



BRIN

BADAN RISET
DAN INOVASI NASIONAL

Anhar Riza Antariksawan dan Mulya Juarsa

KESELAMATAN REAKTOR NUKLIR: KECELAKAAN DASAR DESAIN DAN KECELAKAAN PARAH



Buku ini tidak diperjualbelikan.

**KESELAMATAN
REAKTOR NUKLIR:
KECELAKAAN DASAR DESAIN
DAN KECELAKAAN PARAH**

Buku ini tidak diperjualbelikan.

Tersedia untuk diunduh secara gratis: penerbit.brin.go.id



Buku ini di bawah lisensi Creative Commons Attribution Non-commercial Share Alike 4.0 International license (CC BY-NC-SA 4.0).

Lisensi ini mengizinkan Anda untuk berbagi, mengopi, mendistribusikan, dan mentransmisi karya untuk penggunaan personal dan bukan tujuan komersial, dengan memberikan atribusi sesuai ketentuan. Karya turunan dan modifikasi harus menggunakan lisensi yang sama.

Informasi detail terkait lisensi CC-BY-NC-SA 4.0 tersedia melalui tautan: <https://creativecommons.org/licenses/by-nc-sa/4.0/>

Anhar Riza Antariksawan dan Mulya Juarsa

KESELAMATAN REAKTOR NUKLIR: KECELAKAAN DASAR DESAIN DAN KECELAKAAN PARAH

Penerbit BRIN

Buku ini tidak diperjualbelikan.

© 2022 Badan Riset dan Inovasi Nasional
Organisasi Riset Tenaga Nuklir

Katalog dalam Terbitan (KDT)

Keselamatan Reaktor Nuklir: Kecelakaan Dasar Desain dan Kecelakaan Parah/Anhar Riza Antariksawan dan Mulya Juarsa–Jakarta: Penerbit BRIN, 2022.

xv + 209 hlm. ; 14,8 x 21 cm

ISBN 978-979-8500-84-8 (cetak)
978-979-8500-86-2 (e-book)
978-623-8052-52-3 (e-book)

- | | |
|----------------|----------------------------|
| 1. Nuklir | 4. Kecelakaan Dasar Desain |
| 2. Reaktor | 5. Kecelakaan Parah |
| 3. Keselamatan | |

621.483

Copy editor : Anggy Denok Sukmawati
Proofreader : Annisa' Eskahita Azizah dan Meita Safitri
Penata isi : Rina Kamila
Desainer sampul : Meita Safitri
Ilustrasi : Yariato Sugeng Budi Susilo

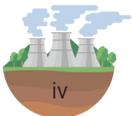
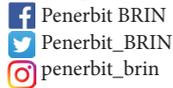
Cetakan pertama : Maret 2018
Cetakan edisi revisi : Februari 2023



Diterbitkan oleh:
Penerbit BRIN, anggota Ikapi
Direktorat Repositori, Multimedia, dan Penerbitan Ilmiah
Gedung B.J. Habibie, Jl. M.H. Thamrin No.8,
Kb. Sirih, Kec. Menteng, Kota Jakarta Pusat,
Daerah Khusus Ibukota Jakarta 10340

E-mail: penerbit@brin.go.id

Website: penerbit.brin.go.id



DAFTAR ISI

DAFTAR GAMBAR	vii
PENGANTAR PENERBIT	xi
PRAKATA	xiii
BAB 1 PENDAHULUAN	1
BAB 2 DASAR KESELAMATAN REAKTOR NUKLIR	7
A. Prinsip Kerja Reaktor Nuklir	7
B. Tujuan Keselamatan Nuklir	11
C. Fungsi Keselamatan Dasar	12
D. Konsep Pertahanan Berlapis	13
E. Barrier Ganda	23
F. Keadaan Instalasi	25
G. Sistem Keselamatan	27
H. Analisis Keselamatan	30
I. Radiasi Nuklir	34

Buku ini tidak diperjualbelikan.



BAB 3	KECELAKAAN PLTN KOMERSIAL	41
	A. Pendahuluan.....	41
	B. Kecelakaan Reaktor Three Mile Island Unit 2	42
	C. Kecelakaan Reaktor Chernobyl Unit 4.....	47
	D. Kecelakaan PLTN Fukushima Dai-ichi	54
	E. Pelajaran dari Ketiga Kecelakaan.....	68
BAB 4	KECELAKAAN DASAR DESAIN	71
	A. Pendahuluan.....	71
	B. Perpindahan Panas Pendidihan	73
	C. Kecelakaan Kehilangan Air Pendingin (LOCA).....	76
	D. Perkembangan Teknologi Keselamatan PLTN dari Aspek LOCA.....	116
BAB 5	KECELAKAAN PARAH.....	119
	A. Pendahuluan.....	119
	B. Fenomena Kecelakaan Parah.....	121
	C. Manajemen Kecelakaan Parah	143
	D. Program Perhitungan Komputer untuk Kecelakaan Parah.....	150
BAB 6	PENUTUP	155
	DAFTAR REFERENSI.....	159
	GLOSARIUM	183
	DAFTAR SINGKATAN	197
	DAFTAR SIMBOL.....	201
	INDEKS	203
	TENTANG PENULIS.....	207



DAFTAR GAMBAR

Gambar 1. Skema dan Komponen Utama PLTN	10
Gambar 2. Integrasi Konsep Pertahanan Berlapis dengan Barrier Ganda.....	25
Gambar 3. Keadaan Instalasi.....	26
Gambar 4. Spektrum Gelombang Elektromagnetik	36
Gambar 5. Skema Komponen Utama PLTN TMI-2.....	42
Gambar 6. Skema Kondisi Teras dan Lelehan dalam Bejana TMI-2	46
Gambar 7. Skema PLTN Jenis RBMK.....	48
Gambar 8. Ilustrasi Kondisi di dalam Gedung Reaktor Chernobyl-4 Setelah Kejadian	51
Gambar 9. Skema Komponen Utama PLTN Fukushima Dai-ichi Unit 2.....	55
Gambar 10. Skema Kondisi Keempat Unit PLTN Fukushima Dai-ichi (2016)	67
Gambar 11. Kurva Pendidihan.....	74
Gambar 12. Skema Sistem Pendingin PWR	77
Gambar 13. Skema ECCS pada PWR.....	80

Buku ini tidak diperjualbelikan.



Gambar 14. Evolusi Tekanan dan Temperatur Kelongsong pada LB-LOCA PWR.....	86
Gambar 15. Fenomena Terbentuknya <i>Loop Seal</i> dan <i>Loop Seal Clearing</i>	88
Gambar 16. Contoh Evolusi Tekanan dan Temperatur pada SB-LOCA.....	90
Gambar 17. Diagram Alir UUTR Beserta Komponen Utama.....	95
Gambar 18. Fasilitas BETA.....	96
Gambar 19. Hasil Eksperimen LOCA di UUTR.Mod-1 untuk Tiga Ukuran Kebocoran.....	103
Gambar 20. Perubahan Tekanan di Pressurizer dan Bejana Reaktor Selama DEGB.....	104
Gambar 21. Temperatur Bahan Bakar PWR pada Saat DEGB.....	105
Gambar 22. Hasil Pengamatan dengan Video Kamera Selama Proses Quenching di Bagian Uji QUEEN.....	109
Gambar 23. Perubahan Temperatur Permukaan Batang Pemanas terhadap waktu Selama Quenching dengan Temperatur Awal 500°C dan 600°C.....	110
Gambar 24. Evolusi Ketinggian Air di Tangki Reaktor pada LOCA Pipa Pecah.....	114
Gambar 25. Evolusi Temperatur Bahan Bakar pada Beberapa Ukuran Kebocoran Pipa.....	114
Gambar 26. Temperatur Bahan Bakar TRIGA-2000 Selama LOCA Akibat Tabung Berkas Neutron Bocor.....	115
Gambar 27. Skema Kecelakaan Parah pada PLTN Jenis PWR.....	124
Gambar 28. Model Mekanisme Ledakan Uap.....	128
Gambar 29. Skema Konfigurasi Percampuran Lelehan dengan Air.....	130
Gambar 30. Ilustrasi Ketidakstabilan pada Jet Lelehan pada Fase Percampuran.....	131
Gambar 31. Ilustrasi Model Fragmentasi Kim and Corradini.....	132
Gambar 32. Model Propagasi.....	133
Gambar 33. Fasilitas HeaTiNG-01.....	140
Gambar 34. Bagian Utama Fasilitas HeaTiNG-02.....	140



Gambar 35. Evolusi Temperatur pada Celah Anulus	141
Gambar 36. Waktu Rewetting, Iso Temperatur Aksial, dan Visualisasi Rezim Pendidihan pada Eksperimen Celah Sempit Rektangular	142
Gambar 37. Skematik ERVC.....	148
Gambar 38. Skema IVR pada AP1000.....	151





Buku ini tidak diperjualbelikan.

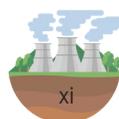
PENGANTAR PENERBIT

Sebagai penerbit ilmiah, Penerbit BRIN mempunyai tanggung jawab untuk terus berupaya menyediakan terbitan ilmiah yang berkualitas. Upaya tersebut merupakan salah satu perwujudan tugas Penerbit BRIN untuk turut serta membangun sumber daya manusia unggul dan mencerdaskan kehidupan bangsa sebagaimana yang diamanatkan dalam pembukaan UUD 1945.

Buku berjudul *Keselamatan Reaktor Nuklir: Kecelakaan Dasar Desain dan Kecelakaan Parah* ini merupakan buku yang sebelumnya pernah diterbitkan pada tahun 2018. Kala itu penerbitnya adalah BATAN Press. Pada tahun 2022, buku ini diterbitkan kembali oleh Penerbit BRIN dengan menerapkan akses terbuka agar dapat dimanfaatkan secara lebih mudah oleh masyarakat luas.

Pengemasan ulang dilakukan pada edisi ini menyesuaikan dengan gaya selingkung Penerbit BRIN. Penyempurnaan editorial lainnya pun dilakukan, termasuk dan tidak terbatas pada: salah ketik dan tata letak. Selain itu, dari segi substansi, penulis juga telah menambahkan informasi yang belum ada pada edisi sebelumnya seiring dengan perkembangan penelitian terkini.

Buku ini tidak diperjualbelikan.

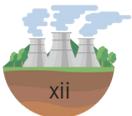


Buku ini berfokus pada pembahasan tentang kecelakaan dasar desain dan kecelakaan parah reaktor nuklir. Fenomena kecelakaan tiga reaktor nuklir komersial di dunia, yang merupakan kecelakaan parah, menjadi dasar dilaksanakannya berbagai studi berkenaan dengan pengembangan teknologi keselamatan reaktor nuklir.

Harapan kami, semoga hadirnya buku ini dapat menjadi referensi ilmiah bagi masyarakat untuk menambah dan/atau memperdalam pengetahuan dalam bidang reaktor nuklir, terutama pada aspek keselamatannya.

Akhir kata, kami mengucapkan terima kasih kepada semua pihak yang telah membantu proses penerbitan buku ini.

Penerbit BRIN





PRAKATA

Rencana pembangunan pembangkit listrik tenaga nuklir (PLTN) di Indonesia telah muncul sejak beberapa dekade yang lalu. Diskusi di ruang publik terkait PLTN juga telah sering digelar. Salah satu aspek yang menjadi perhatian publik adalah tentang keselamatan PLTN. Sangat disayangkan meski sudah menjadi perhatian publik, buku yang khusus membahas tentang keselamatan PLTN yang ditulis dalam bahasa Indonesia sepanjang pengetahuan penulis, belum ada. Andaikan pun ada, pembahasan tentang keselamatan PLTN diberikan secara singkat dan umum bersama dengan aspek yang lain. Akibatnya, banyak argumen atau pendapat yang muncul tentang keselamatan PLTN tidak didasarkan pada informasi dan pengetahuan yang tepat. Buku ini disusun dengan motivasi untuk memperkenalkan lebih jauh dan memberikan ulasan ilmiah tentang keselamatan PLTN dan lebih khusus lagi tentang fenomena kecelakaan reaktor nuklir.

Buku ini ditulis terutama untuk pembaca yang telah memahami prinsip dasar reaktor nuklir. Namun, bagi pembaca pemula ada beberapa bagian di dalam buku ini yang memuat pengertian dasar PLTN sehingga diharapkan dapat memberikan dasar pengertian secara garis besar. Sementara itu, bagi yang telah mengetahui ten-

Buku ini tidak diperjualbelikan.



tang PLTN, bagian tersebut dapat digunakan untuk menyamakan beberapa terminologi yang digunakan dalam buku ini. Buku ini tidak dimaksudkan untuk mengupas secara detail aspek ilmiah dari setiap topik. Sebaliknya, buku ini lebih banyak memberikan gambaran dari aspek fenomena yang berlangsung dalam kaitan dengan keselamatan PLTN, khususnya kecelakaan PLTN. Selain dari sudut pandang teori, buku ini ditulis dengan dasar berbagai hasil riset yang dilakukan oleh peneliti di dunia, termasuk yang dilakukan oleh Penulis beserta kolega dan mitra riset dari berbagai institusi, baik dalam dan luar negeri.

Mengingat luasnya cakupan dari bidang keselamatan PLTN dan menyadari kompetensi Penulis, buku ini dibatasi pada pembahasan keselamatan PLTN dari keilmuan termohidraulika, untuk PLTN jenis berpendingin air ringan, khususnya tipe *pressurized water reactor* (PWR) yang merupakan jenis PLTN terbanyak beroperasi saat ini serta dalam lingkup kecelakaan dasar desain dan kecelakaan parah. Selain itu, kecelakaan yang terkait dengan reaktor riset juga disinggung karena saat ini Indonesia hanya memiliki reaktor riset.

Penulis berharap buku ini dapat menambah koleksi publikasi ilmiah dalam bidang reaktor nuklir atau PLTN. Selain itu, Penulis berharap buku ini dapat dipakai sebagai salah satu rujukan bagi yang ingin mendalami lebih lanjut atau melakukan riset terkait keselamatan reaktor nuklir, terutama yang terkait dengan analisis kecelakaan reaktor nuklir. Dari sisi lain, buku ini diharapkan dapat memberikan gambaran kontribusi Penulis dan Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN)/Badan Riset dan Inovasi Nasional (BRIN) dalam riset keselamatan reaktor nuklir serta sebagai bagian dari upaya preservasi pengetahuan iptek nuklir di Indonesia. Buku ini merupakan revisi dari buku yang telah terbit pada tahun 2018 oleh penerbit BATAN Press dengan judul yang sama. Beberapa informasi terkini ditambahkan dalam beberapa bagian buku kali ini.

Di dalam buku ini masih banyak digunakan istilah dalam bahasa Inggris karena padanan dalam bahasa Indonesia memang belum ada atau terbakukan dan kalau pun ada masih menimbulkan perbedaan



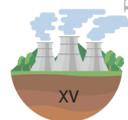
pengertian. Dengan alasan tersebut, Penulis masih menuliskan dengan bahasa Inggris.

Penulis mengucapkan terima kasih pada rekan sejawat dan semua pihak yang tidak bisa Penulis sebut satu per satu yang telah mendukung penyusunan dan penerbitan buku ini. Ucapan terima kasih tak berhingga tentunya kami sampaikan pada keluarga yang telah memberikan dorongan luar biasa pada kami untuk menyelesaikan buku ini.

Akhirnya, semoga buku ini dapat menambah informasi dan pengetahuan bagi pembaca dan dapat berkontribusi dalam literasi dan perkembangan iptek nuklir di Indonesia meski sekecil zarah.

Jakarta, Februari 2023

Anhar Riza Antariksawa dan
Mulya Juarsa



Buku ini tidak diperjualbelikan.



Buku ini tidak diperjualbelikan.



BAB 1

PENDAHULUAN

Setelah berakhirnya periode program pembangunan *Milenium Development Goals* (MDGs) pada tahun 2015, Perserikatan Bangsa-Bangsa (PBB) telah menyusun skema program pembangunan berkelanjutan baru yang diberi nama *Sustainable Development Goals* (SDGs). Dalam program tersebut telah ditetapkan sasaran pembangunan dunia untuk 17 bidang yang pada prinsipnya adalah meningkatkan kesejahteraan manusia di seluruh dunia (Griggs, 2013; United Nations [UN], 2018). Dalam konteks tersebut, ilmu pengetahuan dan teknologi (iptek) nuklir memiliki peran besar. Menurut Badan Tenaga Atom Internasional (International Atomic Energy Agency, IAEA), iptek nuklir turut berperan dalam pencapaian sasaran di 9 target dari keseluruhan 17 target SDGs yang meliputi bidang pertanian dan pangan, kesehatan manusia, air, energi, industri, lingkungan, dan perubahan iklim serta kemitraan (Jawerth & Gaspar, 2016).

Iptek nuklir adalah ilmu pengetahuan dan teknologi yang melibatkan reaksi inti atom dan/atau radiasi yang dihasilkan dari proses di dalam atom. Hingga saat ini, iptek nuklir telah dapat diaplikasikan di berbagai bidang kehidupan, seperti energi, pertanian, kesehatan, industri, dan lingkungan hidup. Dari aplikasi tersebut, iptek nuklir

Buku ini tidak diperjualbelikan.



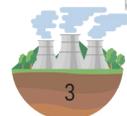
telah berkontribusi pada pembangunan berkelanjutan di berbagai negara. Salah satu aplikasi terpenting iptek nuklir yang telah terbukti dan diharapkan tetap memiliki peran dalam pencapaian target SDGs di bidang penyediaan energi bersih adalah aplikasi iptek nuklir untuk pembangkitan energi listrik melalui pembangkit listrik tenaga nuklir (PLTN). PLTN adalah suatu reaktor nuklir untuk pembangkit listrik yang prinsip dasar pembangkitan energinya berasal dari reaksi nuklir (atau disebut juga sebagai reaksi inti). Sejak PLTN pertama lahir di Obninsk, Rusia, pada tahun 1954 yang menghasilkan listrik 5 MWe (World Nuclear Association [WNA], 2020), hingga akhir tahun 2020 terdapat 442 buah PLTN yang operasional di 34 negara. Di 13 negara, kontribusi pasokan listrik dari PLTN mencapai paling tidak seperempat dari total listrik yang dibangkitkan (International Atomic Energy Agency [IAEA], 2021). Namun, tak dapat dipungkiri, penggunaan PLTN juga acap kali menjadi kontroversi serta pro dan kontra, tak terkecuali di Indonesia. Salah satu yang sering menjadi topik pembicaraan adalah aspek keselamatan dan keamanan PLTN atau lebih khusus lagi, risiko akan adanya kecelakaan dan konsekuensi kecelakaan tersebut yang dipahami melibatkan energi besar dan radiasi. Tak ada di dunia ini proses industri yang bebas risiko, demikian pula halnya dengan instalasi nuklir. Meskipun demikian, risiko tersebut ada yang secara umum dapat diterima oleh masyarakat dan ada pula yang tidak. Adanya radionuklida yang terbentuk di dalam bahan bakar reaktor selama pengoperasian dan kemungkinan penyebaran bahan radioaktif ke lingkungan karena suatu penyebab tertentu merupakan sumber risiko pada PLTN. Untuk meminimalkan risiko pada suatu reaktor nuklir hingga dapat diterima oleh masyarakat, upaya pengembangan teknologi telah dilakukan untuk mencapai tingkat keselamatan yang tinggi. Hakikat dari keselamatan reaktor nuklir adalah melakukan berbagai upaya untuk menjaga agar bahan radioaktif tersebut tidak tersebar sehingga dapat membahayakan pekerja, masyarakat, maupun lingkungan. Untuk itu, setiap PLTN dilengkapi dengan sistem keselamatan yang berlapis dan rangkap yang berkembang dari masa ke masa.



Perkembangan teknologi keselamatan nuklir sangat terkait dengan perkembangan pemanfaatan energi nuklir itu sendiri. Berawal dari fasilitas nuklir eksperimental, pemanfaatan energi nuklir telah berkembang pesat hingga melibatkan instalasi nuklir skala besar. Sejalan dengan itu, tuntutan akan teknologi dan desain sistem keselamatan pun meningkat dari konsep yang sederhana menuju konsep yang lebih komprehensif dan tangguh (*robust*). Untuk menjawab tuntutan tersebut, akumulasi pengalaman pengoperasian PLTN dan riset yang telah dilakukan di berbagai negara di dunia digunakan sebagai dasar pengembangan teknologi keselamatan nuklir. Demikian pula halnya dengan adanya beberapa kecelakaan yang terjadi pada pengoperasian beberapa reaktor nuklir, meskipun hal itu tidak dikehendaki, tetapi tidak dapat dipungkiri juga bahwa kejadian tersebut telah memberikan pelajaran berharga untuk peningkatan keselamatan reaktor nuklir. Kecelakaan PLTN Three Mile Island unit 2 di Amerika Serikat pada tahun 1979, PLTN Chernobyl unit 4 di Ukraina (bekas Uni Soviet) tahun 1986, dan PLTN Fukushima Dai-ichi unit 1–4 di Jepang pada 2011 merupakan tiga kejadian terburuk dalam sejarah reaktor nuklir komersial. Kecelakaan-kecelakaan tersebut telah menyadarkan perancang dan operator PLTN serta masyarakat internasional untuk senantiasa melakukan perbaikan dan terus menerus mengevaluasi standar keselamatan PLTN yang ada.

Di sisi lain, kecelakaan yang terjadi di PLTN yang dikaitkan dengan tingkat keselamatan PLTN, menjadi faktor utama yang dapat mengubah persepsi publik terhadap risiko PLTN. Hal ini akan berakibat pada penerimaan publik terhadap PLTN. Fakta ini juga dapat ditunjukkan dari hasil survei yang dilakukan pada tahun 2010 dan 2011 di Indonesia. Pada tahun 2010, hasil survei memperlihatkan sekitar 60% responden memandang positif kehadiran PLTN di Indonesia. Namun, pada survei tahun 2011 yang dilakukan setelah kejadian di PLTN Fukushima Dai-ichi, hanya sekitar 49,7% yang masih setuju PLTN dibangun di Indonesia, meski kemudian pada tahun-tahun berikutnya angka penerimaan meningkat kembali, bahkan hingga 77,53% di tahun 2016 (Wisnubroto dkk., 2019). Salah satu faktor

Buku ini tidak diperjualbelikan.



penyebab perubahan penerimaan masyarakat terhadap PLTN di tahun 2011 adalah informasi dan pengetahuan yang dimiliki masyarakat. Kekurangan informasi dan pengetahuan yang baik terhadap PLTN dan kecelakaan tersebut dapat menyebabkan perasaan khawatir dan pada akhirnya mengurangi penerimaan terhadap PLTN (Stoutenborough dkk., 2013; Sugiawan & Managi, 2019). Oleh karena itu, dalam hal ini diseminasi informasi dan edukasi publik sangat penting. Pengetahuan yang lebih baik dan pemahaman yang benar terhadap PLTN akan membuat penilaian masyarakat terhadap diskursus dan penerimaan terhadap PLTN makin objektif.

Terkait dengan pemanfaatan energi nuklir di Indonesia, Kebijakan Energi Nasional (KEN) menempatkannya sebagai pilihan terakhir, kecuali jika ada pertimbangan di antaranya untuk mengamankan pasokan energi dalam skala besar, ekonomis, dan sudah mempertimbangkan aspek keselamatan secara ketat (PP No. 79, 2014). Akan tetapi, sangat penting untuk melakukan persiapan penggunaan PLTN sejak dini salah satunya dengan membangun pengetahuan dan pemahaman yang benar tentang PLTN pada umumnya dan aspek keselamatan PLTN pada khususnya.

Pemahaman tentang keselamatan nuklir juga penting karena aspek keselamatan menjadi prioritas utama di instalasi nuklir dan semua kegiatan yang berhubungan dengan bahan nuklir dan radio-aktif. Keselamatan menjadi salah satu pilar dalam kegiatan nuklir, selain keamanan dan seifgard, yang sering dikenal sebagai 3S, yaitu *safety* (keselamatan), *security* (keamanan), dan *safeguard* (seifgard atau garda aman).

Oleh karena itu, buku ini disusun dengan maksud untuk memberikan informasi ilmiah dan pengetahuan tentang keselamatan reaktor nuklir yang disertai dan didasari dengan hasil penelitian dan pengembangan (litbang) terkait. Hasil-hasil litbang tersebut diuraikan untuk menerangkan fenomena kecelakaan, khususnya yang terjadi pada ketiga PLTN yang disebutkan di atas, dan sekaligus memberikan gambaran upaya pengembangan terus-menerus dalam teknologi dan sistem keselamatan reaktor nuklir.



Lingkup pembahasan pada buku ini adalah kecelakaan pada reaktor nuklir berbasis air ringan, khususnya pada reaktor air bertekanan (*pressurized water reactor*, PWR). Untuk dicatat bahwa reaktor jenis PWR merupakan jumlah terbesar yang saat ini beroperasi di dunia, yaitu 302 unit dari total 442 unit (IAEA, 2021). Sesuai dengan klasifikasi kecelakaan, uraian dalam buku ini akan dibedakan yang tergolong pada kecelakaan dasar desain (*design basis accident*, DBA) dan kecelakaan parah (*severe accident*). Terkait dengan kegiatan litbang, buku ini memberikan baik kegiatan dan hasil dari litbang eksperimental maupun simulasi numerik. Dari aspek keilmuan, buku ini akan membahas kecelakaan reaktor nuklir dari sisi keilmuan termohidraulika. Selain itu, akan diberikan pula pembahasan keselamatan reaktor riset (reaktor yang tidak menghasilkan listrik, hanya untuk riset) sebagai pelengkap terhadap pembahasan mengenai reaktor daya (reaktor yang menghasilkan daya listrik atau yang disebut juga dengan PLTN). Hal ini mengingat Indonesia saat ini memiliki tiga fasilitas reaktor riset dan secara umum memiliki prinsip dan tujuan keselamatan yang sama dengan PLTN.

