING SYSTEM (ECCS) ELEMENTS

Gambar 2.

## KRITERI KESELAMATAN LWR.

Telah dijelaskan dimuka bahwa DBA, dalam hal LWR dipilih LOCA, dipergunakan sebagai dasar perumusan dari kriteri keselamatan LWR. Pada dasarnya dianggap bahwa apabila PLTN dapat memberikan respons yang memuaskan, dengan bantuan sistim keselamatan yang engineered maupun yang inherent, terhadap DBA maka kecelakaan tingkat IV atau yang lain manapun pasti dapat diatasi tanpa akibat-akibat yang merugikan bagi kesehatan dan keselamatan penduduk.

Pokok-pokok dari analisa LOCA dan kriteri disain dari ECCS dapat disimpulkan sebagai berikut :

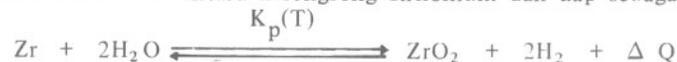
1. Jalannya maupun akibat-akibat yang bisa ditimbulkan oleh LOCA ditetapkan dengan menggunakan model-model perhitungan.
2. Model perhitungan diatas merupakan model aproksimasi berdasarkan data experimentil yang ada dengan diberi kelonggaran/konservatisme yang cukup untuk menjamin segi keselamatannya. Sudah jelas bahwa hasil perhitungan yang diperhitungkan yang diperoleh sangat tergantung pada model perhitungan dan tidak mudah memilih model perhitungan mana yang paling teliti.
3. Tetapi untuk kepentingan standardisasi sebagai dasar pemberian licensi PLTN di Amerika Serikat, telah dikeluarkan pedoman analisa dan kriteri keselamatan untuk ECCS.
4. Selama masa 15 tahun yang lewat kriteri diatas telah mengalami evolusi sesuai dengan tersedianya data experimentil baru dan model-model perhitungan yang lebih teliti.

Dalam Tabel I diberikan ikhtisar dari evolusi ini. Kalau sebelum tahun 1971 pedoman hanya membatasi tentang penyebaran bahan-bahan radioaktif, maka Interim Acceptance Criteria yang dikeluarkan dalam bulan Juni 1971<sup>6)</sup> sudah membatasi suhu kelongsong sampai 2300° F dan membatasi reaksi antara kelongsong dan air sampai 1 % saja disamping mengatur model-model analisa yang dapat dipakai. Kemudian Final Acceptance Criteria yang diberlakukan mulai bulan Juli 1974 membatasi suhu kelongsong sampai 2200° F saja, membatasi total oksidasi kelongsong sampai 0,17 x tebal kelongsong, membatasi jumlah pembangkitan gas hidrogen sampai 1 % dari jumlah hipotetis apabila seluruh bahan kelongsong ikut bereaksi dan model-model analisa diundangkan dalam bentuk Code of Federal Regulation 10 CFR 50.46.

## DASAR-DASAR PEMIKIRAN DARI KRITERI KESELAMATAN LWR

Pembatasan suhu kelongsong dan reaksi antara bahan kelongsong (Zr) dan air mempunyai tiga tujuan, yaitu : membatasi pembebasan panas dari reaksi exotermik antara zirkonium dan uap air, membatasi oksidasi supaya tidak menyebabkan kerapuhan bahan kelongsong dan membatasi pembentukan gas hidrogen yang bersifat explosif apabila tercampur dengan udara.

Pembentukan panas, bahaya kerapuhan dan pembentukan gas hidrogen berasal dari reaksi exotermik antara kelongsong zirkonium dan uap sebagai berikut :

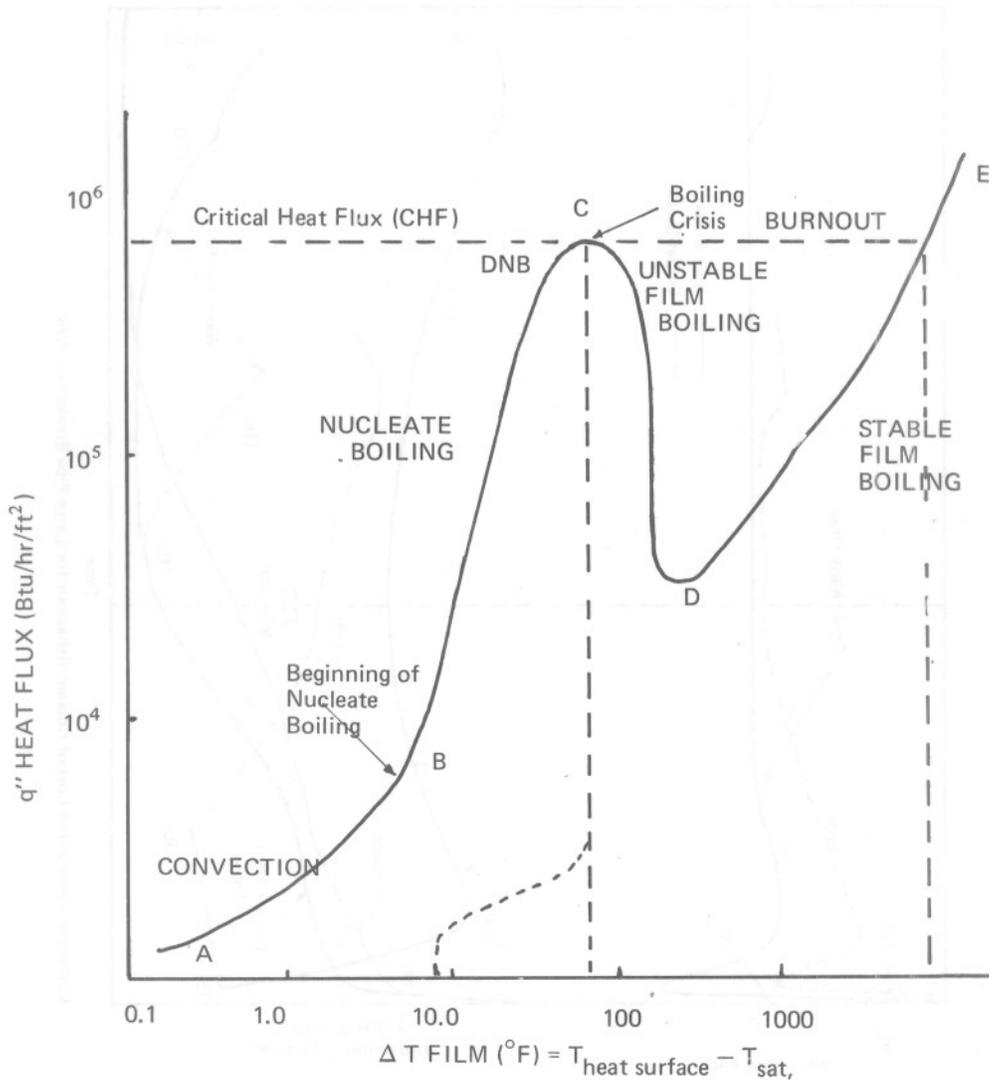


dimana :