Agar pembaca dapat secara sistematis memahami substansi terkait keselamatan reaktor nuklir, buku ini akan diawali di Bab 2 dengan uraian mengenai beberapa teori dan elemen dasar keselamatan reaktor nuklir secara umum, termasuk deskripsi prinsip reaktor nuklir, pengertian fungsi keselamatan dasar, konsep pertahanan berlapis, barrier fisik, dan juga beberapa pengertian tentang radiasi nuklir. Dengan uraian di Bab 2 ini, diharapkan pembaca akan lebih mudah memahami bab-bab selanjutnya. Berikutnya, Bab 3 berisi uraian tentang tiga kecelakaan reaktor komersial yang pernah terjadi di dunia. Selain karena kecelakaan reaktor tersebut sangat menjadi perhatian publik dan bahkan berdampak besar pada industri nuklir dan penerimaan publik terhadap PLTN, ketiga kecelakaan tersebut telah menjadi dasar riset dan inovasi untuk pengembangan teknologi dan desain PLTN. Berbagai uraian tentang fenomena yang terjadi selama kecelakaan, kegiatan dan hasil-hasil riset untuk memahami fenomena dan dasar pengembangan teknologi dan desain diuraikan

Buku ini tidak diperjualbelikan.



di Bab 4 dan Bab 5, berturut-turut untuk kategori kecelakaan dasar desain dan kecelakaan parah. Rangkuman dan sekilas kecenderungan perkembangan teknologi dan keselamatan PLTN akan diberikan pada Bab 6 sebagai penutup buku ini.

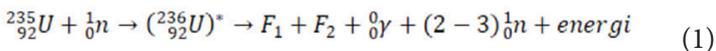


BAB 2

DASAR KESELAMATAN REAKTOR NUKLIR

A. PRINSIP KERJA REAKTOR NUKLIR

Reaktor nuklir adalah alat atau instalasi yang dijalankan dengan bahan bakar nuklir yang dapat menghasilkan reaksi inti berantai yang terkontrol dan digunakan untuk pembangkitan daya, atau penelitian, dan/atau produksi radioisotop (UU No. 10, 1997). Saat ini, bahan bakar nuklir yang paling banyak digunakan adalah uranium. Reaksi inti berantai yang dimaksud adalah reaksi antara neutron (1_0n) dengan inti atom uranium-235 (${}^{235}_{92}U$) yang disebut reaksi fisi atau pembelahan sehingga menghasilkan energi, beberapa partikel neutron, dan produk fisi (F_1 dan F_2) menurut reaksi berikut (Knief, 1981):



Satu reaksi inti pada satu inti atom ${}^{235}_{92}U$ menghasilkan dua inti baru yang merupakan pembelahan dari inti ${}^{236}_{92}U$ tereksitasi. Reaksi inti disebut reaksi pembelahan (fisi) dan unsur baru yang dihasilkan disebut produk fisi. Produk fisi yang dihasilkan dapat berupa berbagai jenis unsur yang hampir sebagian besar bersifat radioaktif. Sifat radio-

Buku ini tidak diperjualbelikan.



aktif ini selain menghasilkan radiasi, juga panas sisa dalam waktu lama, bahkan setelah reaksi fisi dipadamkan. Panas sisa ini terkait dengan aktivitas peluruhan produk radioaktif yang terakumulasi di teras reaktor menuju inti atom yang lebih stabil dan tidak radioaktif, sehingga disebut sebagai panas peluruhan (*decay heat*) (Lamarsh, 1983) dan sangat penting untuk diperhatikan dalam aspek keselamatan reaktor nuklir.

Selain itu, reaksi fisi juga menghasilkan neutron yang berjumlah 2–3 per fisi. Hal itulah yang membuat reaksi inti dapat berlangsung secara berantai karena neutron yang dihasilkan tersebut berinteraksi dengan inti atom ^{235}U yang lain. Oleh karena jumlah neutron yang dihasilkan lebih besar dari yang berinteraksi di awal, jumlah reaksi inti akan meningkat dengan cepat, demikian pula dengan energi yang dihasilkan dari setiap interaksi akan terakumulasi dalam jumlah sangat besar. Reaksi inti berantai tersebut harus dikendalikan sedemikian sehingga jumlah neutron akan tetap dan energi yang dihasilkan dapat diatur sesuai yang diharapkan. Kondisi yang demikian dinamakan reaktor kritis. Di dalam suatu reaktor nuklir, pengendalian itu dilakukan dengan menggunakan batang kendali (*control rod*) yang terbuat dari material penyerap neutron dan diletakkan di antara bahan bakar. Perlu pula diingat bahwa neutron yang dihasilkan dari reaksi fisi memiliki energi tinggi. Sementara itu, untuk bahan bakar nuklir uranium-235, reaksi fisi dengan neutron yang berenergi tinggi sangat sulit terjadi, sebaliknya lebih dominan dengan neutron berenergi rendah. Untuk itu diperlukan bahan yang berfungsi menurunkan energi neutron tersebut ke energi yang lebih rendah (disebut neutron termal). Bahan tersebut dikenal sebagai moderator, sebagai contoh air dan grafit.

Terkait dengan energi yang dilepas dalam bentuk panas pada setiap satu kali reaksi fisi uranium-235 adalah sebesar 200 MeV ($3,2044 \times 10^{-11}$ Joule). Sebagai perbandingan, panas reaksi kimia untuk pembakaran 1 atom C = 4,08 eV ($6,5369 \times 10^{-19}$ Joule). Dengan demikian, energi panas dari hasil reaksi fisi 1 gram uranium-235 setara



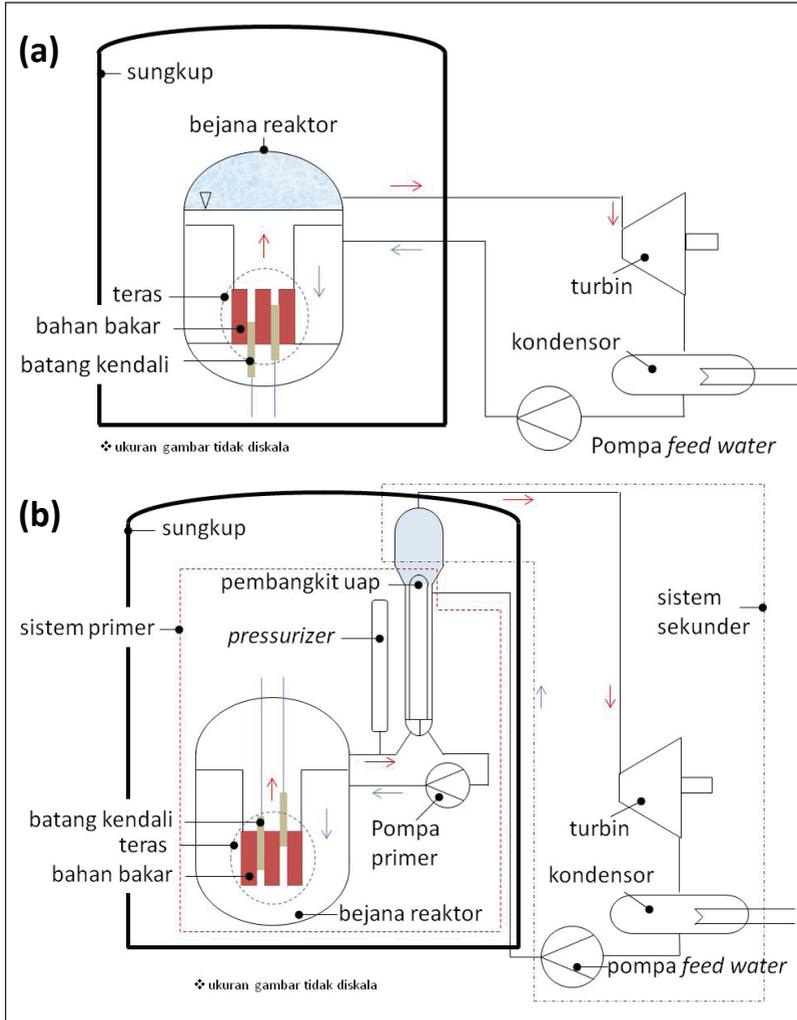
dengan energi panas yang dilepaskan dari pembakaran 2,88 ton batu bara dengan nilai panas 3×10^7 Joule per kilogram (Lamarsh, 1983).

Di dalam suatu reaktor nuklir, khususnya jenis PWR, bahan bakar merupakan paduan uranium berbentuk silinder padat (atau biasa disebut pelet) dan dimasukkan ke dalam kelongsong. Seluruh bahan bakar, batang kendali, dan reaksi inti berantai terjadi di dalam bagian yang disebut teras reaktor. Jika reaktor nuklir tersebut digunakan untuk riset, berkas neutron yang dihasilkan di dalam teras tersebut itulah yang dimanfaatkan, sedangkan panas yang dihasilkan akan diambil oleh fluida kerja (dinamakan pendingin reaktor) dan dipindahkan ke lingkungan. Namun, jika reaktor nuklir tersebut digunakan untuk pembangkit listrik, yang dimanfaatkan adalah energi panas yang dihasilkan. Energi panas yang dihasilkan akan diambil oleh fluida kerja. Selanjutnya fluida kerja tersebut akan berubah dari cair ke uap dan menggerakkan turbin serta menghasilkan energi listrik. Sebagian besar PLTN yang beroperasi saat ini menggunakan fluida kerja air. Air dalam hal ini juga berfungsi sebagai moderator.

Gambar 1 menunjukkan prinsip kerja PLTN dengan fluida kerja air. Gambar 1 (a) menggambarkan jenis yang fluida kerjanya langsung mendidih dan menjadi uap air setelah mengambil panas di teras reaktor. Jenis ini dikenal sebagai *boiling water reactor* (BWR) atau reaktor air mendidih. Sebaliknya, di dalam Gambar 1(b), air tidak mendidih, akan tetapi panas air tersebut digunakan untuk mendidihkan air sebagai fluida kerja kedua di dalam alat pembangkit uap (*steam generator*). Agar air tidak mendidih saat mengambil panas di teras, maka air tersebut harus ditekan di atas tekanan saturasi air sesuai dengan temperatur yang dikehendaki. Tekanan diatur oleh *pressurizer*. Oleh karena itu, jenis PLTN ini disebut *pressurized water reactor* (PWR) atau reaktor air bertekanan. Karena ada dua untai aliran air berbeda, di PWR dibedakan sistem primer dan sistem sekunder seperti ditunjukkan pada Gambar 1(b). Antara air sistem primer dan sekunder tidak tercampur, perpindahan panas keduanya terjadi melalui tabung-tabung dalam pembangkit uap. Dalam kedua



jenis PLTN itu, uap yang menggerakkan turbin akan dikondensasi sebelum kembali ke reaktor atau pembangkit uap sebagai *feed water*. Berdasarkan penjelasan tersebut, pada dasarnya prinsip kerja PLTN



Keterangan: (a) BWR, (b) PWR

Gambar 1. Skema dan Komponen Utama PLTN



serupa dengan pembangkit listrik tenaga uap berbahan bakar fosil, kecuali proses pembangkitan panasnya saja.

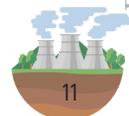
B. TUJUAN KESELAMATAN NUKLIR

Bahan radioaktif dan radiasi yang dipancarkan memiliki aplikasi yang sangat berguna bagi masyarakat, dari aplikasi untuk pembangkitan energi hingga aplikasi untuk kesehatan, industri, pertanian, dan pengelolaan lingkungan hidup. Di sisi lain, radiasi dan bahan radioaktif juga memiliki potensi bahaya bagi manusia dan lingkungan karena dalam jumlah yang berlebih akan memiliki sifat merusak yang diakibatkan oleh sifat radiasi dari bahan radioaktif. Radiasi tersebut dikenal sebagai radiasi pengion karena kemampuan mengakibatkan ionisasi di bahan yang dilalui.

Oleh karena itu, aplikasi radiasi dan bahan radioaktif harus dikaji dan dikendalikan agar potensi bahaya dan risiko yang ditimbulkan tidak membahayakan bagi manusia dan lingkungan. Hal ini yang kemudian dijadikan tujuan dasar keselamatan nuklir, yaitu melindungi manusia dan lingkungan dari efek berbahaya akibat radiasi pengion (IAEA, 2006).

Seperti uraian di atas, di dalam setiap reaktor nuklir, baik yang digunakan untuk riset ataupun untuk menghasilkan daya (PLTN), terkumpul bahan radioaktif. Hal itu yang menjadi potensi bahaya dan risiko reaktor nuklir, sehingga tujuan keselamatan nuklir harus menjadi dasar semua kegiatan yang menyangkut reaktor nuklir, bahan nuklir dan bahan radioaktif. Oleh karena itu, dalam mencapai tujuan keselamatan dari penggunaan reaktor nuklir tersebut (IAEA, 2006), tiga tindakan berikut harus dilakukan:

- 1) mencegah dan/atau mengendalikan paparan radiasi ke manusia dan pelepasan bahan radioaktif ke lingkungan selama operasi;
- 2) membatasi kemungkinan kejadian yang akan mengakibatkan kehilangan kendali terhadap teras reaktor nuklir di mana reaksi inti berantai berlangsung, termasuk juga terhadap sumber atau



bahan radioaktif, bahan bakar bekas, limbah radioaktif, dan sumber radiasi lain di instalasi reaktor nuklir; dan

- 3) memitigasi konsekuensi seandainya kejadian tersebut tidak dapat dicegah.

Ketiga tindakan di atas tidak hanya diperhatikan ketika reaktor nuklir dioperasikan, tetapi aspek keselamatan untuk mencapai tujuan dasar keselamatan tersebut di atas harus sudah menjadi pertimbangan utama sejak tahapan desain hingga penutupan suatu instalasi reaktor nuklir.

C. FUNGSI KESELAMATAN DASAR

Reaktor nuklir memiliki karakter spesifik yang membedakannya dengan instalasi produksi energi yang lain, yaitu

- 1) Pembangkitan energi terjadi akibat reaksi fisi. Dalam keadaan yang menyimpang dari batas operasi normal, reaksi fisi harus dihentikan. Kegagalan pengendalian reaksi fisi tersebut akan memberikan peluang terjadinya pelepasan energi yang besar dalam waktusingkat sehingga dapat membahayakan integritas bahan bakar dan struktur di teras reaktor.
- 2) Pelepasan energi (panas) tidak dapat dihentikan seketika. Dengan adanya panas peluruhan, walaupun reaktor telah dipadamkan (*shutdown*), pelepasan energi tetap berlangsung dalam waktu yang cukup lama.
- 3) Di dalam reaktor nuklir terakumulasi sejumlah besar produk radioaktif. Penyebaran produk radioaktif tersebut ke lingkungan, baik dalam operasi normal maupun dalam keadaan kecelakaan, dapat membawa dampak buruk bagi tidak hanya pekerja, tetapi juga masyarakat dan lingkungan hidup.

Menurut Libman (1996), operasi reaktor nuklir harus dilakukan untuk mengantisipasi ketiga hal tersebut di atas dan menjaga keselamatan operasi melalui tiga fungsi berikut:



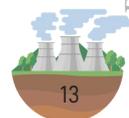
- 1) Pengendalian (*controlling*) reaksi inti berantai, yang berarti pula pengendalian daya terbangkitkan, termasuk kemampuan untuk menghentikan reaksi inti berantai tersebut pada saat dikehendaki;
- 2) Pendinginan (*cooling*) bahan bakar di teras dalam segala kondisi, operasi normal, keadaan darurat, maupun setelah reaktor dimatikan, sehingga batas temperatur maksimum bahan bakar tidak terlampaui.
- 3) Pengungkungan (*confining*) produk radioaktif. Upaya harus dilakukan agar produk radioaktif tidak tersebar ke lingkungan di luar gedung reaktor.

Ketiga hal tersebut di atas disebut pula sebagai fungsi keselamatan dasar (*basic safety functions*) untuk suatu reaktor nuklir.

Setiap reaktor nuklir harus memiliki fitur yang mampu melakukan fungsi keselamatan dasar tersebut, baik melalui karakteristik yang melekat pada desain reaktor atau penyediaan sistem keselamatan khusus. Fungsi pengendalian reaksi inti berantai dapat dilakukan dengan bantuan menggunakan desain dan material bahan bakar yang secara sifat dasarnya mampu mengendalikan reaksi fisi dan/atau dilakukan menggunakan sistem keselamatan berupa batang kendali dan sistem absorpsi neutron lainnya. Fungsi pendinginan dilakukan oleh sistem pendingin normal maupun berbagai sistem pendingin darurat, salah satunya adalah sistem pendinginan teras darurat (*emergency core cooling system, ECCS*). Fungsi keselamatan pengungkungan diimplementasikan dengan menyediakan sistem kungkungan berlapis

D. KONSEP PERTAHANAN BERLAPIS

Ketiga tindakan untuk mencapai tujuan keselamatan seperti diuraikan di atas pada prinsipnya bertumpu pada upaya pencegahan (tindakan preventif), perlindungan (tindakan protektif), dan mitigasi seandainya upaya pencegahan dan perlindungan tersebut gagal. Terkait dengan hal tersebut, dalam konteks keselamatan nuklir dikenal sebagai konsep pertahanan berlapis (*defence in depth*) (IAEA, 1996; 2016c).



Konsep pertahanan berlapis merupakan hal yang fundamental dalam keselamatan reaktor dan instalasi nuklir lainnya karena menyangkut proteksi terhadap pekerja, publik, dan lingkungan. Oleh karena itu, semua yang terkait keselamatan apakah itu yang terkait dengan organisasi (kelembagaan yang terlibat dalam aktivitas keselamatan), prosedur, sistem, dan peralatan, harus dirancang sedemikian sehingga apabila terjadi kegagalan pada pelaksanaan fungsi masing-masing, tindakan korektif, baik proteksi maupun mitigasi, akan dilakukan oleh organisasi, prosedur, sistem, atau peralatan (pada lapis atau tahap berikutnya) yang telah disiapkan sehingga menghindarkan dampak yang lebih buruk akibat kegagalan tersebut. Konsep pertahanan multitingkat inilah yang menjadi jiwa konsep pertahanan berlapis. Khusus yang terkait pertahanan untuk menghalangi terlepasnya produk radioaktif ke lingkungan, reaktor nuklir dilengkapi dengan membuat berbagai barier (*barrier*) fisik untuk mengungkung bahan radioaktif agar tidak tersebar ke lingkungan, mulai dari matriks bahan bakar yang kuat, kelongsong, perpipaan sistem pendingin, hingga pengungkung atau sungkup (*containment*) dan gedung reaktor. Sistem penghalang berlapis ini disebut barier ganda (*multiple barrier*).

Pada awalnya, konsep pertahanan berlapis diimplementasikan melalui tiga tingkat tindakan yang mencakup tindakan preventif, proteksi, dan mitigasi serta diterapkan sejak dari tahap desain hingga operasi (IAEA, 1996), yaitu

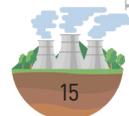
- 1) Membuat desain konservatif yang memberikan margin yang cukup antara kondisi operasi, termasuk operasi normal dan insiden (*incident*) serta kecelakaan (*accident*) yang dipostulasikan, dengan kondisi kegagalan peralatan itu sendiri. Ini merupakan tindakan preventif yang utama;
- 2) Mengendalikan operasi, termasuk pemantauan (*monitoring*) dan tindakan respons terhadap kondisi operasi yang menyimpang dari kondisi normal, dengan menggunakan sistem deteksi, proteksi, pembatasan, dan pengendalian untuk mencegah evolusi kegagalan menuju kondisi insiden dan kecelakaan. Ini merepresentasikan tindakan proteksi;



- 3) Melengkapi dengan sistem keselamatan terekayasa (*engineered safety features*, ESF) untuk mengendalikan agar kondisi insiden dan kecelakaan tidak berkembang menjadi kondisi kecelakaan parah, yaitu terjadinya pelelehan teras. Tindakan ini merupakan upaya mitigasi.

Tindakan preventif dalam konsep pertahanan berlapis harus diutamakan dengan tujuan menjaga seluruh sistem beroperasi pada kondisi yang sesuai rancangan dan batas penyimpangan yang diizinkan. Implementasinya perlu diprioritaskan karena sekali kondisi instalasi keluar dari batas yang diizinkan, kemungkinan kejadian tersebut akan menjadi kecelakaan. Setiap komponen dan sistem reaktor nuklir disyaratkan dirancang secara konservatif dan difabrikasi dengan kualitas bahan dan proses yang tinggi. Rancangan yang konservatif dimaksudkan agar diperoleh margin keselamatan yang cukup, sedangkan kualitas bahan dan proses fabrikasi ditunjukkan melalui inspeksi dan pengujian yang dikendalikan melalui program jaminan kualitas (*quality assurance program*). Di sisi lain, pemeriksaan selama masa operasi (*in-service inspection*) seperti pengujian tak merusak (*non-destructive testing*) atau pengujian fungsi secara periodik merupakan bagian dari langkah preventif.

Kecelakaan PLTN Three Mile Island di Amerika Serikat tahun 1979 dan PLTN Chernobyl di Ukraina pada tahun 1986 (yang selanjutnya juga kecelakaan PLTN Fukushima Dai-ichi tahun 2011) saat itu menyadarkan bahwa kecelakaan parah (*severe accident*), yaitu pelelehan teras, dapat terjadi, sehingga perlu mendapat perhatian serius karena memungkinkan terjadinya penyebaran bahan radioaktif ke lingkungan. Oleh karena itu, tiga tingkat pertahanan yang selama ini mengasumsikan bahwa pelelehan teras dapat dicegah harus dieks-tensi dengan menambah upaya mitigasi lain yang berupa prosedur manajemen kecelakaan (*accident management*) yang bertujuan untuk mencegah kerusakan yang lebih parah pada teras dan mengurangi konsekuensi serendah mungkin serta pertahanan berupa tindakan darurat untuk mitigasi konsekuensi pada masyarakat dan lingkungan.



Konsep tingkatan pertahanan berlapis pun berkembang menjadi lima tingkat. Empat tingkat proteksi pertama diorientasikan pada proteksi penghalang dan mitigasi pelepasan bahan radioaktif. Tingkat pertahanan kelima terkait dengan tindakan kedaruratan. Meskipun implementasi konsep pertahanan berlapis berbeda bergantung pada jenis instalasi dan negara pengoperasi, secara umum prinsip utamanya tetap sama. Pada instalasi reaktor nuklir, tujuan proteksi tingkat pertama adalah mencegah terjadinya kondisi abnormal dan kegagalan sistem. Jika proteksi tingkat pertama gagal, kegagalan dan operasi abnormal dideteksi dan dikendalikan oleh proteksi tingkat kedua. Sementara itu, apabila proteksi tingkat kedua gagal, proteksi tingkat ketiga disediakan untuk menjamin fungsi keselamatan dapat dilaksanakan dengan mengaktifkan sistem keselamatan terekayasa (*engineered safety features, ESF*). Jika pertahanan tingkat ketiga ini pun gagal, proteksi tingkat keempat akan membatasi perambatan kecelakaan melalui prosedur manajemen kecelakaan untuk mengurangi pelepasan radioaktif ke lingkungan. Proteksi tingkat terakhir

Tabel 1: Tingkat Pertahanan Berlapis

Tingkat pertahanan berlapis	Tujuan	Tindakan/peralatan terpenting
Tingkat 1	Pencegahan kegagalan sistem dan kondisi abnormal	Desain yang konservatif, konstruksi dan operasi dengan kualitas tinggi
Tingkat 2	Pengendalian kondisi abnormal dan deteksi kegagalan	Pengendalian, pembatasan, dan sistem proteksi serta alat pemantau yang lain
Tingkat 3	Pengendalian kecelakaan tetap dalam dasar desain	Sistem keselamatan terekayasa
Tingkat 4	Pencegahan perambatan kecelakaan dan mitigasi konsekuensi kecelakaan parah	Manajemen kecelakaan
Tingkat 5	Mitigasi konsekuensi radiologi akibat pelepasan bahan radioaktif ke lingkungan	Tindakan kedaruratan

Sumber: IAEA (1996); Petrangeli (2006c)



adalah mitigasi konsekuensi radiologik akibat pelepasan radioaktif ke lingkungan dengan menerapkan tindakan kedaruratan eksternal (*off-site emergency response*). Tabel 1 menunjukkan rangkuman kelima tingkat pertahanan berlapis.