$$\Delta Q = 2912 - 0.0585 T \quad \text{BTU/lb}$$

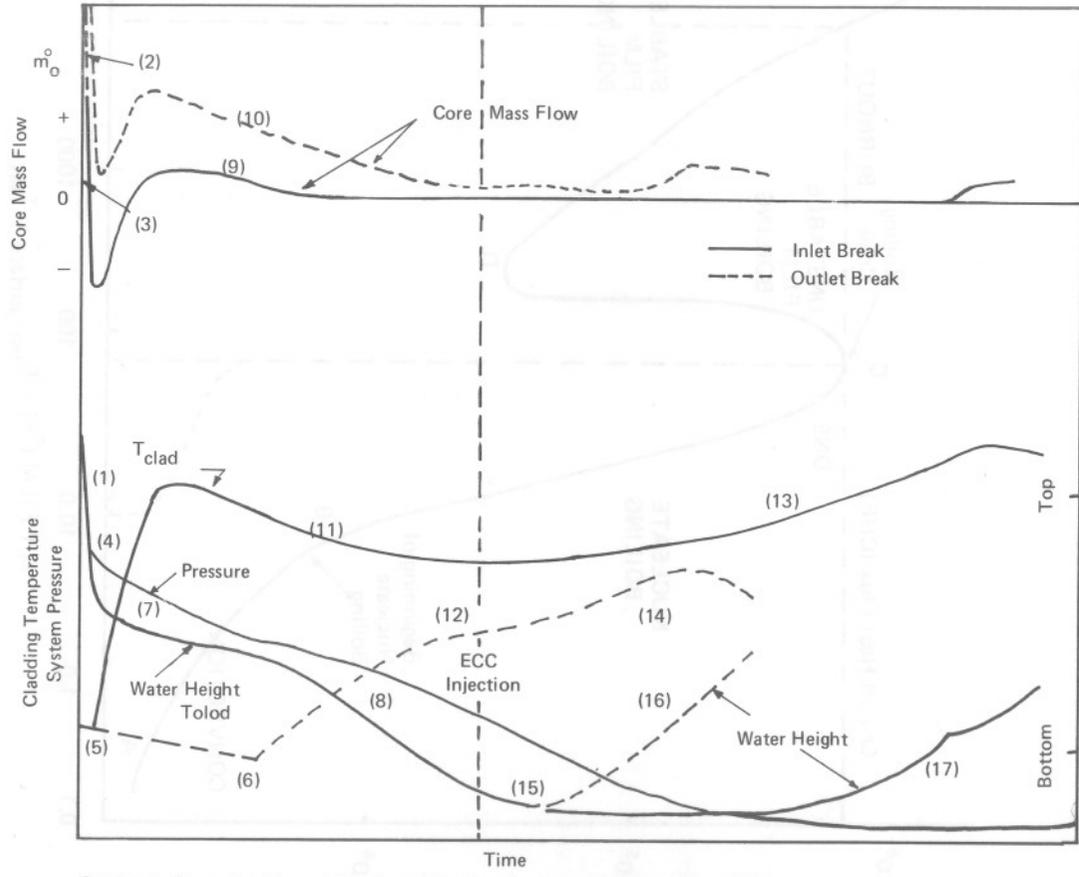
T = suhu reaksi (°F) pada batas antara oksida dan logam zirkonium

$K_p(T)$  = konstante kecepatan reaksi.

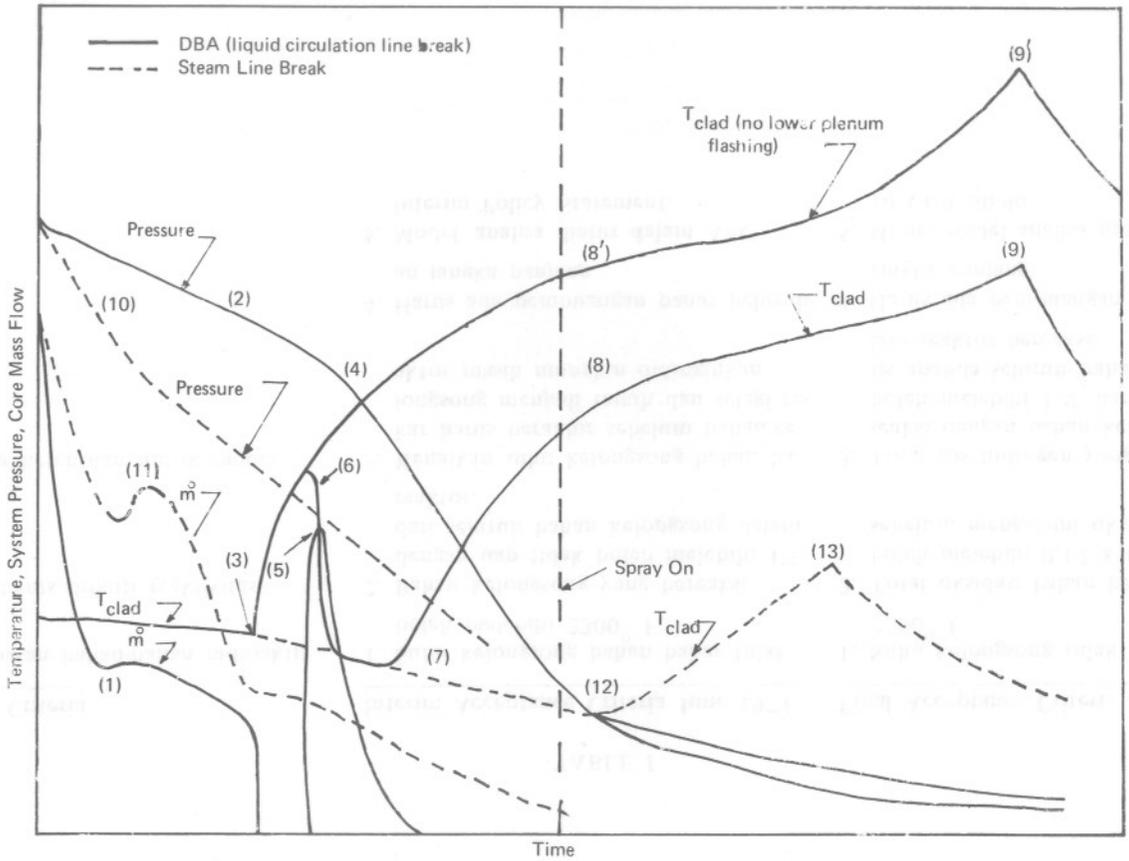


Gambar 3. Variation of Heat Flux with Film Temperature Difference (Boiling System)

Scales dependent upon flow velocity, quality, pressure, hydrolic diameter, heated length and heat flux shape, and surface discontinuities.