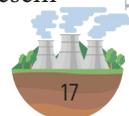
Menurut IAEA (1996), uraian setiap tingkat pertahanan adalah sebagai berikut:

1) *Tingkat 1: Pencegahan kondisi abnormal dan kegagalan*

Filosofi konsep pertahanan berlapis adalah pencegahan terhadap penyimpangan dari kondisi normal dan, terlebih lagi, kegagalan sistem. Oleh karena itu, tindakan pencegahan merupakan tingkat pertahanan 1. Untuk itu, setiap tahapan yang dilakukan terhadap reaktor nuklir, mulai dari penempatan (*siting*), desain, fabrikasi, konstruksi, komisioning, operasi, perawatan, hingga dekominisioning, harus senantiasa mengutamakan aspek pencegahan. Dalam konteks ini, penerapan budaya keselamatan dan program jaminan kualitas sangat penting.

Menurut Petrangeli (2006c), beberapa persyaratan yang pada umumnya perlu diperhatikan pada pertahanan tingkat 1 di antaranya:

- a) pembatasan yang jelas tentang kondisi operasi normal dan abnormal yang akan dapat digunakan untuk menetapkan titik penentuan (*setting point*) kapan peranti pengatur (*regulating devices*) dan pengendali (*controlling devices*) mulai perlu difungsikan. Selain itu, pembatasan tersebut dapat digunakan untuk menetapkan margin dalam desain;
- b) adanya margin yang cukup dalam setiap desain sistem dan komponen, termasuk untuk menghadapi kondisi kecelakaan, sehingga meminimalkan keharusan mengaktifkan tindakan pertahanan tingkat 2 dan bahkan tingkat 3;
- c) memprioritaskan karakteristik keselamatan intrinsik, seperti stabilitas termohidraulika dan neutronik serta inersi termal sistem pendingin;
- d) rancangan yang memberikan periode undur (*grace period*) yang cukup, yaitu interval waktu yang memberikan kesem-



- patan pada operator untuk melakukan tindakan intervensi yang tepat terhadap suatu kejadian;
- e) seleksi secara seksama terhadap bahan, dan penggunaan proses fabrikasi yang telah teruji serta pelaksanaan pengujian yang terqualifikasi;
 - f) penggunaan personel yang terlatih baik di bidangnya dan konsisten terhadap penerapan praktik keselamatan; dan
 - g) upaya pencegahan ini juga sudah harus mempertimbangkan faktor eksternal, seperti gempa, banjir badai, dan sebagainya. Instalasi sejauh mungkin mampu bertahan dalam operasi normal akibat beban faktor eksternal sesuai dengan yang telah diprediksi. Proses penempatan PLTN memainkan peranan penting untuk dapat mengurangi beban faktor eksternal tersebut.

- 2) *Tingkat 2: Pengendalian kondisi abnormal dan deteksi kegagalan*
- Pertahanan tingkat 2 dimaksudkan untuk menjaga kondisi dalam rentang batasan operasi normal dan mencegah terjadinya beban lebih pada peralatan. Setiap kondisi abnormal harus segera diatur, dikendalikan, dan ditindaklanjuti dengan tindakan korektif untuk membawa kembali pada kondisi operasi normal. Sistem deteksi berbagai parameter penting operasi harus tersedia untuk mengantisipasi deviasi dari batas operasi normal sebelum melampaui batas keselamatan yang diizinkan. Dalam hal ini, deteksi populasi neutron dan daya reaktor merupakan contoh parameter penting yang senantiasa dipantau dan dikendalikan. Selain itu, termasuk dalam kategori ini adalah pemantau tingkat paparan radiasi di beberapa tempat dalam instalasi yang berfungsi sebagai pemberi peringatan dini atas efektivitas barier fisik terpasang.

Dalam pertahanan tingkat 2 ini dapat dimasukkan kemampuan keselamatan inheren seperti fitur kestabilan teras, misalnya dengan cara merancang teras sedemikian rupa sehingga memiliki koefisien reaktivitas negatif (yaitu koefisien yang berhubungan dengan karakteristik bahan bakar dan moderator menjaga agar reaksi inti tidak menimbulkan ledakan jumlah reaksi fisi dan

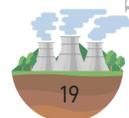


energi yang dibebaskan) dan inersi termal sistem pendingin yang cukup. Kedua karakteristik tersebut dapat lebih mempermudah upaya mempertahankan sistem tetap dalam rentang yang diizinkan. Termasuk dalam kategori pertahanan tingkat 2 adalah program inspeksi dan survei secara periodik terhadap peralatan penting tertentu. Dengan tindakan ini, gejala kegagalan dapat dideteksi secara dini sehingga mengurangi probabilitas terjadinya kegagalan atau malfungsi peralatan tersebut.

3) *Tingkat 3: Pengendalian kecelakaan dalam dasar desain*

Meskipun tindakan pencegahan dan pengendalian telah disiapkan pada tingkat 1 dan 2, desain PLTN tetap mengasumsikan terjadinya kondisi kecelakaan. Untuk reaktor air ringan, kecelakaan yang dipostulasikan terjadi dan diperhitungkan dalam desain adalah seperti pecahnya pipa pendingin reaktor atau pipa uap utama atau pipa air umpan yang biasa disebut kecelakaan kehilangan air pendingin (*loss-of-coolant accident*, LOCA) dan kehilangan kendali kritikalitas (*loss of control of criticality*). Untuk itu, sistem proteksi dan alat keselamatan terekayasa harus dirancang dan disiapkan berdasarkan kondisi kecelakaan yang diasumsikan tersebut. Tujuan tindakan pertahanan tingkat 3 ini adalah mencegah eskalasi kecelakaan ke arah kondisi kecelakaan parah, yaitu kerusakan teras, dan mengungkung bahan radioaktif tetap dalam pengungkung atau gedung reaktor. Beberapa prinsip desain yang perlu diterapkan pada alat keselamatan terekayasa agar dicapai tingkat keandalan yang dikehendaki antara lain:

- a) redundansi;
- b) pemisahan secara fisik masing-masing alat redundan untuk mencegah gagal bersamaan (*common mode failure*) akibat kecelakaan yang bersumber dari internal ataupun eksternal;
- c) keanekaragaman atau redundansi fungsional untuk mencegah kegagalan akibat kelemahan rancangan, fabrikasi, dan konstruksi;



- d) bekerja otomatis dan intervensi operator hanya diperlukan selang beberapa saat yang memungkinkan dilakukannya diagnostik.

4) *Tingkat 4: Pencegahan perambatan kecelakaan dan mitigasi konsekuensi kecelakaan parah*

Untuk reaktor yang beroperasi di dunia saat ini, penerapan konsep pertahanan berlapis dengan ketiga tingkat tersebut di atas telah dianggap cukup untuk menjaga integritas teras dan membatasi kecelakaan radiasi pada pekerja dan penduduk. Namun, usaha lebih jauh telah dilakukan untuk menjamin bahwa probabilitas kejadian yang mengakibatkan kerusakan teras dan pelepasan radioaktivitas yang diakibatkannya sekecil mungkin.

Kecelakaan parah dapat terjadi apabila kegagalan beruntun (*multiple failures*) yang melibatkan pertahanan tingkat 1, 2, dan 3 berlangsung. Yang terpenting dalam mitigasi kecelakaan adalah mempertahankan integritas gedung pengungkung sehingga pelepasan bahan radioaktif ke lingkungan dapat ditekan serendah mungkin. Integritas gedung pengungkung dimaksudkan sebagai kekuatan fisik menahan beban ataupun kemampuan mencegah kebocoran bahan radioaktif melalui sistem ventilasinya.

Untuk mengatasi kondisi kecelakaan parah tersebut, perlu disiapkan tindakan khusus yang dikenal sebagai manajemen kecelakaan parah. Tindakan dalam manajemen kecelakaan parah dilakukan untuk mengendalikan perkembangan kejadian kecelakaan parah dan melakukan mitigasi konsekuensinya. Untuk itu harus dilakukan beberapa tindakan, antara lain:

- a) pemantauan terus menerus kondisi instalasi;
- b) pengendalian kondisi subkritisitas teras yang artinya tidak akan ada pemicu terjadinya kembali reaksi inti berantai di teras setelah dipadamkan;
- c) perlindungan terhadap integritas gedung pengungkung akibat beban termal maupun tegangan yang dapat dilakukan



misalnya dengan penyediaan fasilitas penyemprotan pendingin di atap pengungkung.

Peranan operator dalam melakukan tindakan manajemen kecelakaan sangat penting. Akan tetapi, beban berlebihan pada operator dalam kondisi kecelakaan harus dihindarkan. Dalam kaitan itu, sistem penyelamatan yang bekerja secara pasif berdasarkan fenomena alam (misalkan gaya gravitasi untuk mengalirkan pendingin darurat) sangat membantu dalam mengurangi beban operator.

5) *Tingkat 5: Mitigasi konsekuensi radiologis akibat pelepasan bahan radioaktif ke lingkungan*

Meskipun semua tindakan keselamatan di atas diharapkan dapat secara efektif membatasi konsekuensi kecelakaan parah, konsep pertahanan berlapis masih mengharuskan disiapkan satu tindakan penyelamatan apabila akhirnya terjadi pelepasan bahan radioaktif secara berlebihan ke lingkungan. Tindakan darurat di luar instalasi (*off-site emergency responses*) dimaksudkan untuk melindungi penduduk dari bahaya paparan radiasi. Apabila keadaan memaksa, tidak tertutup kemungkinan tindakan evakuasi ke daerah yang lebih aman. Tindakan darurat ini dilaksanakan oleh otoritas lokal dengan penyeliaan dari organisasi pengoperasi dan badan regulasi. Untuk meyakinkan bahwa seluruh pihak yang terlibat dalam menjalankan prosedur tindakan penyelamatan darurat ini siap apabila diperlukan, latihan dilakukan secara periodik.

Efektivitas penerapan pertahanan berlapis menuntut beberapa persyaratan yang mutlak dipenuhi, yaitu konservatisme, jaminan kualitas dan budaya keselamatan. Asumsi-asumsi yang konservatif perlu diambil dalam pemilihan lokasi, desain dan konstruksi, komisioning, dan operasi. Apabila dikaitkan dengan tingkat pertahanan, konservatisme diterapkan pada tingkat 1, 2, dan 3. Akan tetapi, untuk tingkat 4 dan 5, cenderung menggunakan hasil prediksi terbaik berdasarkan perhitungan yang mempertimbangkan semua mekanisme kejadian



(*best estimate*). Di sisi lain, setiap tingkat pertahanan akan berfungsi secara efektif apabila aspek kualitas diutamakan dalam desain, pemilihan bahan, struktur, komponen dan sistem, proses fabrikasi dan konstruksi, serta pada saat operasi dan perawatan. Adanya program jaminan kualitas sudah menjadi keharusan pada setiap kegiatan yang berkaitan dengan reaktor nuklir.

Akhirnya, setiap organisasi dan individu yang terlibat harus terikat dengan budaya keselamatan. Pada dasarnya, budaya keselamatan yang kuat dimaksudkan sebagai keseluruhan karakteristik dan sikap, baik pada tingkat organisasi maupun individu, yang senantiasa memomorsatukan keselamatan di atas aspek yang lain. Titik sentral dari budaya keselamatan adalah manusia dan disadari bahwa faktor manusia muncul sebagai penyebab di berbagai kecelakaan, termasuk di instalasi nuklir. Bahkan, setelah kecelakaan PLTN Chernobyl unit 4, aspek manusia dalam keselamatan nuklir mendapatkan perhatian yang lebih besar. Pada tahun 1991, empat tahun setelah kecelakaan PLTN Chernobyl unit 4, IAEA melalui International Nuclear Safety Advisory Group (INSAG) mengeluarkan pedoman tentang budaya keselamatan (IAEA, 1991). Sejak saat itu, IAEA banyak menerbitkan panduan tentang bagaimana menumbuhkembangkan budaya keselamatan di organisasi yang menangani tenaga nuklir. BATAN juga menetapkan budaya keselamatan sebagai salah satu prioritas (Peraturan BATAN No. 4, 2019). Perkembangan selanjutnya, tidak hanya aspek keselamatan, tapi juga aspek keamanan yang sedikit banyak melibatkan faktor manusia. Sejak 2008, IAEA mulai mengembangkan dan merekomendasikan pedoman budaya keamanan. Berdasarkan rekomendasi IAEA tersebut, BATAN juga mulai mengintroduksi budaya keamanan sebagai salah satu kegiatan penting (Antariksawan dkk., 2018).

Kejadian kecelakaan PLTN Fukushima Dai-ichi pada tahun 2011 telah mendorong IAEA untuk meninjau dan membahas kembali filosofi dan implementasi konsep pertahanan berlapis. Dari sisi filosofi, sejauh ini konsep pertahanan berlapis masih dianggap relevan. Namun, di sisi implementasi, pertahanan pertama, yaitu pencegahan, dianggap harus



lebih ketat, khususnya dalam pemilihan tapak PLTN (*siting*). Kejadian alam yang akan memengaruhi keselamatan tapak PLTN harus dikaji secara komprehensif. Hal lain yang disimpulkan menjadi hal penting untuk diperbaiki dalam konsep pertahanan berlapis adalah aspek kesiapsiagaan kedaruratan dan rancangan integritas gedung reaktor, termasuk dari sisi kedap air (Langerman, 2014).

E. BARIER GANDA

Seperti telah diurai di atas, sesuai fungsi keselamatan dasar ketiga, yaitu pengungkungan dan berdasarkan konsep pertahanan berlapis, untuk menghalangi tersebarnya bahan radioaktif dari bahan bakar ke lingkungan, desain reaktor dilengkapi dengan barier ganda. Keberadaan barier ganda ini penting. Oleh karena itu, hal tersebut akan diuraikan lebih lanjut di bawah ini.

Agar menghalangi produk fisi radioaktif yang terakumulasi di bahan bakar selama operasi reaktor, barier ganda tersusun mulai dari matriks bahan bakar, kelongsong bahan bakar (*cladding*), perpipaan sistem pendingin primer, dan sungkup (*containment*). Barier pertama yang berupa matriks bahan bakar dirancang untuk menahan semua produk fisi tetap di dalam ikatan matriks bahan bakar. Kelongsong bahan bakar merupakan barier lapis kedua apabila terjadi kegagalan yang berupa lepasan bahan radioaktif dari matriks bahan bakar. Selama integritas kelongsong masih terjaga, risiko akibat bahan radioaktif ke lingkungan dapat dihindari. Akan tetapi, apabila terjadi kegagalan pada kelongsong bahan bakar, misalkan pecah atau bahkan meleleh, diperlukan peranan penghalang lapis ketiga, yaitu perpipaan sistem pendingin primer.

Seperti diketahui, sistem pendingin primer di PWR merupakan untaian tertutup. Apabila terjadi penyebaran bahan radioaktif ke pendingin primer akibat kegagalan kelongsong tadi, dapat diharapkan bahwa bahan radioaktif tersebut tetap terkungkung dalam perpipaan sistem pendingin primer. Dalam hal ini, kecil kemungkinan akan adanya pelepasan ke lingkungan sehingga keselamatan pekerja dan publik tetap terjaga. Setelah itu, masih terdapat satu penghalang fisik lagi yang

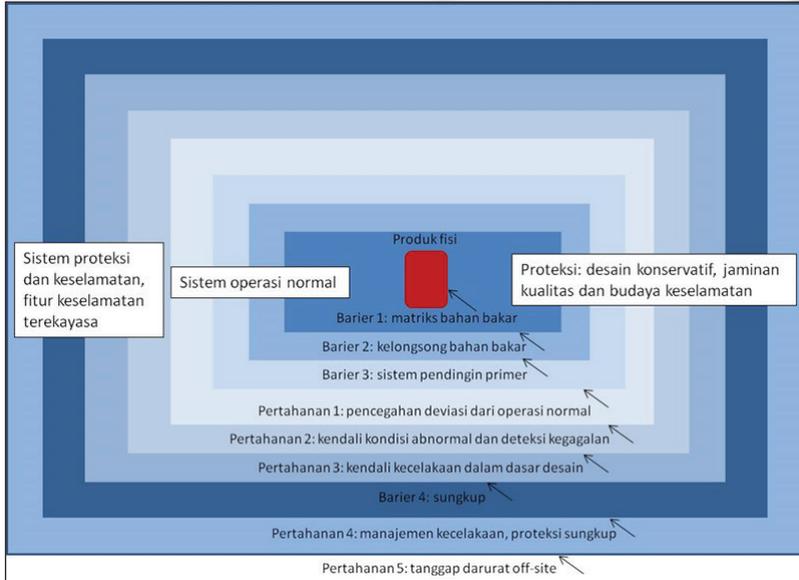


akan memegang peranan penting seandainya dipostulasikan adanya kegagalan pada sistem pendingin primer. Penghalang fisik tersebut adalah pengungkung. Terdapat beberapa desain pengungkung. Pada PWR, ada pengungkung yang terbuat dari metal dan di bagian luarnya tembok beton yang juga berfungsi sebagai gedung pengungkung. Ada pula yang keduanya terbuat dari beton. Kebocoran sistem perpipaan pendingin primer yang seharusnya mengungkung bahan radioaktif yang sebelumnya telah lolos dari kelongsong mengakibatkan bahan radioaktif hanya tersebar di dalam pengungkung. Sebagai barrier fisik terakhir, pengungkung dirancang mampu mengisolasi semua lapisan bahan radioaktif tersebut, termasuk yang berwujud gas, dari lingkungan sekitar. Dengan adanya keempat barrier fisik tersebut, diharapkan dapat menurunkan probabilitas penyebaran bahan radioaktif ke lingkungan, khususnya pada kondisi kecelakaan parah.

Barrier ganda dan konsep pertahanan berlapis merupakan sistem yang terintegrasi seperti digambarkan pada Gambar 2 (IAEA, 1999). Keduanya secara bersama menyusun seluruh sistem pertahanan berlapis. Pertahanan pertama hingga ketiga dibuat untuk menjaga produk fisi tetap di dalam matriks bahan bakar pada operasi normal reaktor nuklir. Ketiganya dirancang dan dioperasikan untuk mencegah terjadinya penyimpangan dari persyaratan operasi normal (pertahanan tingkat 1). Seandainya terjadi gangguan yang akan mengarah pada kondisi abnormal, tingkat pertahanan kedua mensyaratkan ada sistem deteksi dan proteksi yang akan mengendalikan reaktor pada kondisi normal dan menghindari kerusakan ketiga penghalang. Ketika keadaan normal dan pengendalian kondisi abnormal tidak dapat dilakukan. Tingkat pertahanan ketiga mensyaratkan bahwa kecelakaan harus tetap dapat dijaga dalam kecelakaan dasar desain. Untuk itu, sistem keselamatan dengan fitur khusus untuk menangani kecelakaan dasar desain harus disiapkan di dalam desain instalasi nuklir tersebut.

Pada tingkat pertahanan berikutnya, dipostulasikan bahwa ketiga barrier fisik gagal, demikian pula tingkat pertahanan ketiga, sehingga penghalang fisik keempat, yaitu pengungkung atau penghalang lain





Sumber: IAEA (1999, 2016c)

Gambar 2. Integrasi Konsep Pertahanan Berlapis dengan Barrier Ganda

harus berfungsi untuk menjaga agar produk fisi tetap berada di dalam pengungkung. Di sisi lain, manajemen kecelakaan parah harus difungsikan untuk menjaga integritas penghalang fisik keempat dan kecelakaan tidak merambat pada kondisi yang melebihi kemampuan desain fasilitas. Kegagalan pertahanan keempat berarti terdapat bahan radioaktif yang akan tersebar ke lingkungan. Namun, apabila barrier fisik keempat dan tingkat pertahanan keempat keduanya gagal, tingkat pertahanan kelima berupa tindakan tanggap darurat harus diterapkan. Dengan pertahanan kelima dimaksudkan agar konsekuensi dari pelepasan bahan radioaktif berdampak sekecil mungkin pada masyarakat. Seperti ditunjukkan juga pada Gambar 2, semua barrier fisik dan tingkat pertahanan harus memenuhi persyaratan umum keselamatan yang berupa penggunaan prinsip konservatisme dalam desain komponen dan sistem, penerapan jaminan kualitas (sistem manajemen), dan budaya keselamatan (IAEA, 1999).

Buku ini tidak diperjualbelikan.



Sumber: IAEA (2018)

Gambar 3. Keadaan Instalasi

F. KEADAAN INSTALASI

Selama pengoperasian suatu reaktor nuklir, lebih khusus lagi PLTN, berbagai keadaan dapat terjadi di instalasi. Gambar 3 memperlihatkan skema berbagai keadaan instalasi (*plant states*) reaktor nuklir yang dapat terjadi sepanjang masa operasi (IAEA, 2016c; 2018).

Klasifikasi keadaan instalasi menurut Gambar 3 dapat diuraikan sebagai berikut.

1) Keadaan operasional (*operational states*)

Reaktor nuklir dikatakan dalam keadaan operasional (atau disebut pula kondisi operasi) jika instalasi dalam keadaan operasi normal atau mengalami kejadian operasional terantisipasi yang masing-masing dijelaskan sebagai berikut.

- Operasi normal adalah keadaan instalasi yang beroperasi sesuai dengan batas dan kondisi operasi yang ditetapkan.
- Kejadian operasional terantisipasi adalah keadaan instalasi yang menyimpang dari keadaan operasi normal, tetapi penyimpangan tersebut telah diprediksi dapat terjadi dan telah diantisipasi sehingga tidak menyebabkan kerusakan pada



peralatan atau komponen yang penting bagi keselamatan atau mengarah pada kondisi kecelakaan atau mengharuskan memadamkan reaksi inti. Beberapa negara menyebut keadaan ini sebagai keadaan operasi abnormal.

2) Kondisi kecelakaan (*accident conditions*)

Instalasi reaktor nuklir dikatakan pada kondisi kecelakaan ketika instalasi mengalami deviasi dari keadaan operasi normal yang lebih parah daripada dalam keadaan kejadian operasi terantisipasi. Kondisi kecelakaan dibedakan sebagai berikut.

- a) Kecelakaan dasar desain (*design basis accident*, DBA) adalah kecelakaan yang dipostulasikan akan mengakibatkan kondisi kecelakaan dan dijadikan dasar untuk merancang reaktor nuklir berdasarkan kriteria dan metodologi konservatif. Dalam hal ini, kecelakaan hanya mengakibatkan pelepasan bahan radioaktif dalam batas dapat diterima.
- b) Kondisi ekstensi desain (*design extension condition*, DEC) atau dalam terminologi sebelumnya disebut kondisi kecelakaan melampaui dasar desain (*beyond design basis accident*, BDBA) adalah kondisi kecelakaan yang dipostulasikan yang tidak dipertimbangkan sebagai kecelakaan dasar desain. Namun, kondisi tersebut tetap dipertimbangkan dalam proses desain instalasi dengan menggunakan metodologi perkiraan terbaik (*best estimate*) dan dengan tetap menjaga persyaratan pelepasan bahan radioaktif dalam batas yang diizinkan.

Dalam hal ini, kondisi ini masih dibagi dalam dua kondisi berbeda, yaitu kondisi tanpa kerusakan signifikan pada bahan bakar dan kondisi dengan teras meleleh yang disebut pula sebagai kecelakaan parah (*severe accident*).

Hingga saat ini, dalam sejarah pengoperasian PLTN komersial telah terjadi tigakali kecelakaan yang melibatkan pelelehan teras, yaitu TMI-2 di Amerika Serikat, Chernobyl unit 4 di Ukraina, dan Fukushima Dai-ichi di Jepang (WNA, 2016).



G. SISTEM KESELAMATAN

Dari uraian di atas dapat diketahui bahwa untuk menjaga tingkat keselamatan yang tinggi dari suatu reaktor nuklir, prinsip pertahanan berlapis harus diterapkan. Pada konsep ini, pertahanan tingkat pertama adalah pencegahan kejadian yang akan dapat memicu penyimpangan dari keadaan operasi normal ke kondisi kecelakaan. Tingkat pertahanan kedua, ketiga, dan keempat mengisyaratkan keharusan ketersediaan sistem keselamatan yang berfungsi dari sejak mendeteksi kemungkinan kejadian di luar operasi normal hingga memitigasi kejadian agar tidak merambat ke kondisi ekstensi desain dan mengakibatkan konsekuensi ke lingkungan.

Di sisi lain, sistem keselamatan tersebut juga harus mampu menjalankan fungsi keselamatan dasar. Pada dasarnya sistem keselamatan adalah sistem yang penting untuk keselamatan, yang disediakan untuk menjamin reaktor dapat dipadamkan dengan selamat atau mampu memindahkan panas residual dari teras reaktor atau dapat membatasi konsekuensi dari setiap kejadian operasi terantisipasi dan kecelakaan dasar desain (IAEA, 2018). Berikut adalah contoh sistem keselamatan yang pada umumnya diimplementasikan pada PWR berdasarkan fungsi keselamatan dasar.

1) Pengendalian reaksi inti berantai

Komponen utama pengendalian reaksi inti berantai adalah batang kendali, termasuk sistem atau mekanisme penggerak batang kendali (*control rod drive mechanism*). Selain untuk pengaturan daya pada kondisi operasi normal, sistem ini harus berfungsi dengan menghentikan reaksi berantai jika ada parameter operasi yang akan melampaui batasan operasi normal. Dalam hampir semua desain, sistem penggerak batang kendali dikaitkan dengan sensor gempa sehingga ketika gempa bumi terjadi melampaui harga tertentu, sistem penggerak batang kendali akan secara otomatis menghentikan reaksi inti berantai.



Pengendalian reaksi berantai pada umumnya juga dibantu oleh sistem lain dengan menginjeksikan zat kimia boron yang akan mengurangi jumlah populasi neutron di teras. Boron memiliki karakteristik untuk menangkap neutron tanpa terjadi reaksi fisi. Di PWR hal itu dapat dilakukan oleh sistem yang disebut *Chemical and Volume Control System (CVCS)* (Westinghouse Electric Corporation, 1984). Sistem injeksi pendingin darurat juga melarutkan boron ke dalam air.

2) Pendinginan bahan bakar di teras reaktor

Pada keadaan operasi normal, pengambilan panas di teras reaktor dilakukan oleh sistem pendingin primer. Namun, dalam rangka mengantisipasi kondisi kecelakaan yang tidak memungkinkan pengoperasian sistem pendingin primer, maka harus disediakan sistem pendingin yang lain. Terkait dengan hal tersebut, pada PWR sebagai dasar rancangan diasumsikan terjadi kecelakaan kehilangan air pendingin (sistem primer), misalkan akibat pipa sistem pendingin primer bocor atau bahkan putus. Kejadian ini yang disebut dengan kecelakaan kehilangan air pendingin (*loss-of-coolant accident, LOCA*). Untuk itu, PWR dilengkapi dengan sistem pendingin teras darurat (*emergency core cooling system, ECCS*). Pada prinsipnya, sistem ini berfungsi untuk memberikan air pendingin saat air pendingin primer tidak berfungsi guna mengambil panas dari teras reaktor. Sistem ini terdiri dari berbagai peranti seperti sistem injeksi tekanan tinggi, injeksi air menggunakan tangki akumulator, dan injeksi air tekanan rendah. Dalam rancangan PWR AP1000 yang termasuk dalam teknologi PLTN generasi III, disediakan sistem untuk mendinginkan teras reaktor menggunakan air yang diguyurkan dari *in-containment refuelling water storage tank (IRWST)* (Westinghouse Electric Company, 2017).

3) Pengungkungan produk radioaktif

Sistem pengungkungan sudah diuraikan di atas dalam bentuk barrier ganda. Fungsi sistem tersebut di PWR diimplementasikan



melalui beberapa komponen dan sistem, yaitu dengan membuat matriks bahan bakar yang kuat untuk mengikat zat radioaktif, kelongsong bahan bakar yang akan tetap mengungkung zat radioaktif, termasuk yang berbentuk gas, sistem pendingin primer yang mengisolasi produk radioaktif tetap di dalam sistem primer, termasuk jika integritas kelongsong bahan bakar tidak dapat dipertahankan. Ketika sistem primer mengalami kegagalan, produk radioaktif akan memiliki kemungkinan untuk tersebar ke dalam gedung reaktor. Dalam kondisi tersebut, pengungkung akan berperan untuk mengungkung zat radioaktif di dalam gedung reaktor. Sementara itu, untuk mengendalikan kenaikan tekanan akibat akumulasi uap dan gas tak terkondensasi yang dilepas dari sistem primer, terutama jika skenario LOCA, pengungkung dilengkapi dengan beberapa peranti, yaitu sistem semprot air (*containment spray system*), sistem fan pendingin pengungkung (*containment fan cooler system*), dan sistem kendali hidrogen (*hydrogen detection and surpression system*) (Westinghouse Electric Corporation, 1984). Pada desain PLTN PWR AP1000, sistem pendingin pengungkung ditambahkan untuk menjaga integritas pengungkung dari kelebihan tekanan dengan mengalirkan air secara gravitasi di permukaan dinding pengungkung sebelah luar (Westinghouse Electric Company, 2017).

H. ANALISIS KESELAMATAN

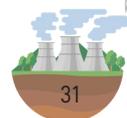
Untuk menunjukkan bahwa tidak ada risiko yang lebih besar dari yang diperkirakan sebagai akibat dari pengoperasian reaktor nuklir, maka perlu dilakukan pengkajian atau penilaian keselamatan (*safety assessment*) terhadap instalasi reaktor tersebut. Pengkajian keselamatan menggambarkan suatu proses sistematis yang dilakukan sepanjang usia fasilitas dan ditujukan untuk memastikan bahwa semua persyaratan keselamatan telah dipenuhi (IAEA, 2016b). Secara lebih umum, pengkajian keselamatan dapat melingkupi semua tahap kegiatan yang berkaitan dengan reaktor nuklir, mulai pemilihan tapak, desain, konstruksi, komisioning, operasi, dan dekomisioning,



khususnya pada aktivitas tertentu yang berhubungan dengan keselamatan. Pengkajian keselamatan juga harus dilakukan secara berkala selama umur pengoperasian suatu reaktor nuklir karena kondisi yang memengaruhi keselamatan reaktor nuklir dapat berubah, misalkan karena penuaan sistem dan komponen, pengalaman yang diperoleh selama pengoperasian atau temuan ilmiah lainnya (IAEA, 2006). Di Indonesia, penilaian keselamatan secara berkala juga harus dilakukan oleh operator reaktor riset seperti diatur dalam Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir (Peraturan Kepala BAPETEN No. 2, 2015). Dalam pelaksanaan pengkajian keselamatan, salah satu persyaratan adalah diterapkannya prinsip pendekatan bertingkat (*graded approach*). Prinsip ini mensyaratkan pengkajian keselamatan yang disesuaikan dengan aktivitas dan risiko radiasi yang diperkirakan muncul dalam aktivitas tersebut (IAEA, 2016b).

Pengkajian keselamatan mencakup analisis keselamatan yang merupakan bagian esensial, tetapi tidak terbatas hanya padanya. Dikenal dua metode yang saling melengkapi satu sama lain dalam analisis keselamatan, yaitu metode deterministik dan probabilistik. Pada metode deterministik, studi dilakukan melalui perhitungan menggunakan cara analitis maupun korelasi empiris untuk menunjukkan bahwa persyaratan keselamatan telah dipenuhi oleh rancangan yang ada untuk berbagai kejadian awal (internal dan eksternal) dan kondisi operasi yang dipertimbangkan. Analisis keselamatan deterministik meramalkan tanggapan instalasi reaktornuklir dalam kondisi operasi, spesifik terhadap kejadian awal yang dipostulasikan. Jenis analisis keselamatan ini menerapkan sekumpulan aturan dan kriteria penerimaan tertentu. Analisis deterministik pada umumnya memfokuskan pada aspek neutronik, termohidraulik, radiologik, dan aspek struktur yang sering kali dilakukan dengan menggunakan peranti komputasi yang berbeda.

Analisis keselamatan probabilistik (*probabilistic safety analysis*, PSA) menggabungkan kemungkinan kejadian awal, skenario rentetan peristiwa, dan konsekuensinya dalam estimasi frekuensi kerusakan



teras hingga kegagalan pengungkung dan pelepasan produk fisi (*source term*) dari suatu instalasi reaktor nuklir berdasarkan nilai kebolehjadian setiap kegagalan/keberhasilan operasi komponen dan/atau tindakan operator. Jumlah rentetan kejadian dapat sangat besar, bergantung pada jumlah kemungkinan kejadiannya. Peranti utama yang digunakan dalam PSA dikenal dengan pohon kejadian (*event tree*) dan pohon kegagalan (*fault tree*). Melalui PSA akan diketahui probabilitas keberhasilan atau sebaliknya probabilitas kegagalan suatu komponen atau sistem dalam suatu skenario rentetan kecelakaan tertentu. Sesuai dengan peraturan terkait persyaratan keselamatan desain reaktor daya komersial di Indonesia, baik analisis keselamatan deterministik maupun probabilistik wajib dilakukan (Peraturan Kepala BAPETEN No. 3, 2011).

Analisis keselamatan deterministik pada umumnya dilaksanakan melalui perhitungan parameter instalasi menggunakan program perhitungan komputer (*codes*). Di dalam program komputer tersebut diselesaikan satu kumpulan persamaan matematis yang menggambarkan model fisis instalasi yang dipelajari. Kepercayaan terhadap hasil-hasil analisis, dan sebagai konsekuensinya desain dan operasi instalasi yang aman, sangat bergantung pada kemampuan pemodelan fenomena fisis yang terlibat dan validasi kemampuan tersebut dengan data eksperimental atau data operasi riil (pada pengujian *start-up*, parameter tunak dan kejadian operasi). Terminologi analisis kecelakaan digunakan untuk menggambarkan analisis keselamatan deterministik dari kejadian operasi diantisipasi (transien), kecelakaan dasar desain, dan kondisi ekstensi desain.

Pada Tabel 2 diberikan beberapa contoh program komputer yang telah dikenal dan dipakai di beberapa negara. Tabel tersebut tidak dimaksudkan untuk memberikan daftar yang lengkap, tetapi hanya sebagai contoh. Di sisi lain, sangat mungkin bahwa program komputer tersebut sudah diperbarui atau bahkan mungkin sudah tidak banyak digunakan lagi dan diganti dengan program komputer yang lebih baru. Nama negara yang dicantumkan di beberapa nama



Tabel 2. Contoh Program Perhitungan Komputer untuk Analisis Kecelakaan

Jenis Program	Nama (Negara*)	Keterangan
Fisika Reaktor	WIMS, DYN3D, KIKO (Hungaria), HEXTRAN (Finlandia) dan COCCINELLE (Prancis)	Program dapat mencakup efek ruang, 1–3D dan model termohidraulik sederhana. Beberapa program telah digabung dengan program termohidraulik untuk analisis transien dan DBA
Perilaku bahan bakar	FRAPCON dan FRAPT-T6 (AS), TRANSURANUS (Jerman), ENIGMA (UK), START-3 dan RAPTA-5 (Rusia), ELESIM dan ELOCA (Kanada)	Semua codes ini pada umumnya menguraikan perilaku bahan bakar tunggal
Sistem Termohidraulika	RELAP5, TRAC-P/B dan COBRA-TRAC (AS), CATHARE (Prancis), ATHLET (Jerman) DINAMIKA (Rusia), SMABRE dan APROS (Finlandia), CATHENA dan TUF (Kanada)	Program menguraikan perilaku sistem reaktor meliputi hidrodinamika, perpindahan panas, kinetika reaktor, sistem kendali, dan sistem komponen lainnya
Kontainmen	CONTEMPT dan CONTAIN (AS), GOTHIC (Jerman), JERICO, RALOC dan COCOSYS	
Struktur	NASTRAN, ABAQUS, ANSYS, SAP2000, COSMOS/M	
Kecelakaan parah (mekanistik)	SCDAP/RELAP5, CATHARE/ICARE (Prancis), ATHLET-CD (Jerman), RELAP5/SCDAPSIM, IMPACT (Jepang)	IMPACT dikembangkan untuk simulator instalasi menggunakan RELAP sebagai dasar perhitungan termohidraulik
Kecelakaan parah (parametrik)	ESCADRE (Prancis), ESTER, MAAP, MELCOR (AS), THALES (Jepang)	

Keterangan: *beberapa program dikembangkan bersama-sama oleh berbagai negara atau di berbagai negara dengan versi masing-masing, sehingga tidak diberikan nama negara secara khusus

Sumber: IAEA (2002)



program komputer dimaksudkan untuk memberikan informasi di negara mana pertama kali program komputer tersebut dikembangkan. Untuk kejadian transien diantisipasi dan DBA, program perhitungan komputer dapat dikategorikan dengan komponen atau sistem yang dianalisis dan pada umumnya dapat dikarakterisasi dalam beberapa kategori sebagai berikut:

- a) program fisika reaktor;
- b) program perilaku bahan bakar;
- c) program termohidraulik, termasuk program sistem, subkanal, media berpori, dan komputasi dinamika fluida (*computational fluid dynamic*, CFD);
- d) program analisis kontainmen, dapat termasuk transport bahan radioaktif;
- e) program perhitungan dispersi atmosferik dan dosis; dan
- f) analisis struktur.

Beberapa nama program komputer dalam daftar tersebut lebih sering digunakan untuk membantu dalam perancangan dari pada dalam analisis keselamatan, misalkan program perhitungan neutronik WIMS. Di antara program yang digunakan untuk analisis keselamatan, sebagian digunakan untuk mempelajari satu fenomena tertentu, seperti FRAPCON, sebagian yang lain untuk mempelajari sifat sistem keseluruhan, seperti RELAP5, TRAC. Selain itu, ada program yang dikembangkan untuk melakukan analisis pada jenis reaktor nuklir tertentu, misalnya CATHENA untuk reaktor dari jenis *pressurized heavy water reactor* (PHWR).

I. RADIASI NUKLIR

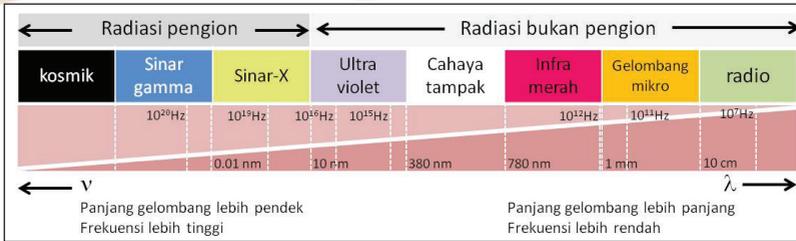
Seperti telah diketahui, risiko potensial yang terkait dengan reaktor nuklir adalah penyebaran bahan radioaktif ke lingkungan yang dapat membahayakan keselamatan dan kesehatan masyarakat serta kelestarian lingkungan. Tujuan utama keselamatan reaktor nuklir adalah melindungi masyarakat dan lingkungan terhadap dampak



buruk radioaktivitas dan radiasi pengion dengan cara menyediakan serangkaian sistem dan prosedur untuk menjaga agar bahan radioaktif tidak keluar dari gedung reaktor seperti telah diuraikan di subbab terdahulu.

Dalam subbab ini akan diuraikan hal-hal yang terkait dengan radiasi dan radioaktivitas. Pemahaman tentang hal tersebut akan memberikan bekal yang baik untuk memahami keselamatan reaktor nuklir secara tepat di samping memberikan upaya pencegahan terhadap penggunaan bahan radioaktif secara tidak tepat.

Radioaktivitas adalah transformasi spontan yang terjadi pada suatu inti atom tak stabil menuju kestabilan yang disertai dengan pelepasan radiasi. Unsur yang memiliki sifat radioaktivitas seperti itu dikenal sebagai unsur radioaktif atau radionuklida (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation [UNSCEAR], 2010). Kata radiasi sendiri dapat diartikan sebagai perambatan energi dalam bentuk gelombang atau partikel dalam ruang. Cahaya merupakan contoh radiasi dalam bentuk gelombang elektromagnetik. Radiasi gelombang elektromagnetik memiliki spektrum yang luas dari gelombang yang pendek ke gelombang yang panjang atau dari frekuensi gelombang yang tinggi ke frekuensi gelombang yang rendah. Panjang gelombang dan frekuensi tersebut juga berhubungan dengan energi. Berdasarkan energi yang dibawa, radiasi dapat digolongkan ke dalam radiasi bukan pengion dan radiasi pengion. Radiasi bukan pengion memiliki energi rendah sehingga ketika melewati suatu materi, tidak dapat menghasilkan ion. Contoh radiasi bukan pengion adalah cahaya tampak, pemanas *microwave*, dan gelombang radio. Selain itu, peralatan seperti telepon nirkabel, telepon genggam juga menghasilkan radiasi bukan pengion. Sebaliknya, radiasi pengion memiliki energi yang mampu mengeluarkan elektron dari orbit di dalam atom hingga membentuk ion positif pada unsur yang ditinggalkan. Radiasi yang dihasilkan dari sifat radioaktivitas merupakan kelompok radiasi pengion meskipun radiasi yang dilepas tidak hanya dalam bentuk gelombang, tetapi juga partikel. Gambar 4 menunjukkan



Sumber: Canadian Nuclear Safety Commission (2012)

Gambar 4. Spektrum Gelombang Elektromagnetik

skema spektrum gelombang elektromagnetik (Canadian Nuclear Safety Commission [CNSC], 2012).

Radiasi yang dihasilkan dari unsur radioaktif diklasifikasikan dalam tiga kelompok: partikel alfa, partikel beta, dan radiasi sinar gamma. Jika dikaitkan dengan reaksi fisi, maka ada radiasi neutron. Suatu radionuklida merupakan pemancar partikel alfa atau beta, tetapi tidak dapat keduanya. Akan tetapi, radiasi gamma dapat menyertai radiasi partikel alfa maupun beta.

Partikel alfa adalah suatu inti helium yang tersusun atas dua proton dan dua neutron sehingga bermuatan positif. Partikel beta bermuatan elektron positif atau negatif yang timbul pada saat neutron berubah menjadi proton (dan sebaliknya) di dalam suatu inti. Partikel alfa dipancarkan pada satu energi tertentu yang spesifik untuk radionuklida. Partikel beta mempunyai spektrum energi dengan harga maksimumnya merupakan karakteristik inti yang memancarkannya. Radiasi gamma adalah radiasi elektromagnetik serupa dengan sinar-X, tetapi dengan energi yang lebih tinggi (atau panjang gelombang yang lebih pendek).

Pada saat partikel alfa atau beta dipancarkan, identitas kimiawi inti berubah. Proses ini dikenal juga sebagai peluruhan. Inti baru bentukannya, disebut turunan (*daughter*), kemungkinan merupakan inti yang stabil atau tidak stabil. Suatu rantai peluruhan radioaktif pada akhirnya menghasilkan inti stabil.



Setiap radionuklida memiliki sifat karakteristik yang disebut umur paro (*half life*) yang menunjukkan waktu yang diperlukan suatu radioaktivitas untuk meluruh hingga jumlah inti menjadi setengahnya. Umur paro dapat bervariasi dari hitungan detik, untuk inti yang memiliki waktu hidup pendek, hingga jutaan tahun untuk inti berumur panjang.

Aktivitas suatu radionuklida adalah laju peluruhan, yaitu jumlah transformasi inti per detik. Aktivitas sebanding dengan jumlah radionuklida dan kebalikan terhadap umur paro:

$$(2)$$

dengan

A = aktivitas (Bq)

N = jumlah radionuklida

$T_{1/2}$ = umur paro (detik)

Satuan aktivitas adalah becquerel (Bq); 1 Bq = satu disintegrasi inti per detik. Satuan yang lama adalah curie (Ci), dengan 1 Ci = $3,7 \times 10^{10}$ disintegrasi per detik. Satu Ci pada awalnya menunjukkan aktivitas satu gram radium.

Pada saat radiasi partikel alfa dan beta menembus suatu benda, energinya diserap dan benda tersebut dapat mengalami perubahan atau bahkan kerusakan. Pada umumnya, dapat dibedakan tiga jenis perubahan atau kerusakan akibat radiasi, yaitu

- 1) transmudasi, yaitu perubahan suatu inti menjadi inti lain yang sering kali radioaktif;
- 2) pergeseran posisi atom dari posisi normalnya pada struktur materi; dan
- 3) ionisasi, yaitu pelepasan elektron dari atom dalam suatu materi dan pembentukan pasangan ion.



Dua fenomena pertama terjadi akibat interaksi langsung antara radiasi dan atom suatu benda. Neutron, yang bermuatan listrik netral, merupakan partikel yang sangat mudah menyebabkan kerusakan radiasi dari jenis tersebut. Hal ini perlu dipertimbangkan dalam perancangan bejana dan komponen internal reaktor.

Partikel alfa dan beta memiliki karakteristik daya tembus yang pendek yang dengan mudah dihentikan oleh suatu benda. Partikel alfa di udara hanya terpancar hingga jarak beberapa centimeter, sedangkan partikel beta, karena massa dan muatannya yang kecil, mudah terpental jika menumbuk atom lain. Jarak pancarnya di udara dalam orde beberapa meter. Radiasi gamma mempunyai daya tembus yang paling besar dan hanya dapat dihentikan dengan penghalang yang cukup tebal.

Besaran yang menunjukkan banyaknya energi yang terserap setiap satuan massa benda disebut dosis radiasi atau dosis terabsorpsi. Satuan dosis radiasi adalah gray (Gy) yang setara dengan energi yang diabsorpsi sebesar 1 joule per kilogram. Satuan lama adalah rad dengan $1 \text{ rad} = 0,01 \text{ Gy}$ atau $1 \text{ Gy} = 100 \text{ rad}$. Mengingat waktu merupakan variabel penting untuk mengetahui efek radiasi, maka ada besaran laju dosis radiasi atau paparan, yaitu dosis terserap per satuan waktu, misalnya dengan satuan Gy/s.

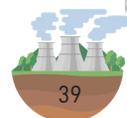
Perhatian terbesar terhadap risiko radiasi adalah efek terhadap kesehatan manusia. Efek terhadap kesehatan manusia di antaranya bergantung pada dosis radiasi yang diserap tubuh manusia. Diyakini bahwa dosis serap di bawah 100 mGy tidak menimbulkan efek merusak pada jaringan tubuh (Wrixon, 2008). Di sisi lain, dampak radiasi pada dasarnya juga tergantung pada jenis radiasi dan material yang menyerap energi radiasi tersebut. Untuk itu, dalam lingkup proteksi radiasi, setiap jenis radiasi memiliki faktor pembobot yang dikenal sebagai faktor pembobot radiasi (w_R). Sebagai contoh, faktor pembobot radiasi partikel elektron bernilai 1, proton bernilai 2, dan alfa bernilai 20 (International Commission on Radiological Protection [ICRP], 2009). Dosis serap yang telah dibobot dengan faktor pem-



bobot tersebut disebut sebagai dosis ekuivalen dengan satuan sievert (Sv) yang menggantikan satuan lama rem ($1 \text{ Sv} = 100 \text{ rem}$). Dalam kaitan dengan jaringan tubuh yang menyerap radiasi, setiap jaringan memiliki karakteristik terhadap radiasi yang diserap. Oleh karena itu, telah didefinisikan pula faktor pembobot jaringan (w_T), misalkan kelenjar gondok memiliki nilai $w_T = 0,04$ dan paru-paru $0,12$ (ICRP, 2009; Wrixon, 2008). Dosis ekuivalen yang telah mempertimbangkan faktor pembobot jaringan disebut sebagai dosis efektif. Perhitungan dosis efektif ini digunakan untuk tindakan proteksi berdasarkan ukuran kerusakan akibat radiasi. Selain bahan radioaktif yang lahir karena aktivitas manusia, di alam terdapat radiasi penganam alam yang berspektrum sangat lebar. Paparan radiasi tersebut berasal dari radiasi kosmik, radiasi gamma dari bumi, dan produk radioaktif alam yang berasal dari makanan dan air (terutama ^{210}Pb dan ^{40}K).

Dosis tahunan akibat radioaktivitas alam rerata untuk seluruh populasi dunia diperkirakan antara 2–3 milisievert (mSv), tetapi bervariasi antara 1–5 mSv sesuai dengan tempatnya. Kontribusi sinar kosmik saja dapat mencapai 15% radiasi yang diterima manusia dari alam (UNSCEAR, 2010). Dosis akibat radiasi sinar kosmik dapat lebih besar lima kali di daerah dataran tinggi yang jarang penduduk. Radionuklida alam yang terdapat di bumi dan dikenal sebagai radionuklida primordial adalah ^{40}K , ^{238}U , dan ^{232}Th . Ketiga radionuklida tersebut berada bersama-sama dengan turunannya. Salah satu turunan ^{238}U yang terbanyak di alam adalah radon ^{222}Ra . Radiasi alam yang termasuk tertinggi di Indonesia adalah di daerah Mamuju, Sulawesi Barat (Zubaidah dkk., 2012).

Selain dari alam, manusia dalam kegiatan kehidupan sehari-hari juga menerima radiasi dari berbagai sumber. Salah satu sumber terbesar radiasi adalah dari kegiatan kedokteran. Sebagai contoh, setiap foto toraks akan menerima dosis radiasi sebesar 0,1 mSv dan CT scan abdomen sebesar 10 mSv (CNSC, 2012). Adanya radiasi alam dan kegiatan sehari-hari tersebut bukan berarti pembenaran untuk adanya tambahan paparan yang berasal dari radioaktivitas buatan seperti



dari pemanfaatan energi nuklir pada reaktor nuklir. Paparan radiasi dari aktivitas industri nuklir tetap harus dijaga serendah mungkin. Untuk itu, sebagai upaya proteksi radiasi, diterapkan satu konsep yang dikenal dengan konsep *As Low As Reasonably Achievable* (ALARA). Oleh karena itu, tidak mengherankan jika dibandingkan bahwa dosis radiasi yang diterima penduduk di dekat lokasi PLTN dalam 1 tahun lebih rendah dari yang diterima penduduk dari radiasi alam (United States Environmental Protection Agency [USEPA], 2022). Untuk menjaga keselamatan terkait pemanfaatan tenaga nuklir, Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN) telah menetapkan nilai batas dosis yang diizinkan (Peraturan Kepala BAPETEN No. 4, 2013).





BAB 3

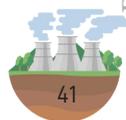
KECELAKAAN PLTN KOMERSIAL

A. PENDAHULUAN

Dalam Bab 3 ini akan diuraikan tiga kecelakaan yang pernah terjadi dalam sejarah pengoperasian PLTN komersial di dunia, yaitu kecelakaan PLTN Three Mile Island unit 2, PLTN Chernobyl unit 4, dan PLTN Fukushima Dai-ichi. Ketiga kecelakaan tersebut dapat dikategorikan pada kecelakaan parah karena melibatkan pelelehan sebagian bahan bakar dan teras reaktor.