Gambar 4. Generalized Loss-of-Coolant Behaviour for Large Pipe Breaks in a PWR



Gambar 5. Generalized Loss-Coolant Behaviour for Large Pipe Breaks in a BWR.

TABLE I

Pre-1971 Criteria

1. Pembebasan bahan-bahan radioaktif dibatasi
2. LOCA harus diikuti reaktivitas negatif
3. Tak ada ketentuan untuk model analisa.

Interim Acceptance Criteria June 1971

1. Suhu kelongsong bahan bakar tidak boleh melebihi  $2300^{\circ}$  F.
2. Bahan kelongsong yang bereaksi dengan uap tidak boleh melebihi 1% dari seluruh bahan kelongsong dalam reaktor.
3. Kenaikan suhu kelongsong bahan bakar harus berakhir sebelum bahan kelongsong menjadi rapuh dan selagi reaktor masih mungkin didinginkan
4. Harus ada pembuangan panas peluruhan jangka panjang
5. Model analisa diatur dalam AEC interim Policy Statement.

Final Acceptance Criteria July 1974

1. Suhu kelongsong tidak boleh melebihi  $2200^{\circ}$  F.
2. Total oksidasi bahan kelongsong tidak boleh melebihi  $0.17 \times$  tebal kelongsong sebelum mengalami oksidasi
3. Total gas hidrogen yang terbentuk dari reaksi dengan bahan kelongsong tidak boleh melebihi 1 % dari jumlah hipotetis apabila seluruh bahan kelongsong dalam reaktor bereaksi.
4. Harus ada pembuangan panas peluruhan jangka panjang
5. Model-model analisa diundangkan dalam 10 CFR 50.46.

Dalam Tabel II <sup>7)</sup> ditunjukkan bahwa panas reaksi yang dibebaskan relatif kecil dibandingkan dengan sumber-sumber panas lainnya pada LOCA. Hanya kalau 100% dari zirkonium dalam reaktor bereaksi maka panas reaksi yang dibebaskan menjadi sebanding dengan panas yang sudah tersimpan dalam reaktor maupun panas peluruhan. Dengan membatasi reaksi oksidasi sampai pada 1 % saja, maka panas reaksi yang dibebaskan hanya berkisar sekitar 1 % dari panas peluruhan.

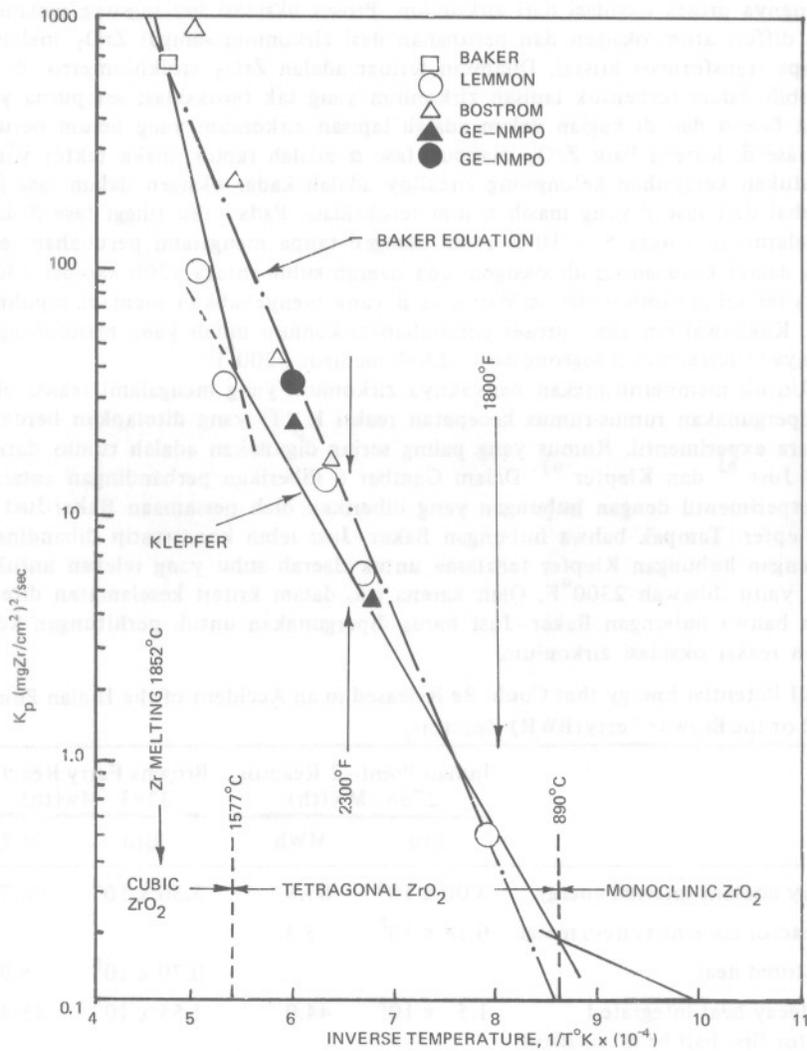
Kerapuhan dari zircalloy disebabkan oleh transformasi kristal selama berlangsungnya proses oksidasi dari zirkonium. Proses oksidasi berlangsung melalui proses difusi atom oksigen dan perubahan dari zirkonium sampai  $ZrO_2$  melalui beberapa transformasi kristal. Dilapisan terluar adalah  $ZrO_2$  stoikiometris, di bagian lebih dalam terbentuk lapisan zirkonium yang tak teroksidasi sempurna yang disebut fase  $\alpha$  dan di bagian dalam adalah lapisan zirkonium yang belum berubah yaitu fase  $\beta$ . Karena baik  $ZrO_2$  maupun fase  $\alpha$  adalah rapuh, maka faktor yang menentukan kerapuhan kelongsong zircalloy adalah kadar oksigen dalam fase  $\beta$  dan tebal dari fase  $\beta$  yang masih belum teroksidasi. Pada suhu tinggi fase  $\beta$  dapat melarutkan antara 5 – 10 % atom oksigen tanpa mengalami perubahan fase. Tetapi dalam keadaan jenuh oksigen, ada daerah suhu antara 2200 sampai 2300<sup>o</sup>F dimana terjadi presipitasi fase  $\alpha$  dari fase  $\beta$  yang menyebabkan menjadi rapuhnya fase  $\beta$ . Kekhawatiran akan proses perapuhan zirkonium inilah yang mendorong dirubahnya kriteri suhu kelongsong dari 2300 menjadi 2200<sup>o</sup>F

Untuk memperhitungkan banyaknya zirkonium yang mengalami reaksi oksidasi dipergunakan rumus-rumus kecepatan reaksi  $K_p(T)$  yang ditetapkan berdasarkan data experimental. Rumus yang paling sering digunakan adalah rumus dari Baker-Just <sup>8)</sup> dan Klepfer <sup>9)</sup>. Dalam Gambar 6 diberikan perbandingan antara data experimental dengan hubungan yang diberikan oleh persamaan Baker-Just dan Klepfer. Tampak bahwa hubungan Baker-Just lebih konservatif dibandingkan dengan hubungan Klepfer terutama untuk daerah suhu yang relevan untuk LOCA yaitu dibawah 2300<sup>o</sup>F. Oleh karena itu, dalam kriteri keselamatan ditetapkan bahwa hubungan Baker-Just harus dipergunakan untuk perhitungan kecepatan reaksi oksidasi zirkonium.

Table II Potential Energy that Could Be Released in an Accident of the Indian Point-2 (PWR) or the Browns Ferry(BWR) Reactors.

	Indian Point-2 Reactor 2758-Mw(th)		Browns Ferry Reactor 3293-Mw(th)	
	Btu	MWh	Btu	MWh
Primary coolant internal energy	$3.00 \times 10^8$	87.9	$3.30 \times 10^8$	96.7
Hot reactor coolant system metal	$0.18 \times 10^8$	5.3		
Core-stored heat			$0.20 \times 10^8$	5.9
Core decay heat integrated for first half hr of accident	$1.5 \times 10^8$	44.0	$1.55 \times 10^8$	45.4
100 % Zr-H <sub>2</sub> O reaction	$1.13 \times 10^8$	33.1	$3.80 \times 10^8$	111.3
100 % H <sub>2</sub> -O <sub>2</sub> reaction	$0.88 \times 10^8$	44.0	$3.10 \times 10^8$	90.8
1 % Zr-H <sub>2</sub> reaction	$0.01 \times 10^8$	0.3	$0.04 \times 10^8$	1.1
1 % H <sub>2</sub> -O <sub>2</sub> reaction	$0.01 \times 10^8$	0.4	$0.03 \times 10^8$	0.9

<sup>a</sup>The zirconium-water and hydrogen-oxygen reaction values for the Browns Ferry reactor are based on zircalloy both in the cladding and in the fuel-element shrouds.



Gambar 6. Reaction Rate Zirconium as a Function of Temperature

Untuk memperhitungkan lintasan suhu kelongsong bahan bakar perlu ditetapkan perubahan koefisien hantaran panas selama proses LOCA. Karena kompleksnya proses yang terjadi selama proses LOCA, penetapannya hanya dapat dilakukan secara empiris dengan mengadakan percobaan simulasi untuk meniru proses-proses fisika yang terjadi selama LOCA. Salah satu program semacam ini adalah program FLECHT (Full Length Emergency Cooling Heat Transfer test program). Program FLECHT bertujuan mempelajari fenomena hantaran panas selama tahap penyemprotan dan penggenangan reaktor selama proses LOCA baik untuk BWR maupun PWR. Gambar 7 melukiskan skema dari percobaan FLECHT untuk BWR<sup>10)</sup> Dalam percobaan ini dipergunakan rakitan bahan bakar yang persis sama, baik konfigurasi maupun ukurannya, dengan rakitan yang sesungguhnya dipergunakan dalam reaktor. Dalam Gambar 8 dilukiskan skema dari tiruan bahan bakarnya yang dibuat dengan kelongsong stainless steel ataupun zircalloy dan dipanaskan dengan pemanas listrik. Distribusi axial dari pemanasannya meniru distribusi pemanasan yang sesungguhnya dalam reaktor. Begitu pula riwayat pemanasannya (dengan waktu) meniru perubahan dari panas peluruhan dan urutan pendinginannya meniru cara bekerjanya sistim pendingin selama proses LOCA. Dengan program simulasi seperti diatas dapat diperoleh gambaran kuantitatif dari mekanisme hantaran panas yang terjadi selama proses LOCA. Gambar 9 menggambarkan variasi koefisien hantaran panas yang disimpulkan dari program simulasi seperti diatas dan hasil perhitungan dari lintasan suhu kelongsong.

#### KONSERVATISME DALAM ANALISA LOCA

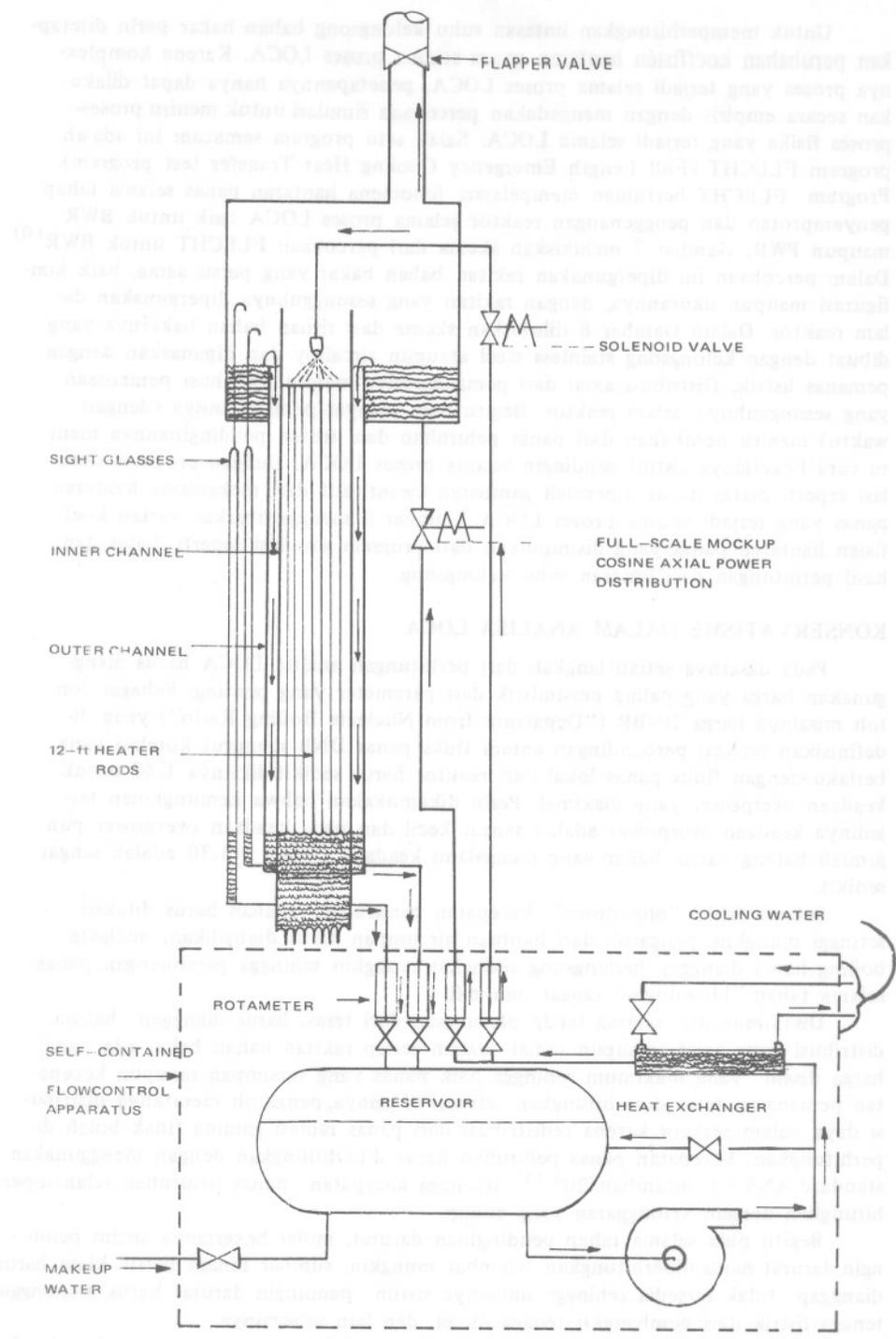
Pada dasarnya setiap langkah dari perhitungan analisa LOCA harus menggunakan harga yang paling pessimistik dari parameter yang penting. Sebagai contoh misalnya harga DNBR ("Departure from Nucleate Boiling Ratio") yang didefinisikan sebagai perbandingan antara fluks panas DNB menurut korelasi yang berlaku dengan fluks panas lokal dari reaktor harus sedikit-dikitnya 1.30 untuk keadaan overpower yang maximal. Perlu dikemukakan bahwa kemungkinan terjadinya keadaan overpower adalah sangat kecil dan pada keadaan overpower pun jumlah batang bahan bakar yang mengalami keadaan DNBR = 1.30 adalah sangat sedikit.