Selain untuk mengetahui secara garis besar rentetan kejadian dan akibat yang ditimbulkan dari kecelakaan ketiga PLTN, uraian ketiga kecelakaan tersebut juga diperlukan untuk memberikan latar belakang pada pembahasan di bab selanjutnya yang akan menguraikan tentang penelitian kecelakaan reaktor nuklir yang telah dilakukan dan hasil yang diperoleh, khususnya terkait dengan fenomena termohidraulika yang mengiringi kecelakaan tersebut.

Buku ini tidak diperjualbelikan.



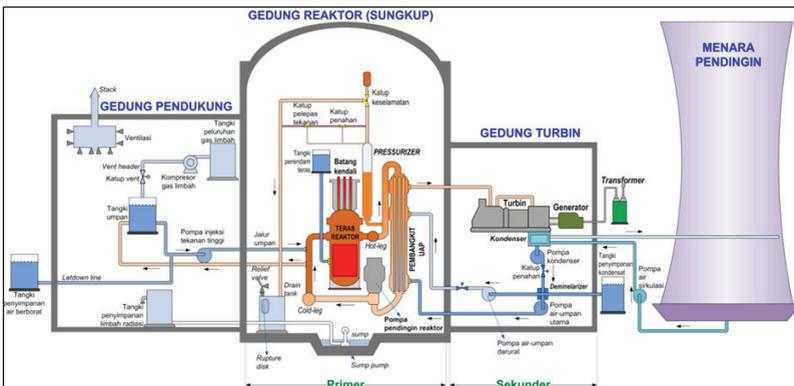
B. KECELAKAAN REAKTOR THREE MILE ISLAND UNIT 2

a. 1. Deskripsi Reaktor

Reaktor Three Mile Island unit 2 (TMI-2) adalah reaktor tipe PWR. Reaktor berdaya 906 MWe dirancang oleh perusahaan Babcock & Wilcox (B&W) yang memiliki desain pembangkit uap dari jenis *once-through*, bukan *U-tube* seperti desain PWR buatan perusahaan Westinghouse. TMI-2 masuk ke jaringan listrik pada tahun 1978. Reaktor TMI-2 terletak di negara bagian Pennsylvania, Amerika Serikat. Di tapak tersebut terdapat pula TMI unit 1. PLTN yang tersambung dengan jaringan pada tahun 1974 ini berdaya 800 MWe. Seperti TMI-2, TMI-1 juga merupakan tipe PWR dan dirancang oleh B&W. Gambar 5 memperlihatkan skema PLTN TMI-2.

Deskripsi beberapa komponen reaktor yang nantinya akan terkait dengan uraian rangkaian kejadian kecelakaan adalah sebagai berikut.

- 2) Untuk mengatur tekanan di sistem pendingin primer, *pressurizer* dilengkapi dengan katup pengatur tekanan yang disebut *pilot operated relief valve* (PORV). Katup ini terpasang di bagian atas



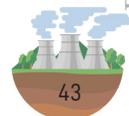
Sumber: Petrangeli (2006b)

Gambar 5. Skema Komponen Utama PLTN TMI-2



pressurizer. Fungsi katup ini untuk mengendalikan tekanan di sistem pendingin primer dengan cara terbuka secara otomatis jika tekanan dalam sistem pendingin primer melampaui batas operasi dan akan tertutup kembali jika tekanan sudah kembali ke tekanan normal. Selain PORV, *pressurizer* juga dilengkapi katup keselamatan (*safety valve*) yang akan berfungsi jika PORV tidak berhasil mengendalikan tekanan dan tekanan mendekati batas keselamatan yang telah ditetapkan.

- 3) TMI-2 dilengkapi dengan sistem pendinginan teras darurat (*emergency core cooling system, ECCS*). ECCS berfungsi untuk memberikan pendinginan teras ketika sistem pendingin primer tidak dapat berfungsi karena ada kebocoran yang membuat massa air pendingin berkurang. ECCS tersebut terdiri atas beberapa sistem sebagai berikut.
 - a) Sistem injeksi pendingin tekanan tinggi (*high pressure injection system, HPIS*). Sistem ini akan berfungsi ketika terjadi kebocoran sistem pendingin primer dengancara menginjeksikan air ke reaktor dengan bantuan pompa bertekanan tinggi saat sistem pendingin primer masih bertekanan tinggi, berkisar 120 hingga 140 bar, tergantung desain reaktor.
 - b) Sistem pembanjiran teras atau disebut juga akumulator. Sistem ini berupa tangki yang berisi air mengandung boron, bertekanan, dan akan berfungsi secara otomatis menginjeksikan air ke reaktor ketika dalam suatu kebocoran air pendingin primer tekanan di sistem pendingin primer turun menjadi sekitar 42 bar (dari sekitar 150 bar saat operasi normal).
 - c) Sistem injeksi pendingin tekanan rendah (*low pressure injection system, LPIS*). Serupa dengan sistem injeksi pendingin tekanan tinggi, sistem ini berfungsi pada tekanan rendah.

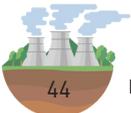


d. 2. Rangkaian kejadian

Kecelakaan berlangsung mulai 28 Maret 1979 pukul 04:00 pagi saat PLTN beroperasi pada 97% daya nominal. Rangkaian kejadian adalah sebagai berikut (Petrangeli, 2006b; WNA, 2017c).

Kejadian dimulai saat pekerja ada yang melakukan pembersihan salah satu komponen resin yang berhubungan dengan kondensor uap. Karena suatu kesalahan, katup yang terdapat di pipa yang mengalirkan air ke pembangkit uap (disebut pipa air umpan) menutup. Hal ini menyebabkan air di sisi sekunder pembangkit uap berkurang dan pada gilirannya menyebabkan temperatur air pendingin primer naik. Sistem keselamatan TMI-2 secara otomatis menghentikan operasi dengan menurunkan semua batang kendali (*shutdown*) yang berlangsung dalam waktu sekitar 1 detik. Setelah itu, salah satu katup yang dinamakan *pilot operated relief valve* (PORV), sesuai prosedur, terbuka untuk mengurangi kenaikan tekanan di sistem pendingin primer. Sepuluh detik kemudian, katup tersebut seharusnya tertutup kembali, tetapi mengalami kegagalan. Karena katup tetap terbuka, uap dan air dari sistem pendingin primer terbuang keluar. Operator tidak menyadari hal tersebut karena melihat sinyal “*close*” yang menandakan sudah ada perintah untuk menutup katup. Namun, tidak ada sinyal yang menunjukkan kondisi aktual katup apakah tertutup atau terbuka. Keadaan itu berlangsung selama sekitar 2 jam.

Ketika tekanan turun akibat kebocoran melalui PORV, HPIS secara otomatis bekerja. Air diinjeksikan ke dalam sistem pendingin primer. Operator masih belum menyadari situasi karena menurut pengamatan mereka ketinggian air di *pressurizer* juga menunjukkan masih tinggi yang diinterpretasikan mereka tidak ada kebocoran. Padahal, ketinggian air bisa dipertahankan karena ada injeksi dari HPIS sementara kebocoran juga terus berlangsung melalui PORV. Beberapa saat kemudian, bahkan tampak oleh operator ketinggian air di *pressurizer* lebih tinggi dari operasi normal. Oleh karena itu, operator kemudian mengurangi laju alir HPIS untuk menjaga ketinggian air di *pressurizer*.



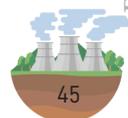
Pengurangan laju alir HPIS dan tekanan yang mulai turun menyebabkan pembentukan uap meningkat. Adanya uap dalam sistem pendingin primer yang meningkat tersebut mengakibatkan pula vibrasi di pompa primer. Untuk menyelamatkan pompa, operator mematikan pompa sistem pendingin primer. Tindakan ini mengakibatkan pembentukan uap makin meningkat demikian pula dengan temperatur pendingin primer. Akan tetapi, operator tidak menyadari hal ini karena fokus pada ketinggian air di *pressurizer* yang masih pada batas tinggi. Operator tidak menyadari bahwa meskipun air tampak masih tinggi di *pressurizer*, sebetulnya di teras reaktor pendinginan sudah terjadi dengan hebat dan bahkan teras sudah mulai tidak terendam air. Adanya gelembung besar uap di teras ini yang membuat juga ketinggian air di *pressurizer* tidak tampak turun.

Setelah sekitar 2 jam dari awal kejadian, operator menutup katup blok, yaitu katup yang terpasang di pipa yang sama dengan PORV. Penutupan itu berhasil menghentikan kebocoran melalui PORV. Pada saat yang sama, operator yang mulai memahami situasi, menambah laju alir pendingin darurat untuk menurunkan temperatur dan mengondensasi uap. Upaya tersebut dilakukan terus hingga temperatur pendingin reaktor dapat turun. Pendinginan reaktor dapat dikatakan telah stabil sekitar 16 jam setelah kejadian.

e. 3. Akibat kecelakaan

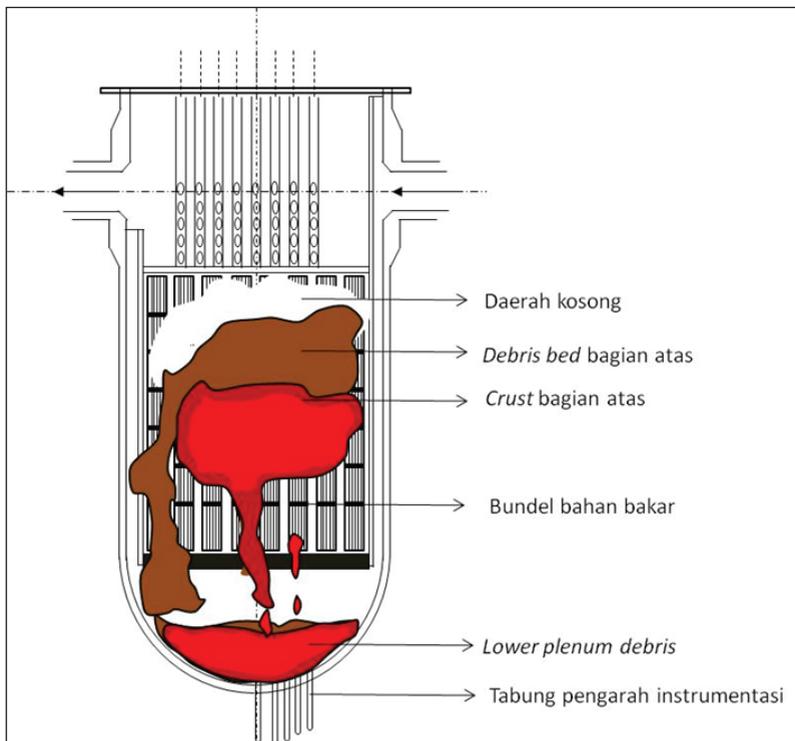
Kejadian tersebut, meski sempat membuat kepanikan kecil di masyarakat pada saat otoritas keselamatan mendapat laporan pada pagi hari 28 Maret 1979. Namun, pada akhirnya tidak terbukti ada pelepasan produk radioaktif ke luar reaktor yang melebihi batas yang diizinkan dan membahayakan kesehatan sehingga tidak ada evakuasi yang dilakukan. Para pekerja pun tidak ada yang menerima paparan radiasi melebihi batas yang diizinkan. Pelepasan produk radioaktif yang terjadi selama proses *venting* di dalam reaktor dapat tersaring dengan sistem HEPA filter yang terpasang.

Meskipun dari sisi radiologi tidak ada dampak besar baik bagi pekerja maupun masyarakat, akibat dari kejadian tersebut di atas dapat



dikategorikan kecelakaan parah karena sebagian teras reaktor telah meleleh. Meskipun demikian, tidak ada kejadian susulan akibat dari pelelehan tersebut. Pada tahun 1984, setelah masa pendinginan teras, operator dapat membuka akses untuk melihat bagaimana kondisi teras terkini. Pada saat itu diketahui bahwa tidak kurang dari 45% teras, atau sekitar 62 ton, telah meleleh. Sekitar 19% dari lelehan tersebut terkumpul di bagian bawah bejana reaktor (*lower head*) (WNA, 2017c). Gambar 6 memperlihatkan skema kondisi lelehan dalam bejana setelah kejadian.

Meskipun lelehan teras reaktor dan struktur lain terkumpul di *bottom head*, tidak terjadi kerusakan berarti pada *bottom head* dan



Sumber: Sehgal (2012)

Gambar 6. Skema Kondisi Teras dan Lelehan dalam Bejana TMI-2



lelehan tetap berada di dalam bejana. Setelah kejadian TMI-2 ini, apa yang terjadi pada lelehan di *bottom head* ini telah menjadi topik penting penelitian keselamatan reaktor, selain fenomena pelelehannya sendiri (lihat Bab 4).

Di sisi lain, temperatur yang tinggi di teras telah mengakibatkan reaksi antara zirkonium yang merupakan bahan kelongsong bahan bakar dengan uap air dan menghasilkan hidrogen. Pembentukan hidrogen ini menimbulkan kekhawatiran tersendiri jika dalam skala besar bereaksi dengan oksigen. Sebenarnya selama kejadian berlangsung, telah terjadi kenaikan tekanan hingga 2 bar di dalam gedung reaktor disebabkan oleh terbakarnya hidrogen oleh udara di dalam gedung reaktor sekitar 10 jam setelah kejadian (Petrangeli, 2006b).

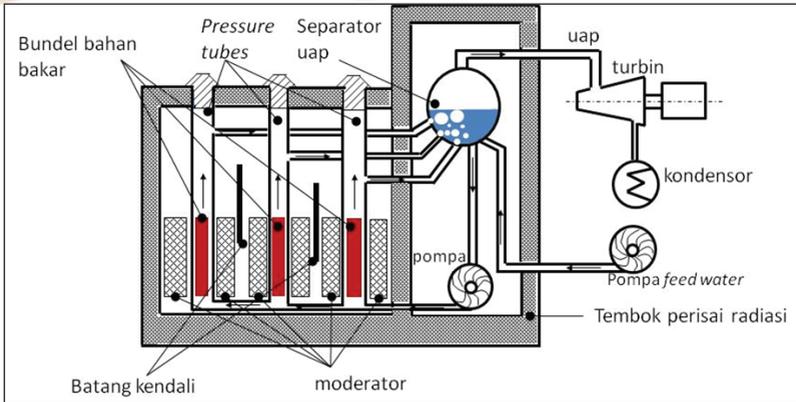
Dekontaminasi TMI-2 dan pengambilan bahan bakar dari reaktor telah diselesaikan pada tahun 1993. Sementara itu, Three Mile Island unit 1 yang berada dalam satu lokasi dengan TMI-2 telah beroperasi dengan selamat selama 40 tahun dan berhenti beroperasi pada tahun 2019 (Idaho National Laboratory, t.t.).

C. KECELAKAAN REAKTOR CHERNOBYL UNIT 4

f. 1. Deskripsi Reaktor

Reaktor Chernobyl terletak di kawasan yang disebut Chernobyl Power Complex di negara Ukraina (pada saat kejadian, Ukraina masih menjadi bagian dari Uni Soviet). Di kompleks tersebut, terdapat 4 unit PLTN yang telah beroperasi dan 2 unit PLTN yang tengah dibangun. PLTN unit 1 dan 2 telah mulai beroperasi sejak 1977, sedang PLTN unit 3 dan 4 beroperasi sejak 1983. Semua reaktor tersebut dari jenis RBMK-1000 (WNA, 2017a).

Reaktor RBMK-1000 (singkatan dalam bahasa Russia adalah *Reaktor Bolshoy Moshchnotsy Kipyashly*) adalah reaktor jenis BWR yang dirancang oleh Uni Soviet. Tidak seperti BWR yang dikembangkan oleh Amerika Serikat, air pendingin mengalir ke dalam tabung bertekanan (*pressure tubes*) untuk mengambil panas dari bahan bakar nuklir yang juga berada di dalamnya. Air pendingin akan mendidih dan uap yang



Sumber: WNA (2017a)

Gambar 7. Skema PLTN Jenis RBMK

terbentuk akan dikumpulkan dari semua tabung bertekanan yang ada dalam teras dan dialirkan ke turbin. Sebagai bahan moderator, RBMK-1000 menggunakan grafit. Gambar 7 memperlihatkan skema sederhana reaktor RBMK-1000.

Desain reaktor RBMK diakui memiliki keunggulan dalam aspek ekonomi, akan tetapi memiliki paling sedikit tiga kelemahan desain dari aspek keselamatan (Petrangeli, 2006a). Kelemahan pertama adalah daya reaktor akan naik dengan cepat ketika air di dalam tabung bertekanan berkurang. Hal tersebut dapat terjadi karena pembentukan uap yang makin banyak sehingga volume air berkurang. Kejadian seperti ini akan memberikan efek amplifikasi karena ketika sesuatu hal pembentukan uap bertambah, daya akan naik. Kenaikan daya akan mengakibatkan panas yang lebih besar dan makin besar pula pendinginan dan pembentukan uap, demikian seterusnya. Hal ini dikenal sebagai reaktivitas daya positif. Seperti telah disebut di atas, pada reaktor jenis RBMK, air pendingin memang dirancang mendidih di dalam tabung bertekanan, tetapi dengan fraksi uap tertentu sehingga reaksi fisi masih dapat dikendalikan.

Kelemahan kedua adalah pada sistem pemadaman reaksi fisi yang dilakukan oleh batang kendali. Rancangan yang ada menunjukkan

Buku ini tidak diperjualbelikan.

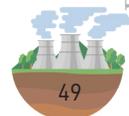


bahwa waktu jatuh batang kendali termasuk dalam kategori lambat. Batang kendali RBMK membutuhkan waktu sekitar 20 detik untuk masuk secara penuh ke dalam teras dari posisi terangkat penuh, sementara reaktor nuklir rancangan yang lain hanya perlu waktu 2 detik (Petrangeli, 2006a). Kelemahan ketiga adalah tidak adanya pengungkung yang kuat menahan tekanan di dalam gedung reaktor. Padahal, sebagian besar desain reaktor daya lainnya memiliki pengungkung dalam bentuk sungkup yang berfungsi menahan tekanan berlebih dari dalam atau pun dari luar reaktor.

g. 2. Rangkaian kejadian

Kejadian yang mengakibatkan kecelakaan parah pada PLTN Chernobyl Unit 4 terjadi selama rentang waktu 25–26 April 1986. Pada saat itu PLTN Chernobyl Unit 4 akan menjalani perawatan rutin, tetapi pada saat yang sama, operator PLTN ingin memanfaatkan untuk melakukan uji coba kemampuan inersia putaran turbin untuk memasok daya ke pompa pendingin darurat saat sumber daya listrik utama terputus. Percobaan itu sekaligus menguji coba peralatan keselamatan terkait hal tersebut yang baru dipasang di generator listrik (Petrangeli, 2006a). Rangkaian tindakan yang tidak sesuai dengan prosedur operasi dan beberapa kelemahan rancangan reaktor seperti disebutkan di atas telah mengakibatkan reaktor mengalami kecelakaan parah. Secara garis besar skenario kejadian berlangsung sebagai berikut (Petrangeli, 2006a; WNA, 2017a):

Untuk keperluan pengujian tersebut operator harus menurunkan daya secara bertahap yang dimulai pada pukul 1.00, 25 April 1986, karena percobaan akan dilakukan pada daya sekitar 700MWt (sekitar 20–25% daya nominal). Untuk keperluan persiapan percobaan, sistem catu daya pendingin darurat diputus dari sumber utama. Penurunan daya terhenti pada sekitar pukul 14:00 karena ada kebutuhan listrik yang harus dipenuhi. Saat itu daya listrik sekitar 50% dari daya nominal. Sekitar 9 jam kemudian, penurunan daya dilanjutkan kembali pada pukul 23:10. Dalam proses penurunan daya ini, tiba-tiba daya reaktor turun cepat hingga sekitar 30 MWt. Hingga saat ini belum

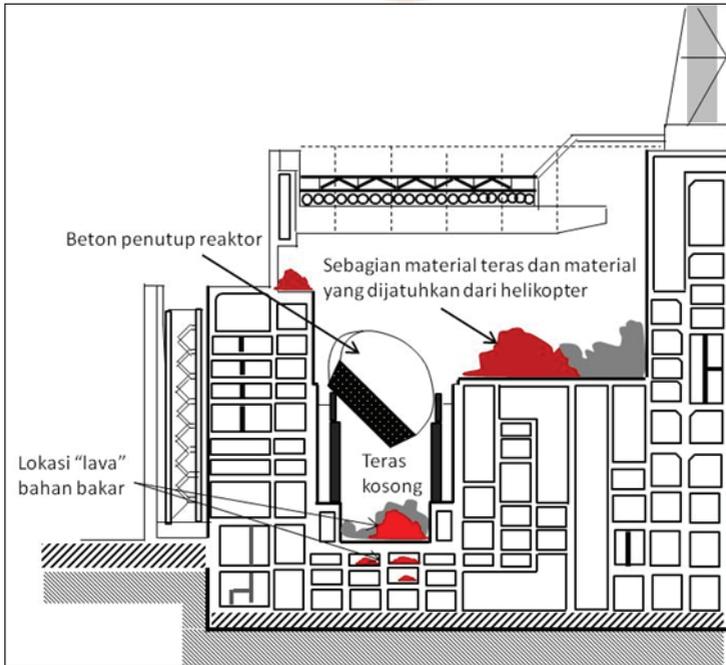


ada alasan jelas penyebab kejadian tersebut. Oleh karena pengujian yang direncanakan harus dilakukan pada daya sekitar 700 MWth, operator berupaya menaikkan kembali daya reaktor. Namun, hal itu tidak mudah dilakukan karena fraksi uap telah menurun akibat penurunan temperatur saat daya turun dan jumlah produk fisi yang bersifat penyerap neutron sudah banyak sehingga untuk mengkompensasi hal tersebut, batang kendali ditarik sebanyak mungkin dari teras. Pada akhirnya, operator hanya bisa mengembalikan daya pada sekitar 200 MWt. Pada kondisi daya di bawah 700 MWt, reaktor dalam kondisi yang sangat tidak stabil dan sulit dikendalikan (Institut de Protection et de Surete Nucleaire [IPSN], 1986).

Selama kejadian tersebut, dalam upaya untuk menyiapkan pengujian yang direncanakan dan menjaga stabilitas termohidraulika di separator uap, operator melakukan beberapa manuver dengan laju alir pendingin ke reaktor. Hal ini telah mengakibatkan pendidihan yang berlebihan di teras reaktor. Reaksi inti berantai tereskalasi dengan sangat cepat oleh kombinasi keadaan tersebut di atas. Apa yang terjadi setelah itu tidak diketahui dengan pasti, akan tetapi diyakini daya reaktor telah meningkat dengan sangat cepat dalam waktu yang singkat (orde puluhan detik). Pada sekitar pukul 1:23 tanggal 26 April 1986, supervisor memerintahkan reaktor dihentikan dengan menurunkan seketika semua batang kendali (*scram*). Namun, karena rancangan waktu jatuh batang kendali yang lambat dan kondisi sudah sangat tidak stabil, tindakan itu sudah terlambat. Saat itu, terjadi dua kali ledakan sangat kuat. Akibat dari ledakan tersebut, reaktor rusak parah dengan beton penutup reaktor terangkat, sebagian besar bahan struktur di dalam teras reaktor terlontar hingga menembus atap gedung reaktor dan terjadi kebakaran. Gambar 8 mengilustrasikan kondisi reaktor setelah kejadian.

Interpretasi secara eksak mekanisme kejadian kecelakaan parah ini sulit karena tidak ada data yang dapat ditelusuri dengan baik. Martinez-Val dkk. (1990) menyatakan bahwa kejadian diawali karena kondisi pendidihan yang berlebihan saat laju alir pendingin menuju teras reaktor berkurang. Kejadian ini mengakibatkan reaksi inti beran-





Sumber: WNA (2017a)

Gambar 8. Ilustrasi Kondisi di dalam Gedung Reaktor Chernobyl-4 Setelah Kejadian

tai yang meningkat cepat, daya dan temperatur melampaui temperatur leleh kelongsong dan bahan bakar. Karena kenaikan daya sangat cepat, panas yang dihasilkan tidak dapat dipindahkan ke pendingin. Hal ini mengakibatkan tekanan di sebagian bahan bakar meningkat

Sementara itu, karena kekuatan mekanik kelongsong menurun akibat panas yang tinggi, pada akhirnya kelongsong bocor dan bahan bakar tersedot ke luar dalam bentuk fragmen (IPSN, 1986). Fragmen bahan bakar bertemperatur tinggi (bahkan sebagian diyakini sudah meleleh sehingga sudah dalam bentuk cair) berinteraksi dengan air yang tersisa dalam tabung tekan mengakibatkan ledakan uap (terkait ledakan uap, lihat bab 5). Ledakan uap ini menghasilkan tenaga yang besar. Berdasarkan asumsi kondisi ideal dari sisi ukuran fragmen

Buku ini tidak diperjualbelikan.

bahan bakar sekitar 10 mikrometer, jumlah fragmen bahan bakar yang berinteraksi sekitar 30% dari total bahan bakar dan efisiensi interaksinya dengan air sekitar 5%, estimasi tenaga ledakan adalah sebesar 5 GJ (Antariksawan, 1994). Studi terkini yang dilakukan oleh Mercier dkk. (2021) menunjukkan bahwa pada saat ledakan uap, tekanan yang terbentuk di dalam tabung bertekanan mencapai 100 MPa dan cukup untuk menghancurkan tabung bertekanan

h. 3. Akibat kecelakaan

Kecelakaan parah pada reaktor Chernobyl 4 ini merupakan kejadian pertama yang menimpa PLTN komersial dengan akibat pelepasan produk radioaktif ke lingkungan. Kejadian di TMI-2 seperti diuraikan sebelumnya, meski juga mengalami pelelehan sebagian teras, tidak mengakibatkan pelepasan produk radioaktif dari reaktor ke lingkungan.