Selama tahap "blowdown", kecepatan penurunan tekanan harus ditaksir setinggi mungkin, pengaruh dari bantuan air umpan harus diabadikan, nucleate boiling harus dianggap berlangsung sesingkat mungkin sehingga pembuangan panas selama tahap "blowdown" sangat minimal.

Disamping itu selama tahap pemanasan dari teras, harus dianggap bahwa distribusi daya axial maupun radial dalam setiap rakitan bahan bakar ada pada harga disain yang maximum sehingga baik panas yang tersimpan maupun kecepatan pemanasan teras diperhitungkan setinggi-tingginya, pengaruh meratanya distribusi daya dalam reaktor karena redistribusi dari panas radiasi gamma tidak boleh diperhitungkan, kecepatan panas peluruhan harus diperhitungkan dengan menggunakan standard ANS 5.1 ditambah 20%<sup>11)</sup> sehingga kecepatan panas peluruhan telah diperhitungkan dengan kelonggaran yang cukup.

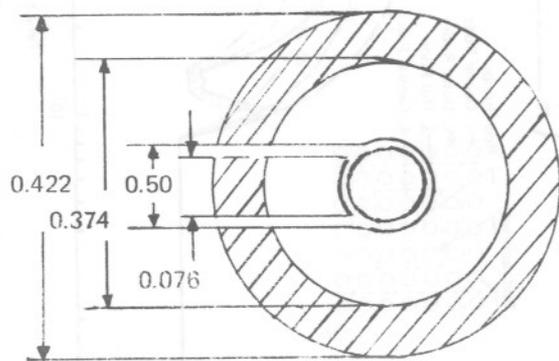
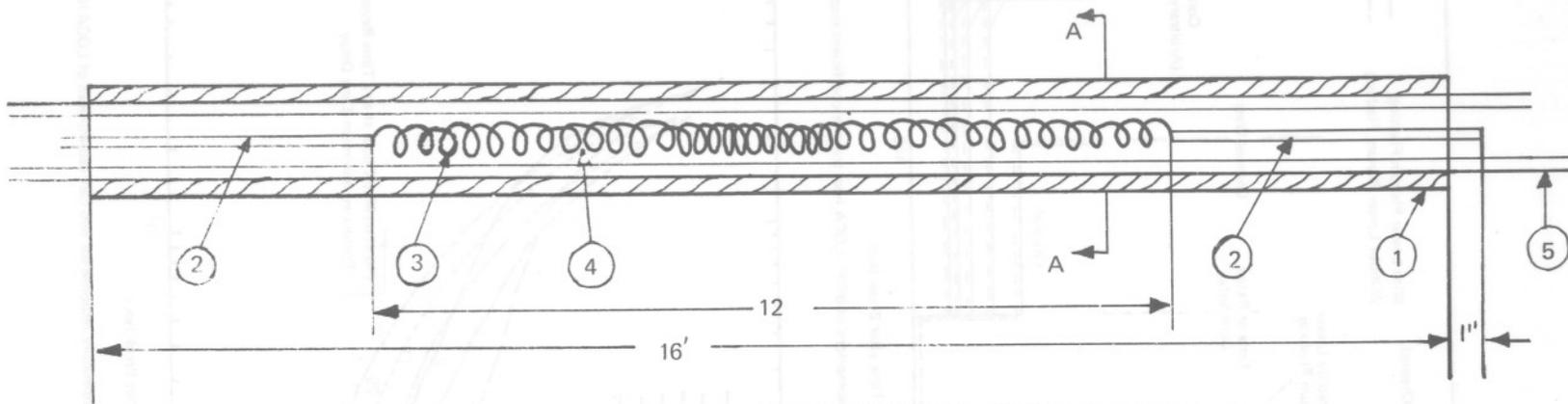
Begitu pula selama tahap pendinginan darurat, mulai bekerjanya sistim pendingin darurat harus diperhitungkan selambat mungkin, sumber tenaga listrik biasa harus dianggap tidak tersedia sehingga mulainya sistim pendingin darurat harus menunggu tenaga listrik dari pembangkit tenaga diesel, dan lain sebagainya.

Jadi setiap langkah dari perhitungan analisa LOCA harus menggunakan keadaan



Forty-Nine Rod Emergency Cooling Test Section Schematic

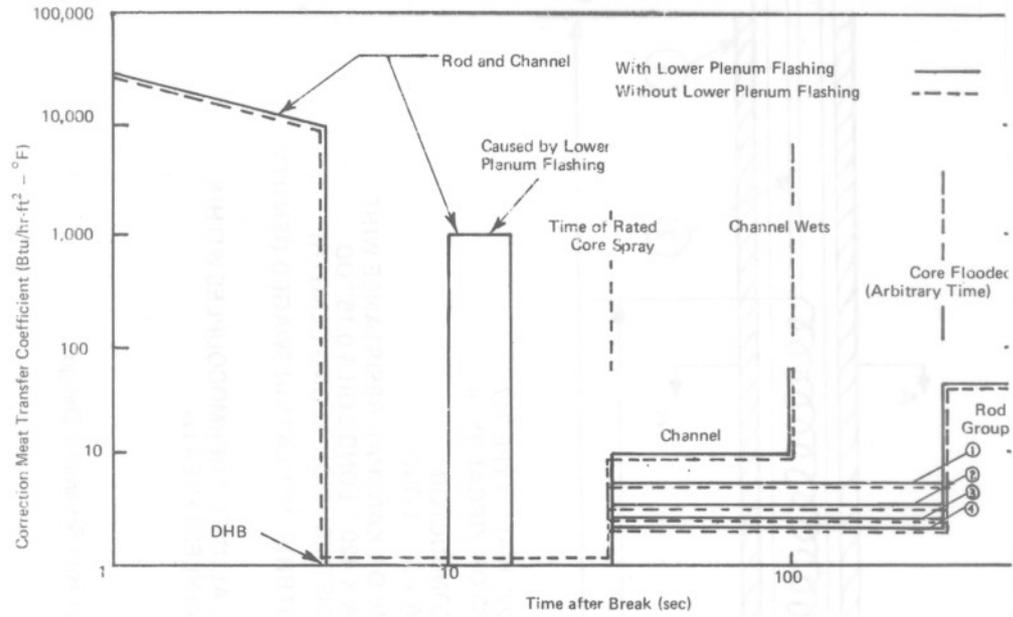
Gambar 7 BWR - FLECHT Test Setup



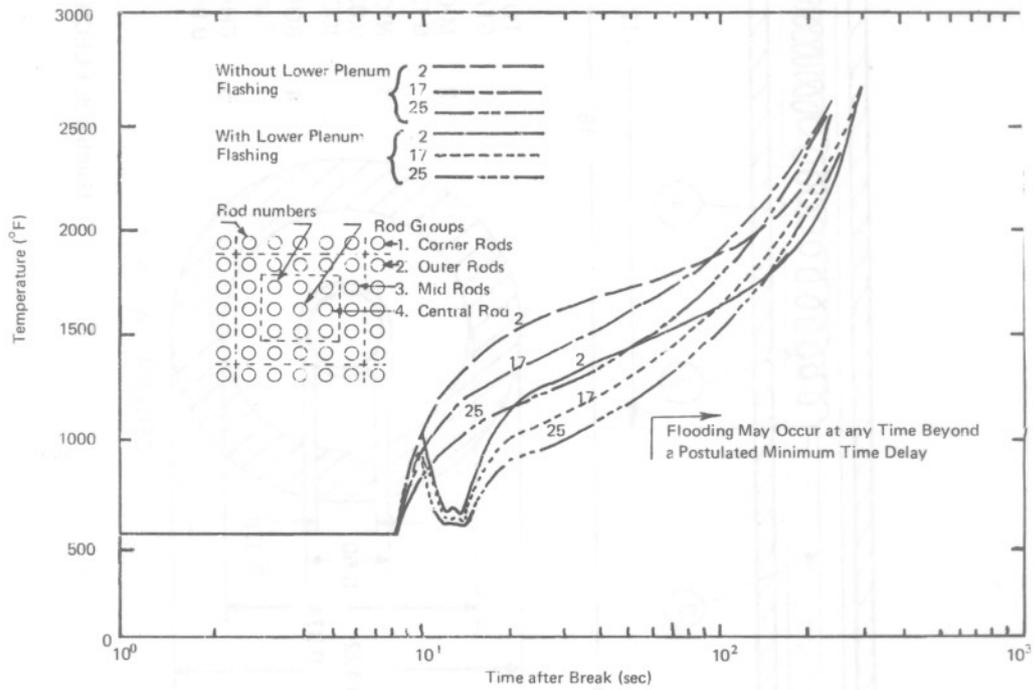
SECTION "A - A"

1. TUBE 0.422" WALL TYPE 347 STAINLESS OR ZIRCALOY-4
2. MICHEL CONDUCTOR 0.132" DIA x 36" LONG
3. NICHROME OR KANTHAL RESISTANCE WIRE 0.036" DIA X 420" LONG COILS 0.15" OD (COSINE DISTRIBUTION ALONG LENGTH)
4. BORON NITRIDE INSULATION SWAGED DENSITY 2 gm/cm<sup>3</sup>
5. CHROMEL ALUMEL THERMOCOUPLES WITHIN 0.040" STAINLESS SHEATH

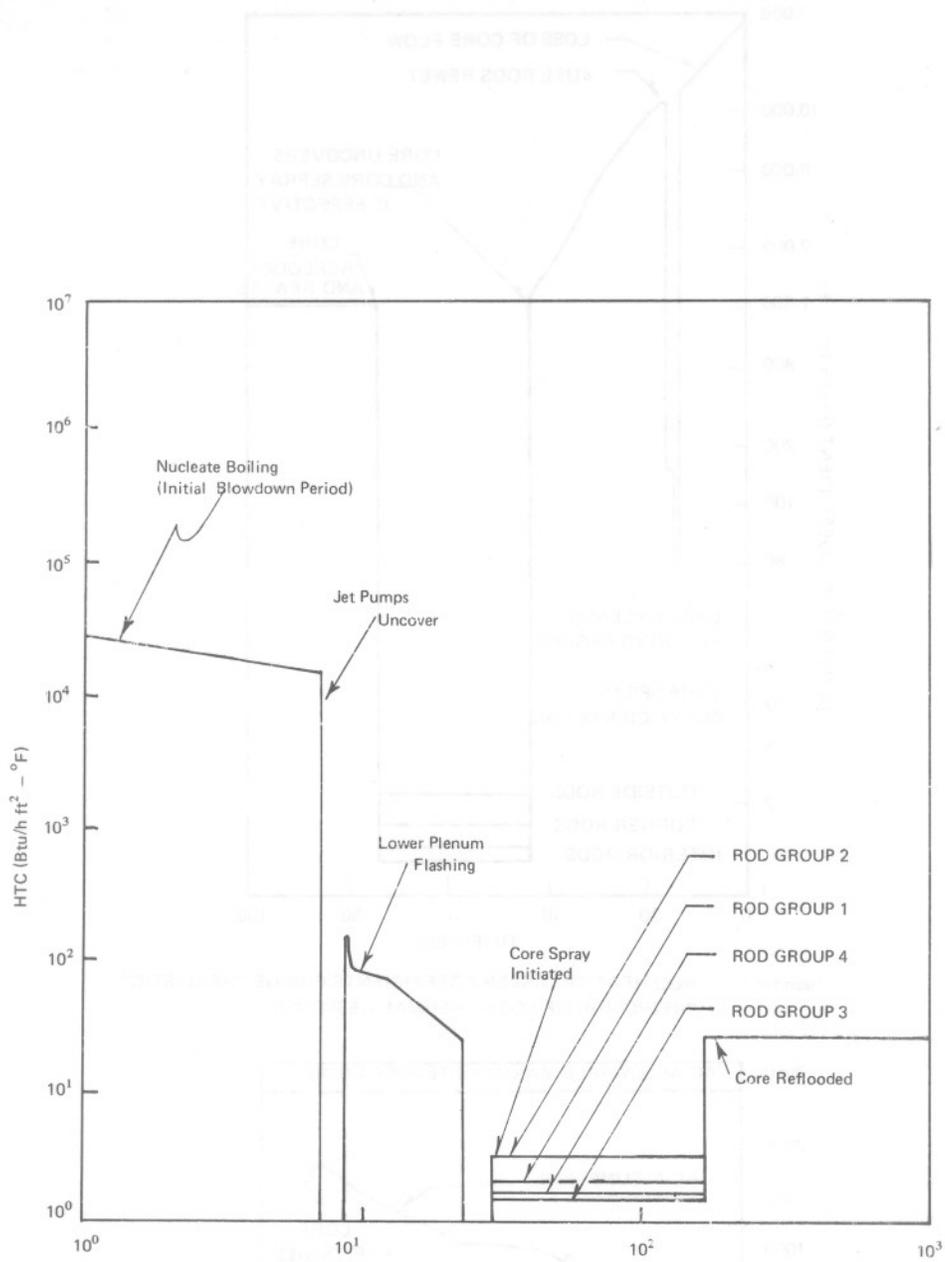
Gambar 8. FLECHT Heater Rod Schematic Design