Akibat yang muncul segera dari kecelakaan parah reaktor Chernobyl adalah penyebaran produk radioaktif dalam jumlah besar ke lingkungan. Penyebaran terbesar terjadi selama sepuluh hari pertama setelah kejadian dan telah memberikan dampak buruk pada sosial, ekonomi, serta psikologi yang besar bagi masyarakat terutama di daerah yang masuk dalam wilayah negara Ukraina, Belarusia, dan Rusia (WNA, 2017a). Dua jenis radioaktif iodium-131 (^{131}I) dan cesium-137 (^{137}Cs) merupakan penyumbang terbesar dosis radiasi ke publik. Aktivitas kedua produk radioaktif tersebut yang terlepas ke lingkungan adalah 1.760 PBq untuk Iodium-131 dan 85 PBq untuk Caesium-137 (Bennett dkk., 2000). Sebagai perbandingan pelepasan ^{131}I dan ^{137}Cs dari suatu percobaan bom atom adalah berturut-turut sebesar 675.000 PBq dan 948 PBq. Produk radioaktif ^{131}I berumur lebih pendek sekitar 8 hari, sedangkan ^{137}Cs berumur hingga 30 tahun. Namun, ^{131}I lebih cepat masuk ke tubuh manusia melalui inhalasi dan rantai makanan.

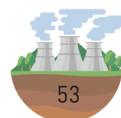
Produk radioaktif hasil fisi yang keluar dari reaktor selain berbentuk gas, juga berupa fragmen dan partikel berukuran relatif kecil sehingga mudah terbawa angin. Tidak banyak pengukuran



yang dilakukan untuk mengetahui ukuran partikel. Namun, dari data yang ada menunjukkan bahwa ukuran partikel berkisar antara beberapa mikrometer hingga puluhan mikrometer (Bennett dkk., 2000). Partikel yang berukuran lebih besar akan segera terdeposit di lingkungan dan memberikan kontribusi paparan radiasi pada pekerja dan penduduk di sekitar reaktor.

Dosis paparan radiasi terbesar diterima oleh anggota pemadam kebakaran yang bekerja pada sepuluh hari pertama, saat kebakaran melanda reaktor nuklir dan pada pekerja yang membersihkan kontaminan di reaktor dan sekitarnya (disebut juga sebagai *liquidator*). Jumlah para pekerja tersebut 530.000 orang dari tahun 1986 hingga tahun 1990. Dosis radiasi efektif rerata (*average effective dose*) yang diterima oleh pekerja tersebut sebesar sekitar 120 mSv. Disisi penduduk, dosis yang diterima adalah 30 mSv untuk 115.000 orang yang tinggal paling dekat dari tapak reaktor dan dievakuasi pada saat kejadian. Sementara itu, untuk sekitar 6 juta penduduk yang tinggal di daerah terkontaminasi (memiliki kandungan bahan radioaktif lebih besar dari 37 kBq/m²) menerima dosis sebesar 9 mSv selama 2 dekade sejak kejadian. Sebagai perbandingan, dosis dari satu kali pemeriksaan pemindaian dengan CT (*computed tomography*) di rumah sakit adalah sekitar 9 mSv dan dari alam sekitar 2,4 mSv dalam satu tahun (UNSCEAR, 2011).

Akibat dosis radiasi yang diterima tersebut di atas, dari 600 orang pekerja yang berada di tapak saat kejadian 26 April 1986, sebanyak 134 orang menerima dosis yang sangat tinggi (0,8–16 Gy) dan terkena penyakit terkait radiasi. Dari jumlah tersebut, 28 orang meninggal dalam 3 bulan dan 19 orang yang lain meninggal antara tahun 1987–2004 (UNSCEAR, 2011). Sebagian besar dari 530.000 pekerja menerima dosis antara 0,02 hingga 0,5 Gy antara tahun 1986 dan 1990. Para pekerja tersebut berpotensi mengalami efek tunda seperti kanker atau penyakit lain. Otoritas terkait sejauh ini memantau perkembangan dari para pekerja tersebut dan penduduk lain yang tinggal di daerah terkontaminasi. Hingga tahun 2005, lebih dari 6.000 kasus kanker



kelenjar gondok (*thyroid*) terdiagnosis di dalam kelompok pekerja tersebut (UNSCEAR, 2011).

Untuk membatasi tambahan penyebaran bahan radioaktif dari reaktor unit 4 yang rusak, Pemerintah Uni Soviet, beberapa bulan setelah kejadian, membangun bangunan pengungkung di atas reaktor tersebut yang disebut *sarcophagus*. Namun, demikian karena sifat bangunan yang dibangun dalam waktu singkat dan dinilai dari aspek keselamatan tidak bertahan lama, Pemerintah Ukraina bersama dengan negara Eropa dan Amerika Serikat membangun gedung pengungkung baru yang disebut New Safe Confinement (NSC) yang dimulai pada 2010 dan selesai pada 2016 (Cholteeva, 2020). Sementara itu, PLTN Chernobyl unit 1, 2, dan 3 beroperasi hingga tahun 2000. Saat ini, bersamaan dengan pembangunan NSC, dibangun Interim Spent Fuel Storage Facility untuk menampung bahan bakar dari ketiga unit reaktor (European Bank for Reconstruction and Development, 2022).

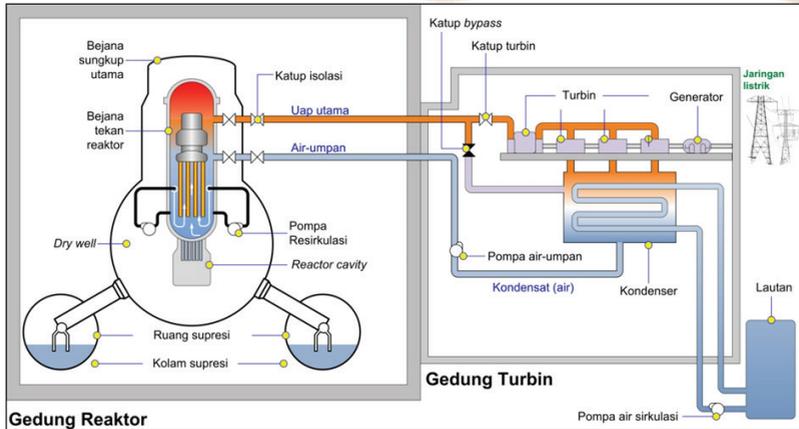
D. KECELAKAAN PLTN FUKUSHIMA DAI-ICHI

i. 1. Deskripsi reaktor

Reaktor Fukushima Dai-ichi terletak di pantai timur Pulau Honshu, Jepang. Pada tapak tersebut terdapat 6 unit reaktor yang semuanya dioperasikan oleh Tokyo Electric Power Company (Tepco). Pada jarak sekitar 11 km dari Fukushima Dai-ichi, terdapat kompleks PLTN lain yang dinamakan Fukushima Dai-ni tempat 4 unit PLTN lain beroperasi.

Keenam reaktor di Fukushima Dai-ichi bertipe BWR. Desain reaktor dikenal sebagai reaktor generasi kedua, yaitu yang dikembangkan di tahun 60-an. Reaktor unit 1 hingga 3 mulai beroperasi sejak antara tahun 1971 hingga 1975. Daya reaktor unit 1 sebesar 460 MWe, unit 2 hingga 5 daya total adalah sebesar 1784 MWe dan unit 6 berdaya 1100 MWe. Reaktor dipasok oleh beberapa perancang yang berbeda sehingga meski secara umum rancangan sama, terdapat





Sumber: IAEA (2015a)

Gambar 9. Skema Komponen Utama PLTN Fukushima Dai-ichi Unit 2

perbedaan dalam beberapa fitur (IAEA, 2016a). Gambar 9 memperlihatkan skema umum BWR Fukushima Dai-ichi unit 2.

j. 2. Rangkaian kejadian

Uraian rangkaian kejadian di bawah disarikan dari laporan IAEA tentang kecelakaan Fukushima Dai-ichi (IAEA, 2015a) dan dari sumber lain (WNA, 2017b).

Pada 11 Maret 2011 sekitar pukul 14:46 telah terjadi gempa besar dengan skala 9 SR di pantai timur kepulauan Jepang. Pusat gempa berada sekitar 130 km sebelah timur kota Sendai di pantai timur Pulau Honshu. Gempa bumi tersebut memicu tsunami. Di sekitar pantai tapak PLTN Fukushima Dai-ichi, terjadi dua kali tsunami. Tsunami yang pertama dengan ketinggian sekitar 4–5 meter datang kurang lebih 40 menit setelah gempa, tetapi tidak mengancam PLTN Fukushima Dai-ichi karena ketinggian tsunami masih di bawah ketinggian dinding pelindung (*sea walls*). Akan tetapi, tsunami kedua yang datang sekitar 10 menit setelah tsunami pertama ber ketinggian sekitar 15 meter dan berhasil melewati ketinggian dinding pelindung yang dirancang untuk membendung tsunami maksimum setinggi

5,5 m (IAEA, 2015a) hingga akhirnya air laut membanjiri kompleks PLTN Fukushima Dai-ichi.

Pada saat kejadian, reaktor Fukushima Dai-ichi unit 1–3 tengah beroperasi penuh, sedang unit 4–6 tengah tidak beroperasi karena sedang dilakukan perawatan rutin tahunan. Menyusul gempa pertama, sistem keselamatan pemadaman (*shutdown*) berfungsi baik dan ketiga reaktor yang beroperasi berhasil diberhentikan secara otomatis. Gempa juga mengakibatkan pasokan listrik eksternal putus sehingga memicu seluruh generator listrik darurat berfungsi. Akan tetapi, ketika tsunami kedua datang, kecuali di unit 6, seluruh generator yang terletak di lantai dasar gedung turbin terendam dan berhenti beroperasi. Situasi ketiadaan sumber listrik seperti itu dikenal sebagai *station black-out* (SBO). Situasi ini menyebabkan pendinginan teras untuk mengambil panas peluruhan terhenti, demikian pula dengan daya untuk sistem instrumentasi dan kendali. Saat itu, panas peluruhan di ketiga reaktor berkisar 1,5% dari daya nominal atau sekitar 22 MW di unit 1 dan 33 MW di unit 2 dan 3. Upaya untuk mendatangkan bantuan pasokan listrik darurat menggunakan diesel yang harus didatangkan dari daerah lain mengalami kesulitan karena akibat gempa dan tsunami, infrastruktur transportasi banyak yang mengalami kerusakan. Mempertimbangkan situasi yang berkembang sejak gempa dan tsunami (lihat uraian di bawah), Pemerintah Jepang pada sekitar pukul 19:00 menyatakan keadaan kedaruratan nuklir. Selanjutnya, berdasarkan kondisi yang ada di masing-masing unit PLTN, pemerintah juga memerintahkan evakuasi penduduk, diawali untuk yang tinggal di radius 5 km. Bahkan, pada 12 Maret 2011, perintah evakuasi diperluas untuk penduduk yang tinggal dalam radius 20 km dari reaktor.

Perkembangan kejadian yang dialami oleh setiap unit tidak sepenuhnya sama. Akibat tsunami unit 1–5 kehilangan sumber listrik dari generator AC cadangan. Bahkan, unit 1, 2, dan 4 juga kehilangan sumber listrik DC dari baterai sehingga untuk ketiga unit ini, praktis tidak ada peralatan yang dapat memantau parameter operasi di masing-masing reaktor. Untuk unit 3, 5, dan 6 parameter operasi



masih dapat dipantau dan beberapa tindakan. Berikut ini beberapa indikasi yang dapat disarikan untuk masing-masing unit hingga beberapa puluh jam setelah gempa bumi.

1) Unit 1:

- a) Reaktor kehilangan sumber listrik AC maupun DC sehingga operator tidak dapat memantau parameter operasi.
- b) Tidak ada sistem pendingin darurat untuk mendinginkan teras reaktor. Sistem pendinginan tekanan tinggi yang aktif setelah reaktor diisolasi dari turbin (disebut *isolation condenser*, IC) sebenarnya telah berfungsi dengan baik, namun beberapa saat kemudian dimatikan setelah tekanan dan temperatur turun dengan cepat sebelum tsunami kedua datang. Upaya untuk mengoperasikan kembali beberapa jam setelah tsunami, tidak berhasil dilakukan.
- c) Berdasarkan pengukur tekanan di luar ruang kendali (yang masih mencatat dari sumber baterai sendiri) mengindikasikan bahwa tekanan reaktor beberapa jam setelah tsunami (pukul 20:07) meningkat kembali hingga sekitar tekanan operasi 70 bar.
- d) Pada pukul 02:45 tanggal 12 Maret 2011 tekanan tercatat mencapai nilai tertinggi dan pada saat hampir bersamaan, pencatat radiasi meningkat. Hal ini menimbulkan kecurigaan ada bagian pengungkung yang bocor sehingga melepas produk (terutama gas) radioaktif. Pada pukul 04:00, tekanan turun kembali tanpa perlakuan *venting* oleh operator. Perkiraan lebih lanjut, sebagian teras yang meleleh mungkin sudah terkumpul di bagian bawah bejana reaktor, bahkan sudah ada yang keluar dari bagian bawah bejana reaktor yang rusak dan terkumpul di bagian bawah *dry well*. Kondisi tersebut juga mengindikasikan ada kebocoran radioaktif melalui jalur yang belum diketahui dengan pasti.
- e) Penurunan tekanan tersebut dimanfaatkan oleh operator untuk menginjeksikan air ke dalam reaktor sebagai cara pendinginan teras reaktor. Injeksi dilakukan dengan bantuan



sistem pemompaan di mobil pemadam kebakaran yang ada. Hal ini merupakan upaya lain karena sistem pendinginan darurat yang memerlukan sumber listrik AC tidak dapat dioperasikan.

- f) *Venting* dengan tujuan menurunkan tekanan di pengungkung baru dapat dilakukan pada pukul 09:00 tanggal 12 Maret 2011. *Venting* dirancang untuk melepas gas yang diduga campuran berbagai produk fisi, termasuk hidrogen, uap, dan aerosol melalui cerobong ke luar gedung sebagai upaya yang tidak dapat dihindarkan untuk alasan mempertahankan integritas pengungkung. Tekanan berhasil turun, namun diduga upaya *venting* ini tidak berjalan sempurna sehingga ada sebagian yang mengalir kembali ke bagian atas gedung (*reactor building service area*). Hal ini yang menyumbang tingkat radiasi di gedung reaktor tercatat tinggi. Meskipun demikian, di sisi lain ada dugaan pelepasan gas radioaktif dari jalan lain yang tidak diketahui menjadi penyebab kenaikan paparan radiasi tersebut.
- g) Pada sekitar pukul 15:30, menyusul sumber air injeksi yang habis, diputuskan menginjeksikan air laut yang terkumpul di salah satu bagian unit 3. Pada saat yang sama, operator berhasil menghidupkan cadangan sumber listrik AC tegangan rendah (*mobile voltage power supply*).
- h) Beberapa saat kemudian, pada pukul 15:36 tanggal 12 Maret 2011, terjadi ledakan di bagian atas gedung reaktor (yang berperan sebagai pengungkung kedua). Pihak yang berwenang meyakini bahwa hal tersebut adalah ledakan hidrogen sebagai akibat hidrogen yang bereaksi dengan oksigen. Selain merusak bagian atas gedung, ledakan juga menghambat injeksi air laut yang pada akhirnya baru dapat dilakukan pada sekitar pukul 19:00. Injeksi air laut tersebut dapat berlangsung hingga 14 Maret 2011 pukul 01:10 saat sumber air laut yang berada di unit 3 mulai menipis.



2) Unit 2:

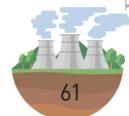
- a) Reaktor tidak memiliki sumber listrik AC dan DC setelah tsunami kedua membanjiri tapak, sehingga operator tidak dapat memantau parameter operasi dari ruang kendali utama.
- b) Pendinginan menggunakan *reactor core isolation cooling* (RCIC) telah berhasil difungsikan sejak gempa terjadi karena operator berusaha menjaga tekanan yang meningkat sesaat setelah jalur uap ke turbin ditutup. Kondisi ini masih berlangsung pada saat operator melakukan pengecekan lapangan pada sekitar pukul 02:00 tanggal 12 Maret 2011 sehingga operator tidak terlalu mengkhawatirkan kondisi pendinginan unit 2 dan memutuskan berkonsentrasi pada penanganan unit 1.
- c) Pada 14 Maret 2011 pukul 13:00, pendinginan melalui RCIC terhenti, ketinggian air di reaktor menurun dan tekanan mulai meningkat. Upaya untuk menginjeksikan air laut melalui sistem proteksi kebakaran tidak dapat dilakukan karena tekanan dalam reaktor tinggi.
- d) Operator memutuskan melakukan penurunan dengan cara *venting* melalui katup relief. Pada pukul 20:00, setelah tekanan dalam reaktor mulai turun, injeksi air laut dapat dilakukan.
- e) Menyusul upaya penurunan tekanan dalam reaktor, pada pukul 21:55, terjadi indikasi radiasi tinggi di dalam pengungkung.
- f) Pada pukul 22:30 operator melihat tekanan di reaktor dan pengungkung meningkat. Pada pukul 22:50 batas tekanan di pengungkung terlampaui. Sementara itu, untuk mengurangi tekanan di dalam bejana reaktor, beberapa katup relief lain dibuka. Namun, tindakan ini menambah tekanan di dalam pengungkung.
- g) Upaya untuk menurunkan tekanan di pengungkung dengan melakukan *venting* gagal dilakukan dengan sistem yang ada.



- h) Pada 15 Maret 2011 pukul 06:14 terdengar dentuman di bagian bawah reaktor disusul dengan laporan penurunan tekanan hingga tekanan atmosferik di dalam pengungkung. Hal ini menimbulkan dugaan ada kegagalan integritas pengungkung dan pelepasan produk radioaktif. Pada saat yang hampir bersamaan, terjadi ledakan di bagian atas unit 4. Kedua hal tersebut menjadi landasan untuk mengevakuasi sebagian personel di semua unit (saat itu masih ada sekitar 650 orang) dan menyisakan sekitar 50–70 personel untuk mengendalikan kejadian di kompleks PLTN Fukushima Dai-ichi.
- i) Sekitar dua jam kemudian, terlihat asap putih keluar dari bangunan unit 2 dan diikuti dengan catatan peningkatan radiasi di sekitar gedung. Hal ini yang kemudian mendasari otoritas setempat meminta warga yang tinggal di radius 20–30 km dari PLTN Fukushima Dai-ichi untuk tetap tinggal di dalam rumah.
- 3) Unit 3:
- a) Beberapa saat setelah gempa yang memutuskan sumber listrik eksternal dan mengisolasi reaktor dari turbin, tekanan dalam reaktor meningkat. Keadaan ini mengaktifkan katup relief untuk menurunkan tekanan. Di sisi lain, operator secara manual mengaktifkan RCIC.
- b) Saat tsunami membanjiri lokasi, sumber AC cadangan terputus, tetapi sumber DC baterai tetap dapat beroperasi. Operator masih dapat memantau semua parameter operasi dan meneruskan operasi RCIC dengan sumber listrik DC tersebut.
- c) Setelah RCIC beroperasi hampir 35 jam (hingga 13 Maret 2011 pagi), tekanan dalam reaktor dapat diturunkan. Ketika tekanan sudah turun, seharusnya RCIC berhenti secara otomatis untuk menjaga integritas komponen turbin dalam sistem tersebut. Akan tetapi, hal itu tidak terjadi sehingga operator mematikan secara manual dan sebagai gantinya



- mengatur tekanan dengan mengoperasikan katup relief serta mengoperasikan sistem injeksi menggunakan pompa pemadam kebakaran. Namun, upaya mengaktifkan katup relief gagal. Hal ini mengakibatkan tekanan dalam reaktor meningkat sehingga injeksi menggunakan pompa pemadam kebakaran juga tidak dapat dilakukan. Saat operator mencoba mengaktifkan kembali RCIC yang telah dimatikan sebelumnya, ternyata sistem tidak dapat berfungsi.
- d) Pada pukul 05:21 tanggal 13 Maret 2011 itu, operator memutuskan memindahkan alat pemadam kebakaran dari unit 5 dan 6 untuk digunakan membantu injeksi air pendingin ke unit 3. Sumber air direncanakan menggunakan air laut yang terkumpul dalam salah satu bagian di unit 3 (pada saat yang sama juga digunakan sebagai sumber pendingin darurat unit 1), tetapi dibatalkan dan diganti dengan menggunakan sumber air lain di unit 3. Upaya tersebut baru berhasil pada sekitar pukul 09:20 setelah dilakukan berbagai upaya untuk menurunkan tekanan di dalam reaktor. Namun, seiring dengan penurunan tekanan di reaktor, tekanan di dalam pengungkung meningkat, bahkan melebihi batasan desain. Dengan pertimbangan untuk mempertahankan integritas pengungkung, *venting* gas dari pengungkung pun dilakukan.
 - e) Pada pukul 12:20, sumber air di tangki proteksi kebakaran habis. Operator memutuskan mengambil sumber air laut yang tertampung di unit 3 pada pukul 13:12.
 - f) Pada pukul 14:15 terdeteksi radiasi tinggi di sekitar gedung reaktor dan pintu masuk unit 3. Operator dipindahkan dari ruang kendali bersama unit 3 dan 4 ke ruang kendali unit 4 untuk menghindari paparan radiasi tinggi.
 - g) Pada 14 Maret 2011 sekitar pukul 06:20, operator memantau penurunan ketinggian air secara signifikan di dalam reaktor dan mengindikasikan bahwa bagian atas teras reaktor sudah tidak terendam air. Semua pekerja dievakuasi dari unit 3. Injeksi pendingin juga terhenti.



- h) Pada pukul 07:00, tekanan pengungkung mencapai maksimum dan turun kembali pada pukul 07:20.
 - i) Pada pukul 11:20, terjadi ledakan di bagian atas gedung unit 3. Ledakan ini mengakibatkan juga sistem injeksi pendingin di unit 2 dan sistem *venting* unit 2 rusak sehingga tidak dapat berfungsi.
 - j) Sekitar 2 jam setelah ledakan, injeksi air laut untuk pendinginan darurat dilanjutkan kembali.
- 4) Unit 4:
- a) Pada saat gempa terjadi, reaktor unit 4 sedang tidak beroperasi. Namun, untuk diketahui, kolam penyimpanan bahan bakar bekas di unit 4 terisi dengan jumlah bahan bakar terbanyak, sekitar 1300 perangkat bahan bakar sehingga panas peluruhan yang harus diambil juga terbesar.
 - b) Tsunami telah mengakibatkan sumber cadangan listrik AC dan DC tidak berfungsi.
 - c) Pukul 06:14 tanggal 15 Maret 2011, terjadi ledakan di bagian atas gedung reaktor unit 4, hampir bersamaan dengan suara dentuman dari unit 2. Ledakan telah merusak sebagian atap gedung unit 4. Ledakan yang terjadi di unit 4 ini sempat menimbulkan pertanyaan besar bagaimana dapat terjadi ledakan di unit 4 yang sedang tidak beroperasi sejak beberapa bulan untuk perawatan. Beberapa bulan setelah kejadian, studi yang dilakukan menunjukkan bahwa sumber ledakan bukan berasal dari kolam penyimpanan bahan bakar bekas unit 4, tetapi diduga karena ada hidrogen yang lepas dari unit 3 menuju unit 4 melalui jalur saluran udara bersama yang dipakai unit 3 dan 4 (Jäckel, 2015).
 - d) Pada 20 Maret 2011, beberapa hari setelah ledakan, untuk mengantisipasi penurunan air di kolam bahan bakar bekas akibat evaporasi karena panas peluruhan, air laut disemprotkan ke kolam penyimpanan bahan bakar bekas di gedung unit 4.



5) Unit 5:

- a) Meskipun sedang tidak beroperasi pada saat kejadian gempa dan tsunami, reaktor unit 5 masih membutuhkan pendinginan untuk menjaga kenaikan temperatur di dalam reaktor. Saat kehilangan sumber listrik AC cadangan akibat tsunami, tekanan sempat meningkat di dalam reaktor karena temperatur naik.
- b) Katup relief keselamatan berfungsi dengan membuka dan menutup sesuai dengan variasi tekanan di dalam reaktor. Tujuannya adalah menjaga tekanan tidak melebihi batas keselamatan.
- c) Sistem pengambilan panas peluruhan pasif telah berhasil dipulihkan pada 20 Maret 2011 dan mendinginkan reaktor dengan baik sehingga temperatur turun di bawah 100 °C dalam waktu sekitar 2 jam setelah pemulihan.