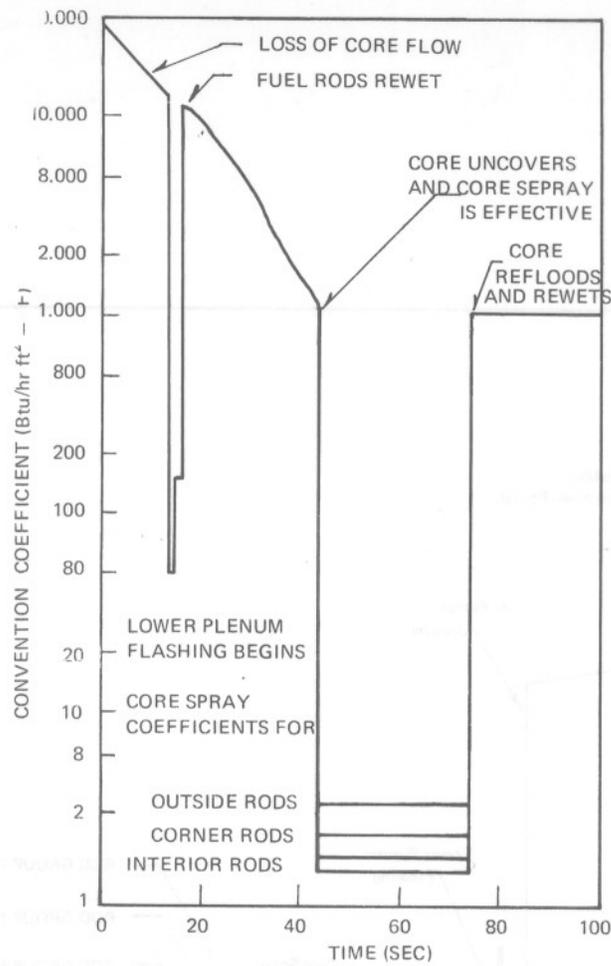
Two case assumptions of BWR-LOCA heat transfer coefficient response



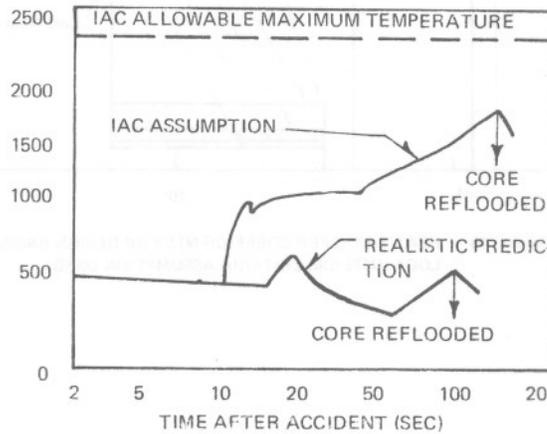
Cambar 9. Calculated BWR transient temperature response for two case assumptions of LOCA heat trans



Gambar 10 HEAT TRANSFER COEFFICIENTS FOR DESIGN BASIS BWR LOCA (INTERIM CRITERIA ASSUMPTION USED)



Gambar 11 ROD HEAT TRANSFER COEFFICIENTS FOR GE "REALISTIC" PREDICTION OF LOCA THERMAL RESPONSE



Gambar 12. Comparison of realistic Core thermal response to that determined - with IAC assumptions

yang paling tidak menguntungkan sehingga boleh dikatakan hasil perhitungan secara keseluruhan menjadi sangat konservatip. Dalam gambar 10 dan 11 dilukiskan hasil perhitungan koefisien hantaran panas menurut kriteri keselamatan dan keadaan yang lebih realistik untuk analisa LOCA dari BWR. Hasil perhitungan lintasan suhu kelongsong untuk kedua keadaan ini dibandingkan dalam gambar 12 dimana tampak bahwa untuk keadaan yang lebih realistik suhu maximum yang dicapai oleh kelongsong adalah beberapa ratus derajat dibawah hasil perhitungan menurut kriteri keselamatan.

Dapatlah disimpulkan bahwa sistim pendingin darurat cukup mampu untuk membatasi kenaikan suhu kelongsong sampai pada batas yang dapat dianggap cukup aman. Bahkan untuk keadaan kecelakaan yang paling parah sekalipun (DBA), baik model-model perhitungan maupun data experimentil telah menunjukkan bahwa sistim pendingin darurat cukup mampu untuk membatasi kenaikan suhu kelongsong sesuai dengan ketentuan dalam kriteri.