6) Unit 6:

- a) Diesel sebagai cadangan sumber listrik AC tidak mengalami gangguan saat tsunami dan berfungsi sesuai dengan prosedur darurat.
- b) Tidak mengalami kejadian serius yang membahayakan integritas fungsi keselamatan karena pada saat kejadian reaktor memang telah lebih dingin dari pada unit yang lain.

Salah satu hal terpenting dalam penanganan seluruh rangkaian kejadian di atas adalah tersedianya kembali sumber listrik yang bermanfaat untuk mengoperasikan berbagai sistem pemantauan, kendali, dan keselamatan. Upaya untuk memulihkan kembali sumber AC eksternal sementara untuk unit 1 dan 2 telah berhasil dilaksanakan pada 20 Maret 2011. Sementara itu, untuk unit 3 dan 4 sumber listrik AC sementara dapat disambung pada 26 Maret 2011. Untuk unit 5 dan 6 penyambungan sumber listrik dapat dilakukan lebih cepat, yaitu pada 19 Maret 2011. Setelah listrik tersambung, upaya pemantauan dan pendinginan dapat dilakukan dan seluruh unit reaktor dapat dipertahankan pada kondisi tekanan dan temperatur yang lebih stabil pada batas aman.

c. 3. Akibat kecelakaan

Setelah kejadian kecelakaan PLTN TMI-2 pada tahun 1979 dan Chernobyl unit 4 pada tahun 1986, kecelakaan PLTN Fukushima Dai-ichi pada tahun 2011 merupakan kecelakaan parah berikutnya yang menimpa PLTN komersial. Kecelakaan PLTN Fukushima Dai-ichi dari sisi penyebab dan rangkaian kejadian merupakan fenomena yang kompleks karena melibatkan berbagai macam penyebab dan sekaligus menyangkut beberapa unit reaktor dalam satu saat kejadian. Penyebab yang sama, kejadian eksternal berupa gempa dan tsunami, telah menginisiasi kecelakaan pada semua unit. Selanjutnya, beberapa unit PLTN mengalami kegagalan sekaligus terhadap beberapa sistem sehingga mengakibatkan kecelakaan yang masuk dalam kategori parah. Jika dikaitkan dengan aplikasi konsep pertahanan berlapis, mengacu pada apa yang terjadi pada unit 1, 2, dan 3, terjadi kegagalan pada lapis pertahanan keempat, yaitu pencegahan perambatan kecelakaan (IAEA, 2015a).

Enam unit PLTN yang ada di lokasi tersebut terkena dampak dengan tingkat yang berbeda. Unit 1 hingga 4 mengalami kerusakan nyata secara fisik, sedang unit 5 dan 6, praktis tidak terdampak secara signifikan. Unit 4, sebenarnya secara langsung tidak mengalami persoalan dari unit itu sendiri, kecuali kehilangan sirkulasi pendingin untuk kolam penyimpanan bahan bakar bekas, namun karena terdampak oleh unit lain akhirnya mengalami kerusakan gedung akibat ledakan. Sementara itu, unit 1, 2, dan 3 yang mengalami kecelakaan dan akibat paling parah.

Dari sisi integritas tiga fungsi keselamatan dasar, semua unit telah mampu mempertahankan integritas fungsi keselamatan pengendalian reaksi inti berantai, terbukti dengan semua unit dapat dipadamkan saat terjadi gempa bumi. Sementara itu, fungsi keselamatan pendinginan tidak dapat dipertahankan untuk unit 1 hingga 4, hanya sebagian fungsi dapat dilaksanakan untuk unit 5. Pada unit 6, fungsi pendinginan tersebut dapat dipertahankan. Terkait dengan fungsi pengungkungan, unit 5 dan 6 dapat mempertahankan, unit 4 dapat mempertahankan sebagian, tetapi unit 1, 2, dan 3 tidak dapat mem-



pertahankan fungsi pengungkungan sehingga produk radioaktif terlepas ke lingkungan.

Pelepasan produk radioaktif dari unit reaktor yang rusak di Fukushima Dai-ichi tersebut telah mengharuskan otoritas untuk mengevakuasi penduduk. Pada tanggal 12 Maret 2011 sore, penduduk yang tinggal di radius hingga 20 km telah dievakuasi menuju daerah lebih aman. Proses evakuasi yang melibatkan sekitar 78.000 penduduk tidak mudah dilakukan mengingat hampir sebagian infrastruktur rusak akibat gempa dan tsunami (IAEA, 2015a). Sementara itu, pada tanggal 15 Maret 2011, otoritas telah memerintahkan penduduk yang tinggal dalam radius 20–30 km untuk tetap tinggal di rumah paling tidak hingga 25 Maret 2011 dan kemudian untuk sukarela keluar dari area tersebut.

Pelepasan produk radioaktif yang telah terjadi tersebut, tidak hanya melalui udara, tetapi juga melalui air di tanah hingga ke laut. Hal ini menyebabkan kontaminasi di sejumlah daerah, baik di daratan maupun di pantai dekat dengan lokasi. Berbagai organisasi, khususnya dari Pemerintah Jepang dan badan internasional terkait, seperti IAEA dan UNSCEAR (*United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation*), telah melakukan kajian tentang paparan radiasi dan akibat yang ditimbulkan pada masyarakat dan lingkungan.

Produk radioaktif yang menjadi indikator pelepasan produk fisi ke lingkungan adalah odium-131 dan cesium-137. Kedua produk radioaktif tersebut merupakan produk reaksi inti di reaktor. Iodium-131 memiliki umur paro sekitar 8 hari, sedang cesium-137 memiliki umur paro lebih panjang, 30 tahun. Keduanya sangat mudah masuk ke dalam tubuh manusia, baik melalui inhalasi maupun melalui rantai makanan. Perkiraan pelepasan bahan radioaktif ke lingkungan adalah sekitar 550–770 PBq ekuivalen iodium-131. Jumlah sebesar 770 PBq adalah 15% dari produk radioaktif yang dilepaskan dari kecelakaan Chernobyl unit 4 (WNA, 2017b). Pelepasan tersebut terutama terjadi sejak kejadian hingga akhir bulan Maret 2011. Terkait dengan transportasi radionuklida yang dilepas, sebagian besar (sekitar 80%) menuju dan terjatuh di Samudra Pasifik. Di samping itu, berkat

Buku ini tidak diperjualbelikan.

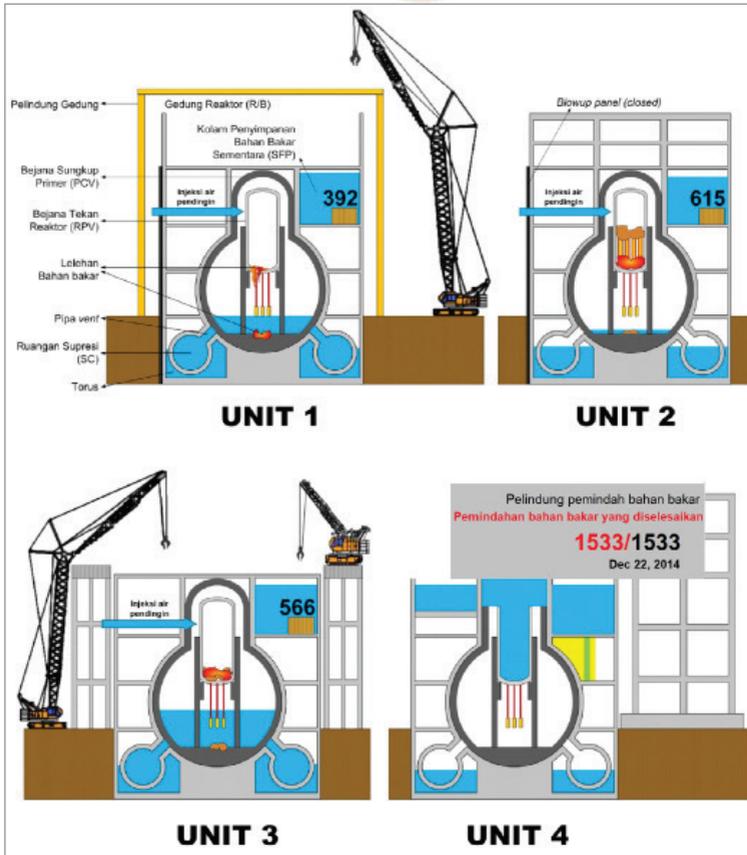


penanganan evakuasi yang cepat dan kampanye pengendalian keselamatan makanan, diyakini efek kesehatan pada Fukushima Dai-ichi rendah (Steinhauser dkk., 2014).

Akibat dari pelepasan produk radioaktif di atas, tidak ada pekerja atau masyarakat yang meninggal terkait dengan paparan radiasi, tetapi ratusan pekerja telah menerima dosis di atas batas normal yang diizinkan untuk pengoperasian suatu PLTN. Dosis tertinggi di atas dosis efektif yang diizinkan dalam keadaan darurat sebesar 250 mSv diterima oleh 6 pekerja. Akan tetapi, dosis tersebut tidak menimbulkan penyakit akibat radiasi. Demikian pula, tidak ada laporan kasus terkait radiasi pada kelahiran. Selain itu, sekitar 146 pekerja kedaruratan yang menerima dosis lebih besar dari 100 mSv selama bekerja menangani kondisi darurat akan dipantau secara khusus. Meskipun demikian, penduduk yang terdampak telah mengalami dampak psikologis yang besar akibat kejadian ini (IAEA, 2015a).

Untuk mengurangi sumber paparan radiasi dari daerah terkontaminasi dan untuk mempercepat pemukiman kembali penduduk yang dievakuasi di daerah yang memungkinkan dilakukan, Pemerintah Jepang melakukan program komprehensif untuk pemulihan daerah terdampak. Dengan berbagai cara penanganan dan teknik remediasi daerah terkontaminasi, data yang diperoleh dua tahun setelah kecelakaan menunjukkan ada penurunan luas daerah yang terkontaminasi pada tingkat tertentu. Penurunan luas daerah dengan paparan radiasi tinggi di permukaan (lebih dari 166 mSv per tahun) yang dulunya sekitar 27% dari luas daerah yang harus dievakuasi menjadi hanya 6% (WNA, 2017b). Pemerintah menetapkan target dekontaminasi sedemikian sehingga batas tertinggi suatu daerah dapat ditempati kembali jika tidak memberikan dosis radiasi tahunan lebih dari 20 mSv pada penduduk. Hingga tahun 2015, konsentrasi bahan radioaktif di beberapa tempat telah turun menjadi hanya seperseratus ribu dari konsentrasi awal pada saat pelepasan terjadi (Yamaguchi, 2015).





Sumber: Adaptasi dari Yamaguchi (2015)

Gambar 10. Skema Kondisi Keempat Unit PLTN Fukushima Dai-ichi (2016)

Selain melanjutkan upaya dekontaminasi area terdampak, saat ini Pemerintah Jepang juga fokus pada upaya penanganan PLTN Fukushima Dai-ichi yang akan didekomisioning seluruhnya. Bagian gedung yang runtuh akibat ledakan telah ditutup, sebagian puing bervolume besar telah dipindahkan dan bahan bakar bekas di unit 4 telah dipindahkan (Yamaguchi, 2015). Gambar 10 memperlihatkan skema status keempat unit sekitar 4 tahun setelah kejadian.

Di sisi lain, upaya untuk membatasi pelepasan lebih lanjut produk radioaktif melalui aliran air tanah juga menjadi prioritas. Tiga kebijakan untuk menangani air terkontaminasi, yaitu mengeliminasi sumber, mengisolasi air tanah dari sumber kontaminan, dan mencegah kebocoran air tanah yang terkontaminasi (Yamaguchi, 2015). Kegiatan dekomisioning seluruh unit akan memakan waktu yang lama. Prediksi awal penyelesaian dekomisioning akan memakan waktu sekitar 30–40 tahun (IAEA, 2015a).

Terkait kegiatan pemulihan kembali daerah terdampak sebaran material radioaktif, Pemerintah Jepang telah bekerja cepat sejak terjadinya kejadian. Undang-undang dan peraturan pemerintah lain sebagai payung segera disiapkan sehingga pada awal tahun 2012, kegiatan pemulihan lahan dengan cara dekontaminasi lahan perumahan, sekolah, perkantoran, taman, dan lain-lain, sudah mulai dikerjakan. Pada bulan Maret 2017, dekontaminasi seluruh daerah yang tercakup dalam kriteria Pemerintah Jepang sebagai *Special Decontamination Area* (SDA), yaitu daerah dalam radius 20 km yang pada saat kejadian mewajibkan penduduk dievakuasi, sudah dapat diselesaikan. Menyusul hal tersebut, pada bulan Maret 2018, seluruh daerah yang tercakup daerah *Intensive Contamination Survey Area* (ICSA), yaitu daerah di luar SDA yang mengalami tambahan dosis paparan lebih dari 0,23 mikro-Sv/jam telah didekontaminasi (The Government of Japan, 2021).

E. PELAJARAN DARI KETIGA KECELAKAAN

Kecelakaan yang terjadi pada tiga PLTN yang telah diuraikan di atas termasuk pada kategori kecelakaan parah, yaitu ditandai dengan pelelehan sebagian atau seluruh bahan bakar dan teras reaktor. Namun, jika ditinjau dari penyebab atau kejadian pemicu dan konsekuensi atau dampak, ada perbedaan.

Ditinjau dari penyebab, kecelakaan TMI-2 dan Chernobyl unit 4 memiliki kesamaan, yaitu bermula dari kegagalan komponen dan ada kontribusi kesalahan tindakan operator. Akan tetapi, dari kedua kejadian tersebut, terdapat perbedaan konsekuensi dan dampak-



nya karena pada TMI-2 pada prinsipnya semua sistem keselamatan berfungsi baik. Meski terjadi pelelehan teras, fungsi keselamatan pengungkungan dan barrier fisik tetap terjaga. Sementara itu, pada kasus PLTN Chernobyl, selain sistem keselamatan saat kejadian sedang tidak sepenuhnya difungsikan, juga terdapat kelemahan desain yang mempercepat perambatan kejadian sehingga semua fungsi keselamatan dan integritas barrier fisik tidak dapat dipertahankan. Dari perbedaan tersebut, dampak kecelakaan pada TMI-2 jauh lebih kecil dari pada yang terjadi di PLTN Chernobyl unit 4. Bahkan, pada kasus TMI-2, integritas bejana reaktor dan pengungkung masih terjaga dan tidak ada pelepasan produk radioaktif ke lingkungan.

Dari kejadian TMI-2, salah satu pelajaran yang diambil dari teknologi keselamatan adalah bahwa kecelakaan kehilangan air pendingin yang diakibatkan oleh kebocoran ukuran kecil dapat juga mengakibatkan kecelakaan parah. Sebelumnya, yang menjadi fokus adalah kehilangan pendingin reaktor akibat kebocoran ukuran besar. Sejak saat itu, penelitian kecelakaan dasar desain melingkupi pula kecelakaan kehilangan air pendingin akibat kebocoran ukuran kecil, tidak hanya pada pipa pendingin primer, tetapi juga pipa atau katup yang terhubung dengan pipa pendingin. Pelajaran lain menyangkut desain ruang kendali yang lebih ergonomis dan desain antarmuka mesin dan operator (*man machine interface*) yang lebih memudahkan operator memahami peristiwa yang sebenarnya terjadi. Di sisi lain, dari kecelakaan PLTN Chernobyl unit 4, pelajaran terpenting adalah peran aspek budaya keselamatan (*safety culture*) pada pengoperasian reaktor nuklir. Oleh karena itu, setelah kejadian tersebut, IAEA menerbitkan rekomendasi panduan tentang budaya keselamatan (IAEA, 1991). Dalam hal kecelakaan parah, ledakan uap (*steam explosion*) juga menjadi topik penelitian yang mulai menjadi perhatian mengingat konsekuensi yang ditimbulkan seandainya hal itu terjadi. Bagi desainer PLTN RBMK, kecelakaan tersebut dijadikan pelajaran untuk memperbaiki beberapa kelemahan desainnya.

Berbeda dengan kedua kecelakaan tersebut, kecelakaan PLTN Fukushima Dai-ichi dipicu oleh kejadian eksternal, yaitu gempa dan



tsunami. Bahkan kejadian alam tersebut termasuk kejadian luar biasa karena skala kejadiannya. Fungsi dan sistem keselamatan PLTN Fukushima Dai-ichi sesungguhnya telah bekerja baik sebelum kemudian datang tsunami yang menjadi penyebab kegagalan sumber listrik darurat. Ketiadaan sumber listrik menyebabkan tidakberfungsinya fungsi keselamatan dasar pendinginan. Hal tersebut yang selanjutnya menyebabkan perambatan kejadian hingga pelelehan teras dan kegagalan fungsi keselamatan pengungkungan. Meski melibatkan tidak kurang 4 unit PLTN sekaligus, dampak radiologis ke manusia dapat dikatakan kecil, walau ke lingkungan mencakup daerah yang luas. Hal itu berkat upaya tanggap darurat yang baik. Kegagalan sistem keselamatan secara bersama dan kecelakaan yang melibatkan beberapa unit sekaligus merupakan kejadian pertama dalam sejarah pengoperasian PLTN komersial sehingga memberikan banyak pelajaran berharga. Pelajaran penting dari kecelakaan PLTN Fukushima Dai-ichi yang pertama adalah aspek penempatan (*siting*) suatu PLTN; faktor bencana alam harus dipertimbangkan dengan sangat cermat. Dari aspek sistem keselamatan, diperlukan sistem keselamatan yang mampu bekerja secara pasif (tidak memerlukan energi listrik dari luar). Selain kedua hal tersebut, penyiapan prosedur tanggap darurat, termasuk kemampuan memprediksi sebaran produk radioaktif ke lingkungan perlu dikembangkan. Di samping itu, kecelakaan PLTN Fukushima Dai-ichi juga akan memberikan pelajaran sangat berharga terkait teknik dekontaminasi dan dekomisioning.





BAB 4

KECELAKAAN DASAR DESAIN

A. PENDAHULUAN

Sepanjang umur operasi suatu instalasi reaktor nuklir, ada beberapa kategori keadaan yang pasti terjadi dan kemungkinan terjadi. Seperti diuraikan di bab sebelumnya, kategori keadaan instalasi mencakup keadaan operasi dan kondisi kecelakaan. Dengan kata lain, sejak saat perancangan, berbagai kondisi tersebut harus sudah dipertimbangkan. Di luar keadaan operasi normal, ada beberapa kejadian transien dengan frekuensi relatif tinggi yang akan dihadapi oleh instalasi, seperti menurunnya laju alir air umpan, gangguan turbin (*turbine trip*), perubahan beban, dan gangguan jaringan listrik. Beberapa kejadian transien tersebut pada umumnya tidak terlalu membahayakan keselamatan instalasi dan telah diantisipasi dengan berbagai desain sistem proteksi reaktor, termasuk dalam hal ini sistem deteksi berbagai parameter penting operasi.

Dalam konteks untuk meningkatkan keselamatan, rancangan PLTN juga harus mempertimbangkan kondisi kecelakaan yang meskipun kemungkinan kejadiannya kecil, tetapi jika terjadi akan membahayakan tidak hanya pada instalasi, tetapi juga masyarakat dan



lingkungan. Dalam konteks itu, salah satu kajian komprehensif tentang berbagai kemungkinan kecelakaan PLTN jenis air ringan (PWR dan BWR) dan risikonya dilakukan oleh United States of Nuclear Regulatory Commission (USNRC) (Griffiths dkk., 2014). Kajian tersebut memprediksi probabilitas berbagai kejadian kecelakaan, termasuk yang dapat menimbulkan pelepasan teras, dan risiko yang ditimbulkan.

Terkait dengan kondisi kecelakaan tersebut, persyaratan keselamatan untuk desain PLTN oleh IAEA mengharuskan penetapan beberapa kecelakaan yang digunakan untuk menjadi dasar dalam membuat desain instalasi dan sistem keselamatannya (IAEA, 2016c). Kecelakaan tersebut dikenal sebagai kecelakaan dasar desain (*design basis accident*, DBA). Tujuan penetapan DBA adalah jika kecelakaan tersebut terjadi, desain PLTN akan mampu mengembalikan instalasi dalam keadaan selamat dan memitigasi konsekuensi dari kecelakaan tersebut. Selain itu, selain kategori kecelakaannya, untuk dasar perancangan dan/atau analisis keselamatan, diharuskan juga menetapkan beberapa kejadian awal tertentu yang memicu terjadinya kecelakaan dan dikenal sebagai *postulated initiating event* (PIE).

Dalam konteks PLTN jenis PWR, salah satu kecelakaan yang dipilih sebagai dasar desain adalah kecelakaan kehilangan air pendingin (*loss-of-coolant-accident*, LOCA). Dalam Bab 3 telah dijelaskan bahwa kecelakaan kehilangan pendingin, meski akibat bocor ukuran kecil, telah mengakibatkan kecelakaan parah pada reaktor nuklir seperti TMI-2. Pada masa awal, untuk mengetahui konsekuensi kecelakaan, dilakukan analisis LOCA dengan pendekatan konservatif sehingga menghasilkan konsekuensi kecelakaan terburuk. Namun, sesuai dengan perkembangan hasil riset terkait LOCA, makin banyak analisis dilakukan dengan pendekatan yang lebih mendekati kondisi riil sehingga dapat diperoleh hasil analisis yang lebih realistis.

Bab ini akan menerangkan fenomena kecelakaan kehilangan air pendingin yang merupakan fenomena termohidraulika kompleks melibatkan air dalam dua wujud, yaitu cair dan uap. Untuk itu, terlebih dahulu akan diuraikan secara singkat tentang dasar perpindahan panas pendidihan. Setelah itu, uraian tentang skenario kecelakaan



kehilangan air pendingin akan diberikan beserta dengan pembahasan mengenai berbagai litbang yang terkait dengan kecelakaan kehilangan air pendingin, baik secara eksperimental maupun simulasi numerik dan khususnya yang dilakukan Penulis.

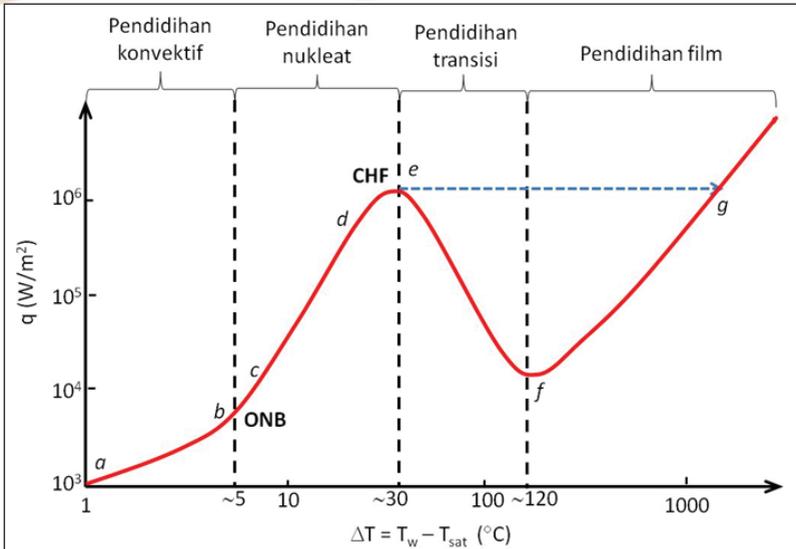
B. PERPINDAHAN PANAS PENDIDIHAN

Pendidihan adalah perubahan wujud cair menjadi gas pada permukaan benda padat sebagai akibat perpindahan panas dari benda padat tersebut (dalam hal ini benda padat disebut sebagai pemanas). Dalam hal zat cair tersebut adalah air, pendidihan diawali dengan pembentukan gelembung uap pada permukaan benda padat panas. Selanjutnya, gelembung tersebut akan terlepas dari permukaan benda padat dan akan meningkatkan perpindahan panas ke air. Hal itu membuat temperatur air meningkat secara lebih merata di seluruh massa air. Peristiwa pelepasan gelembung mulai terjadi ketika temperatur permukaan benda padat berada di atas temperatur tertentu yang selanjutnya disebut temperatur didih atau saturasi air. Perilaku air pada saat pendidihan sangat tergantung pada perbedaan temperatur permukaan benda padat dengan temperatur didih air serta pada tekanan (Koestoer & Proborini, 1994).

Perpindahan panas pendidihan dapat terjadi pada massa air yang bergerak karena aliran paksa dan pada air yang diam. Keduanya memiliki perbedaan karakteristik rezim, tetapi secara umum dapat diberikan penjelasan dengan skema yang ditunjukkan pada Gambar 11. Kurva pendidihan pada Gambar 11 menggambarkan karakteristik berbagai rezim perpindahan panas pendidihan yang pertama kali diteliti oleh Shiro Nukiyama (Auracher, 2003; Stosic, 2005), sehingga sering dikenal sebagai kurva Nukiyama.

Kurva tersebut diperoleh dari hasil eksperimen pada kondisi tunak (*steady*) ketika sebatang kawat pemanas yang terendam dalam air tak mengalir diberi daya listrik yang divariasikan. Panas yang dihasilkan dalam kawat tersebut akan ditransfer ke air. Kurva digambarkan dalam sumbu fluks panas (q) dan perbedaan temperatur





Sumber: Auracher (2003)

Gambar 11. Kurva Pendidihan

pemanas dengan temperatur saturasi yang disebut temperatur *super-heat* ($\Delta T = T_w - T_{sat}$).