## KESIMPULAN

Kriteria keselamatan LWR dirumuskan atas dasar suhu kelongsong bahan bakar tertinggi dan banyaknya reaksi antara bahan kelongsong dan air yang dapat tercapai selama proses DBA. Suhu kelongsong ini harus ditetapkan dengan model-model perhitungan yang walaupun merupakan perhitungan approximasi tetapi sudah didasarkan atas data experimentil dengan diberi kelonggaran yang cukup untuk menjamin segi-segi keselamatannya. Setiap langkah dari perhitungan harus menggunakan keadaan yang paling tidak menguntungkan sehingga boleh dikatakan hasil perhitungan secara keseluruhan menjadi sangat konservatip. Ternyata terdapat kelonggaran yang cukup besar antara hasil perhitungan yang sesuai dengan kriteri keselamatan dengan hasil perhitungan yang menggunakan keadaan yang lebih realistik.

Dapatlah disimpulkan bahwa untuk keadaan kecelakaan yang paling berat sekalipun (DBA), baik model-model perhitungan maupun data experimentil telah menunjukkan bahwa sistim pendinginan darurat cukup mampu untuk memenuhi ketentuan kriteri keselamatan.

## DAFTAR PUSTAKA :

1. C. STAR, M.A. GREENFIELD and D.F. HAUSKNECHT, "Public Risks of Thermal Power Plants", UCLA-ENG-7242, May 1972 (juga dalam Nuclear News 15 (10) : 37 - 45, October 1972).
2. U.S. Atomic Energy Commission, "The Safety Of Nuclear Power Reactors (Light Water Cooled) and Related Facilities", WASH-1250, December 1972.
3. American Nuclear Society - American Standards Association, Nuclear Systems Engineering Subcommittee, Draft Report, Hinsdale, Illinois (1968).
4. Code of Federal Regulations, 10 CFR 20, "Standards for Protection Against Radiation".
5. Code of Federal Regulations, 10 CFR 100, "General Criteria for Nuclear Power Plant Construction".
6. Notices of Atomic Energy Commission, "Criteria for Emergency Core Cooling System for Light Water Power Reactors", Interim Policy Statement, Federal Register, Vol. 36, No. 125, June 29, 1971.

7. McLain, H.A. "Potential Metal-Water Reactions in Light-Water-Cooled Power Reactors", Oak Ridge National Laboratory, ORNL-NSIC-23, August 1968.
8. L. BAKER Jr. and L.C. JUST, "Studies of Metal-Water Reactions at High Temperatures, III. Experimental and Theoretical Studies of the Zirconium-Water Reaction", Argonne National Laboratory, USAEC Report ANL-6548, May 1962.
9. P.W. IANNI, "Metal-Water Reactions - Effects on Core Cooling and Containment", APED - 5454, March 1968.
10. J.D. DUNCAN and J.E. LEONARD, "Thermal Response and Cladding Performance of Zircalloy Clad Simulated Fuel Bundles Under High Temperature Loss-of-Coolant Conditions", General Electric Company, GEAP - 13174, May 1971.
11. USAEC, "Interim Acceptance Criteria for ECCS for LW-Cooled Power Reactors", Docket No. RM 50-1, October 26, 1971, Washington D.C., 20545.

DAFTAR PUSTAKA

1. C. STARK, M. J. WILSON, and J. W. WILSON, "The Role of the Moderator in the Reactor Core", ORNL-440, Oak Ridge National Laboratory, 1959.
2. U.S. Atomic Energy Commission, "The Role of the Moderator in the Reactor Core", ORNL-440, Oak Ridge National Laboratory, 1959.
3. American Nuclear Society, "American Nuclear Society Position Statement on the Role of the Moderator in the Reactor Core", 1967.
4. Code of Federal Regulations, 10 CFR 50, Standards for Protection Against Radiation.
5. Code of Federal Regulations, 10 CFR 50, Standards for Protection Against Radiation.
6. Notices of Atomic Energy Commission, "Criteria for Emergency Core Cooling System for Light Water Reactors", internal report, 1971.

## DISKUSI

**PERTANYAAN :**

**Dr. F. Tambunan :**

1. Apakah kecelakaan (akibat LOCA) yang dikuatirkan oleh masyarakat adalah eksplosif (akibat adanya  $H_2$ ) atau yang lain-lain ?
2. Seberapa jauh dapat diadakan pengetesan alat2 penyelamat pada saat-commissioning (acceptance) test ?

**JAWABAN :**

**Dr. Prayoto :**

1. Kekhawatiran masyarakat yang bersangkutan dengan akibat LOCA adalah dalam hal kemungkinan tersebarnya bahan-bahan radioaktif yang membahayakan keselamatan/kesehatan penduduk disekitarnya. Pembatasan suhu kelongsong dan banyaknya reaksi antara kelongsong dan air terutama didasarkan atas kemungkinan oksidasi dan menjadi rapuhnya bahan kelongsong, sedang segi pembangkitan panas reaksi dan pembentukan gas hydrogen merupakan persoalan sekundair.
2. Commissioning untuk memberikan licensi pembangunan reaktor didasarkan terutama atas pemeriksaan hasil-hasil perhitungan analisa LOCA sesuai dengan pedoman dalam Final Acceptance Criteria (10 CFR50.46 Appendix K). Di Amerika Serikat pengambilan keputusannya melalui pertimbangan beberapa badan pemerintah yaitu Nuclear Regulatory Commission (NRC), Advisory Committee on Reactor Safeguard (ARCS) dan dan Atomic Safety and Licensing Board.

**PERTANYAAN :**

**Martias Nurdin :**

1. Pada saat blowdown (kondisi Loss of Coolant Accident) dilukiskan oleh pemrasaran bahwa koefisien perpindahan drop secara drastis dan menjadi (mendekati) nol. Keadaan demikian tidak mungkin, harus ada slope penurunan dan tidak mungkin sampai nol. Jadi menurut saya kalau keadaan tsb. dilukiskan sesuai kondisi sesungguhnya -- maka aspek keamanan akan lebih baik -- (lihat masalah metalurgi + reaksi exsoterm)
2. Berbicara masalah pengamanan pada saat LOCA, tentu perlu pula membahas keandalan dari sistim isolasi (containment). Kenapa persoalan ini kurang mendapatkan perhatian dari pemrasaran?

**JAWABAN :**

**Mas Prayoto :**

1. Memang benar bahwa pada saat blowdown koefisien hantaran panas tidak sama dengan nol tetapi masih mempunyai harga tertentu walaupun kecil. Tetapi dalam perhitungan LOCA, koefisien hantaran panas dianggap sama dengan nol pada saat kondisi fluida dalam reaktor sudah mencapai keadaan DNB. Hal ini dimaksudkan sebagai konservatisme dalam perhitungan LOCA.
2. Akibat yang dikuatirkan atau dibayangkan dari suatu LOCA atau kecelakaan tingkat IV lainnya adalah kemungkinan tersebarnya bahan-bahan radioaktif yang sudah terkumpul dalam bahan bakar kedaerah disekitar reaktor. Tujuan utama dari analisa LOCA dan disain dari Sistim Pendinginan Darurat (ECCS) adalah untuk mempertahankan integritas bahan