Perhatikan kurva dalam Gambar 11. Di daerah antara *a-b*, pada saat ΔT masih rendah (sekitar di bawah 10°C), belum terjadi pendidihan. Tekanan gelembung uap kecil yang terbentuk belum dapat mengatasi tegangan permukaan (Winterton, 2011). Dalam daerah tersebut, perpindahan panas terjadi secara konveksi dan disebut sebagai rezim perpindahan panas konveksi satu fasa. Ketika ΔT mencapai nilai di titik *b*, gelembung uap mulai terbentuk meski dengan cepat terkondensasi kembali karena temperatur air di sekitarnya yang masih lebih rendah dari temperatur saturasi (*subcooled*). Titik *b* dikenal sebagai *onset of nucleate boiling* (ONB).

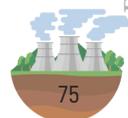
Pembentukan gelembung makin meningkat di permukaan pemanas di titik *c*. Setelah itu, ukuran gelembung yang terbentuk makin besar, bergerak dari permukaan pemanas ke permukaan air dan ada yang bergabung dengan gelembung lain hingga membentuk



kolom uap. Pada titik d pembentukan kolom uap makin banyak. Fluks panas yang ditransfer ke air makin besar karena difasilitasi oleh agitasi yang ditimbulkan dari pembentukan gelembung uap. Selimut uap mulai terbentuk di beberapa tempat permukaan pemanas, tetapi air masih dapat menyentuh permukaan pemanas. Jika ΔT makin besar, pada titik e tercapai titik fluks panas mencapai maksimum. Titik ini dinamakan titik fluks panas kritis (*critical heat flux*, CHF). Daerah pendidihan dari titik b ke titik e disebut daerah rezim perpindahan panas pendidihan nukleat/inti (*nucleate boiling*).

Pada titik tersebut, jika daya pemanas ditambah, titik pendidihan bergeser pada titik g . Hal tersebut dapat terjadi karena panas yang diberikan secara cepat membentuk selimut uap yang lebih stabil di seluruh permukaan pemanas. Oleh karena uap memiliki konduktivitas termal lebih buruk dari pada air, perpindahan panas dari pemanas berkurang dan akan terakumulasi dalam pemanas dan temperatur pemanas akan meningkat cepat. Seperti tampak dalam kurva di Gambar 11, ΔT juga meningkat signifikan. Dalam beberapa kasus dapat mencapai nilai sekitar $1000\text{ }^{\circ}\text{C}$. Keadaan ini membahayakan ketahanan pemanas, apalagi jika temperatur meningkat hingga di atas titik lelehnya. Hal seperti ini disebut sebagai *burnout*. Sementara itu, titik e juga dapat disebut sebagai titik *departure from nucleate boiling* (DNB).

Telah disinggung di atas bahwa pada titik g uap telah menyelubungi permukaan pemanas. Selimut uap yang dinamakan juga film uap tersebut dapat dikatakan stabil. Oleh karena itu, perpindahan panas pendidihan di titik g dikenal sebagai pendidihan film. Ketika daya pemanas diturunkan, fluks panas juga akan mengikuti, demikian pula ΔT menurun. Pada suatu saat, fluks panas akan mencapai titik f . Di titik f ini, selimut uap tampak tidak stabil. Ada kesempatan air menyentuh permukaan pemanas. Temperatur yang bersesuaian dengan titik f ini disebut temperatur pendidihan film minimum (*minimum film boiling*). Titik tersebut menandai permulaan daerah rezim pendidihan film.



Titik f dapat dicapai dari titik e jika, dalam eksperimen, temperatur pemanas dapat dikendalikan. Dari titik e dengan menaikkan sedikit demi sedikit temperatur pemanas (berarti pula menaikkan ΔT), gelembung dan kolom uap yang mencapai maksimum di titik e , perlahan akan membentuk selimut uap di permukaan pemanas. Terbentuknya selimut uap menurunkan perpindahan panas dari pemanas ke air. Dalam kondisi seperti ini, kenaikan temperatur akan diikuti penurunan fluks panas yang ditransfer ke air karena selimut uap makin banyak. Daerah $e-f$ ini dikenal sebagai daerah rezim pendidihan transisi.

Dari penjelasan tersebut di atas dapat dicatat beberapa hal penting sebagai berikut.

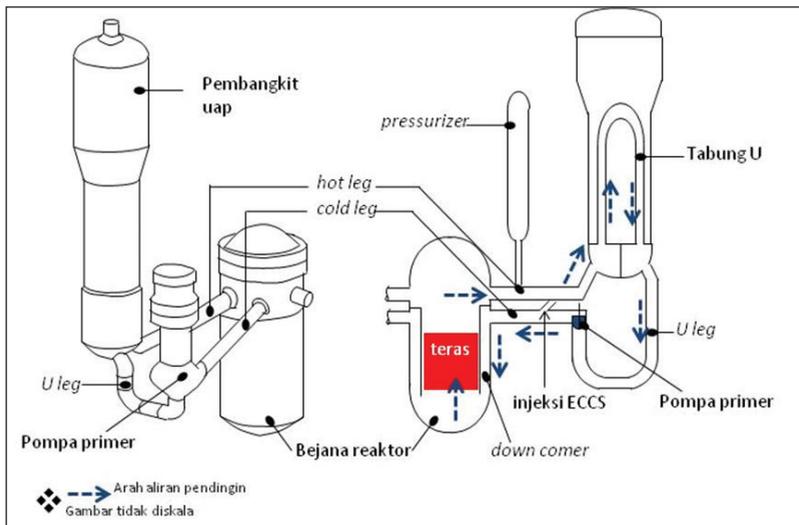
- 1) Rezim pendidihan yang memiliki karakteristik kemampuan perpindahan yang baik adalah rezim pendidihan nukleat.
- 2) Prediksi nilai CHF memegang peran sangat penting karena sebagai pembatas fluks maksimum yang dapat dicapai sebelum terjadi *burnout*. Nilai CHF akan bergantung di antaranya pada jenis cairan, tekanan, dan aliran.
- 3) Dalam rezim pendidihan transisi, kenaikan temperatur pemanas justru diiringi dengan penurunan perpindahan panas ke air.
- 4) Di daerah rezim pendidihan film, temperatur pemanas akan naik dengan cepat ketika fluks panas meningkat. Keadaan ini dapat membahayakan integritas pemanas. Oleh karena antara pemanas dengan air dibatasi oleh uap, perpindahan panas radiasi mulai meningkat.

C. KECELAKAAN KEHILANGAN AIR PENDINGIN (LOCA)

Dalam subbab ini, lingkup pembahasan hanya pada fenomena LOCA yang terjadi di PLTN jenis PWR. Dalam Bab 2 telah digambarkan komponen-komponen utama PLTN PWR. Gambar 12 menunjukkan skema sistem pendingin PLTN PWR dan gambaran aliran di dalam sistem pendingin primer. Pada Gambar 12 sebelah kiri menunjukkan skema satu *loop* (sirkuit) pendingin primer PWR. Satu instalasi PWR



dapat terdiri dari 2 atau lebih *loop* bergantung pada daya PLTN. Pipa yang disebut *cold leg* mengalirkan air yang bertemperatur lebih dingin setelah keluar dari pembangkit uap ke bejana reaktor. Saat air pendingin masuk ke bejana reaktor, air pendingin mengalir melalui perimeter di celah samping teras yang disebut *down comer*. Kemudian, air mengalir ke teras dari bagian bawah (*lower plenum*). Setelah melalui teras, air melalui bagian atas teras (*upper plenum*, sedang bagian paling atas dinamakan *upper head*) ke luar melalui *hot leg* menuju tabung U di pembangkit uap. Antara pembangkit uap dan pompa primer terdapat bagian yang disebut *U leg* atau *cross over leg*. Bagian ini di beberapa desain PWR sudah tidak ada, diganti dengan bentuk yang lebih lurus tidak membentuk U. Di gambar sebelah kanan juga ditunjukkan pipa yang dihubungkan dengan sistem pendingin teras darurat (*emergency core cooling system, ECCS*). Sistem ini khusus dirancang untuk mengantisipasi LOCA sesuai dengan fungsi keselamatan dasar dalam hal pendinginan. Fungsi dan komponen yang menyusun ECCS akan diuraikan selanjutnya.



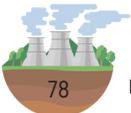
Sumber: Kukita dkk. (1990); Robbe (2003)

Gambar 12. Skema Sistem Pendingin PWR

1. SEKUENSI DAN FENOMENA TERMOHIDRAULIKA SELAMA LOCA

Fungsi keselamatan pendinginan tidak hanya diperlukan saat reaktor beroperasi, tetapi juga beberapa saat setelah reaktor berhenti beroperasi (*shutdown*). Hal ini diperlukan agar panas peluruhan tidak terakumulasi di bahan bakar dan teras reaktor. Mengingat pentingnya pendinginan teras reaktor, salah satu kecelakaan yang dipostulasikan terjadi di suatu reaktor PWR adalah ketiadaan fungsi pendinginan tersebut. Dalam hal ini dipostulasikan bahwa karena suatu hal, air pendingin primer bocor dari sistem perpipaan sehingga mengurangi kemampuan pengambilan panas dan pendinginan bahan bakar. Meskipun terdapat air pengganti (*make up water*), kapasitasnya diasumsikan juga tidak mencukupi.

Postulasi kecelakaan seperti ini sudah terpikirkan sejak awal sejarah pengembangan PLTN berpendingin air. Di awal tahun 60-an, diasumsikan bahwa ukuran pipa besar (berukuran 10 inci atau sekitar 25,4 cm) yang bocor atau patah sehingga memicu kebocoran pada sistem pendingin primer PLTN PWR. Perkembangan selanjutnya, dipikirkan kemungkinan pipa ukuran lebih besar hingga diameter 30 inci (sekitar 76 cm) yang mengalami kebocoran dengan kasus terparah adalah *cold leg* patah dua bagian (*double ended guillotine break*) (Carmak, 1978). Kecelakaan ini disebut juga sebagai kecelakaan kehilangan air pendingin ukuran besar (*large break LOCA, LB-LOCA*). Akan tetapi, kejadian TMI-2 yang disebabkan oleh kebocoran air/uap melalui katup pengatur di *pressurizer* (lihat Bab 3) menyadarkan bahwa kecelakaan kehilangan air pendingin ukuran kecil (*small break LOCA, SB-LOCA*) juga dapat mengakibatkan kecelakaan parah. Bahkan, kemudian SB-LOCA lebih menjadi perhatian karena kemungkinan kejadian yang lebih besar. Selain itu, beberapa kejadian transien juga diharuskan untuk dipertimbangkan dalam desain, seperti penurunan laju alir pendingin primer (dikenal sebagai *loss of flow accident, LOFA*), penurunan atau peningkatan pemindahan panas oleh sistem sekunder dan distribusi daya yang tidak merata (Sehgal, 2012).



Tabel 3. Klasifikasi LOCA PWR

Kategori LOCA	Laju alir (lpm)	Diameter kebocoran (inci)	Klasifikasi LOCA
1	> 380	½	SB
2	> 5700	1½	MB
3	> 19.000	3	LB
4	> 95.000	6¼	LB a
5	> 380.000	14	LB b
6	> 1.900.000	31½	LB c

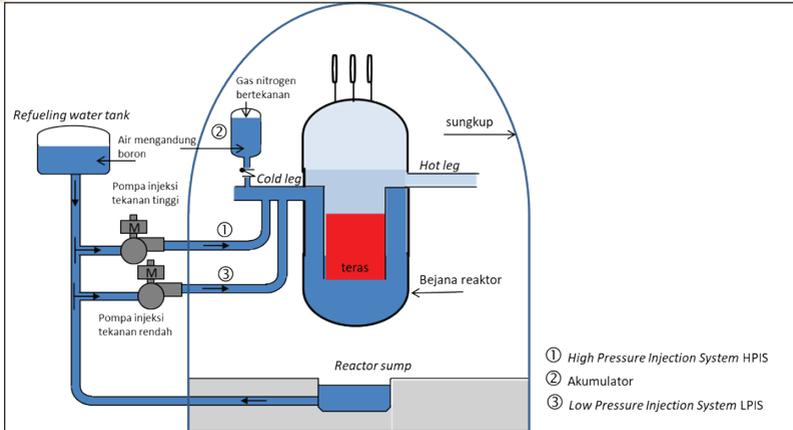
Sumber: Tregoning dkk. (2008)

Kategori dan klasifikasi LOCA pada PWR berdasarkan ukuran pipa dan laju alir dalam liter per menit (lpm) ditunjukkan pada Tabel 3. Laju alir yang tertera dalam Tabel 3 tersebut adalah kesetaraan dengan laju alir air pengganti (*make up*) yang diperlukan ketika mengatasi kebocoran tersebut.

Sejak LOCA disepakati sebagai kecelakaan dasar desain, penelitian terkait LOCA banyak dilakukan, baik secara eksperimental maupun simulasi numerik, dengan tujuan untuk memahami keseluruhan fenomena yang terkait. Berdasarkan hasil berbagai penelitian tersebut, pemahaman fenomena LOCA makin baik dan makin detail. Pemahaman fenomena yang detail akan makin meningkatkan keandalan dan akurasi desain sistem keselamatan yang berhubungan dengan LOCA. Hal tersebut juga merupakan perbaikan pendekatan dari yang bersifat konservatif menjadi makin mendekati *rill* (dikenal sebagai *best estimate approach*).

Sejalan dengan itu, untuk mengatasi LOCA, rancangan sistem pendinginan teras darurat ECCS dikembangkan. Fitur keselamatan terekayasa (*engineered safety feature*, ESF) ini prinsipnya berfungsi untuk menggantikan fungsi pendinginan yang dalam operasi normal dilakukan oleh sistem pendingin primer dengan cara menginjeksikan air dari suatu sumber tersendiri ke dalam bejana reaktor. Tujuan utama dari ECCS adalah membatasi kenaikan temperatur dan oksida-





Sumber: Lawson (1968)

Gambar 13. Skema ECCS pada PWR

dasi kelongsong bahan bakar agar tetap dalam batas aman integritas kelongsong (Lawson, 1968).

Desain ECCS sendiri berkembang sesuai dengan pemahaman fenomena LOCA (Sehgal, 2012). Secara umum, komponen utama dari ECCS adalah (lihat Gambar 13):

- 1) sistem injeksi tekanan tinggi (*high pressure injection system*, HPIS);
- 2) akumulator (*accumulator*); dan
- 3) sistem injeksi tekanan rendah (*low pressure injection system*, LPIS).

Dari ketiga komponen ECCS tersebut, HPIS dan LPIS bekerja dengan sistem aktif, artinya memerlukan sumber listrik untuk menggerakkan pompa injeksi tekanan tinggi dan rendah. Sementara itu, akumulator bekerja secara pasif, yaitu berdasarkan beda tekanan antara tangki akumulator dan *cold leg*. HPIS akan beroperasi ketika tekanan di reaktor turun di bawah sekitar 12,5 MPa, akumulator pada sekitar 4–5 MPa, dan LPIS beroperasi saat tekanan reaktor mencapai



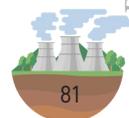
tekanan antara 0.7–0,1 MPa bergantung pada desain (Abramson, 1985; Buongiorno, 2017).

Dalam perkembangannya, salah satu desain PWR terbaru, yaitu AP1000, memaksimalkan sistem yang bekerja secara pasif untuk ECCS. Komponen-komponen ECCS pada AP1000 adalah sebagai berikut (Cummins dkk., 2003; Trivedi dkk., 2016).

- 1) *Core makeup tank* (CMT): ketika tekanan di reaktor turun sekitar 12 MPa, katup yang terhubung ke CMT otomatis terbuka dan air dari tangki CMT akan diinjeksikan langsung ke bejana reaktor.
- 2) Akumulator: saat tekanan reaktor turun hingga sekitar 5 MPa, akumulator bekerja secara pasif menginjeksikan air ke *cold leg*.
- 3) *Passive residual heat removal* (PRHR): untuk mendinginkan teras dalam jangka waktu lama ketika tekanan sudah mendekati tekanan atmosfer, PRHR bekerja. Air/uap dari *hot leg* akan mengalir secara alamiah ke PRHR *heat exchanger* (PRHR HX) yang direndam di dalam *in-containment refueling water storage tank* (IRWST). Air dingin mengalir kembali ke sisi *hot leg*. Selain itu, untuk membantu menurunkan tekanan secara lebih cepat agar PRHR beroperasi, sistem injeksi dilengkapi dengan *automatic depressurization system* (ADS).

Menurut Frepoli (2008), sistem keselamatan yang disediakan untuk mengantisipasi LOCA, seperti ECCS dan sistem pendukung lain, harus memenuhi kriteria keselamatan sebagai berikut:

- 1) temperatur maksimum kelongsong bahan bakar tidak melampaui 1200 °C;
- 2) oksidasi kelongsong secara lokal kurang dari 17% (dari total ketebalan kelongsong);
- 3) oksidasi secara keseluruhan teras tidak melebihi 1% (untuk membatasi pembentukan hidrogen);
- 4) teras tetap dalam geometri yang memungkinkan dilakukan pendinginan (*coolable geometry*); dan
- 5) tersedia pendinginan jangka panjang.



Berbagai fenomena termohidraulika terjadi selama kejadian LOCA, khususnya yang melibatkan air pendingin reaktor. Berikut ini akan diuraikan fenomena fisis yang terjadi selama LOCA, baik untuk LB-LOCA maupun SB-LOCA. Sekuensi dan fenomena selama LB-LOCA dan SB-LOCA memiliki perbedaan meski secara umum keduanya identik. Oleh karena itu, penjelasan akan diberikan secara terpisah.

a. Fenomena LB-LOCA

Menurut Ragheb (2016), sekuensi kejadian LB-LOCA pada PWR dari sejak awal kebocoran dapat dibedakan dalam beberapa fase sebagai berikut:

1) Fase *blowdown* (0–20 s):

Fase ini menandai dimulainya sekuensi LOCA. Pada fase ini karena diasumsikan pipa pendingin primer di sisi *cold leg* patah menjadi dua bagian, air keluar dari kedua sisi patahan. Asumsi patah di sisi *cold leg* diyakini memiliki konsekuensi lebih parah daripada patah di sisi *hot leg*. Akibatnya, tekanan di dalam sistem pendingin primer akan turun dengan cepat. Ketika tekanan turun di bawah batas yang ditetapkan, HPIS akan berfungsi. Bahkan, jika tekanan masih turun hingga batas operasi akumulator, akumulator juga akan mulai menginjeksikan air ke dalam sistem pendingin. Penurunan tekanan hingga tekanan saturasi memicu pembentukan uap di dalam pendingin yang tersisa di dalam bejana dan pipa pendingin. Selanjutnya, penurunan tekanan menjadi lambat karena uap cenderung menaikkan kembali tekanan dan menghambat laju alir air yang keluar sistem melalui lubang bocor.

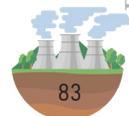
Penurunan tekanan berhubungan dengan laju alir yang bocor. Sementara itu, laju alir air bocor dibatasi oleh aliran kritis (Shockling dkk., 2012). Untuk diketahui, aliran kritis adalah aliran pada laju alir yang tidak dapat meningkat lagi meski tekanan di hilir diturunkan. Aliran kritis pada saat LB-LOCA adalah fenomena kompleks karena terjadi pada kondisi dua



fasa (air dan uap). Prediksi terjadinya aliran kritis dua fasa dapat dilakukan misalnya menggunakan model yang dikembangkan oleh Henry dan Fauske (Kim, 2015).

Penurunan tekanan di dalam sistem perpipaan pendingin dan bejana reaktor merupakan salah satu karakteristik terpenting dalam LB-LOCA. Laju penurunan tekanan sangat bergantung pada ukuran dan juga lokasi kebocoran. Karena pada kasus LB-LOCA penurunan terjadi dengan sangat cepat, ada paling tidak dua fenomena yang penting dipahami dan diantisipasi. Pertama adalah *flashing* atau penguapan mendadak karena tekanan turun di bawah tekanan saturasi pendingin. Penelitian Robbe dkk. (2003) pada kasus LOCA di PWR memperlihatkan bahwa di lokasi kebocoran, tekanan turun dari 15,5 MPa ke 6 MPa hanya dalam waktu 2 ms. *Flashing* terjadi hampir seketika. Untuk memahami dan memprediksi fenomena *flashing* tersebut, Watanabe dkk. (1987) telah membuat model dan divalidasi dengan beberapa hasil eksperimen. Sementara itu, di dalam bejana reaktor, tekanan turun lebih lambat dari 15,5 MPa ke 9,5 MPa dalam waktu 160 ms (Robbe dkk., 2003) sesuai dengan perambatan gelombang kejut (*shock wave*) yang datang dari arah lokasi kebocoran (akibat penurunan tekanan mendadak).

Fenomena yang kedua adalah gaya reaksi hidrodinamika yang timbul saat kebocoran terjadi dalam kasus LB-LOCA pipa putus total. Gaya yang timbul dapat mengakibatkan pipa pendingin primer yang putus terpelanting (*whipped*) dan merusak komponen lain yang ada di sekitarnya. Untuk mempelajari hal tersebut, dari hasil penelitian, sebagai contoh yang dilakukan oleh Yano (1984), Kurihara dkk. (1987), atau Potapov dan Galon (2005), besar gaya dan arah geseran pipa dapat diprediksi tergantung dari lokasi pipa serta cara mengatasi akibat yang ditimbulkan. Selain itu, penurunan tekanan yang hampir seketika dalam kasus LB-LOCA seperti tersebut di atas juga dapat mengancam integritas komponen yang ada di dalam bejana reaktor karena efek mekanik yang ditimbulkan. Tegangan dalam struktur di dalam



bejana reaktor dapat mencapai 1500 ton (Libmann, 1996). Oleh karena itu, rancangan struktur dan komponen di dalam bejana juga harus mempertimbangkan hal tersebut, khususnya harus dijamin bahwa batang kendali tetap pada posisinya dan tidak tercabut dari teras.

2) Fase *bypass* (20–30 s):

Selama fase *blowdown*, uap yang terbentuk di teras reaktor dan bagian bejana reaktor lain akan berupaya untuk ke luar ke *hot leg* dan sebagian menuju ke lokasi kebocoran melalui *down comer* dan *cold leg*. Hal ini membuat air yang diinjeksikan oleh ECCS (di sisi *cold leg*) tidak serta-merta dapat mencapai teras reaktor yang seharusnya didinginkan karena terhambat oleh aliran lawan arah uap (*counter current flow*) (Segev & Collier, 1981), tetapi sebaliknya bergerak ke sisi *cold leg* di *loop* lainnya (yang tidak bocor). Adanya limitasi oleh aliran berlawanan arah, disebut fenomena *counter current flow limitation* (CCFL) (Wongwises, 1994) menjadi pembatas penetrasi air pendingin yang diinjeksikan oleh HPIS dan akumulator ke dalam bejana reaktor.

3) Fase *refill* (30–40 s):

Setelah beberapa saat, sejalan dengan kebocoran yang terus berlangsung, tekanan dalam reaktor turun dan air yang diinjeksikan mulai dapat mengisi bejana reaktor dari sisi bawah teras. Ketika tekanan sudah turun hingga batas operasi LPIS, sekitar 30 s dari sejak awal bocor, secara otomatis LPIS akan mulai menginjeksikan air ke dalam reaktor.

Pada fase ini, kondensasi kontak langsung (*direct contact condensation*) antara air pendingin darurat yang diinjeksikan dan uap yang mengalir di *cold leg* berperan penting dalam mengurangi efek *bypass* sehingga mempercepat penetrasi air pendingin ke *lower plenum* (Liao dkk., 2015).

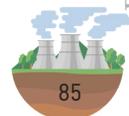


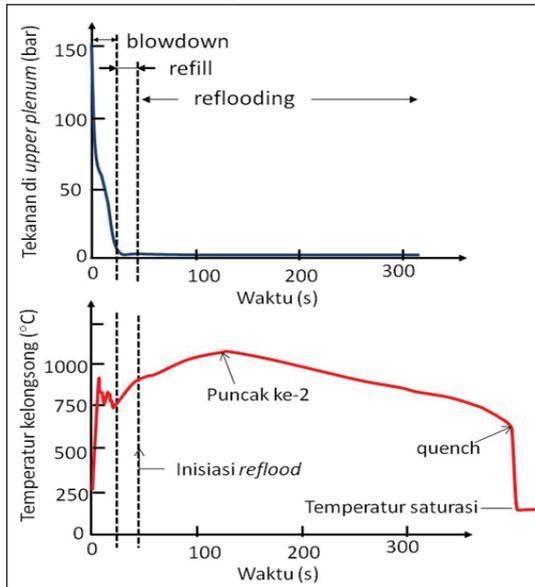
4) Fase *reflooding* (40–250 s)

Pada saat fase *blowdown*, ada kemungkinan bagian atas teras tak terendam. Pendinginan hanya terjadi oleh uap yang terbentuk, tetapi tidak cukup efektif sehingga temperatur bahan bakar meningkat. Bahkan, terdapat kemungkinan beberapa kelongsong retak sehingga gas produk fisi terlepas. Ketika fase *refill* telah berjalan beberapa saat, air mulai mengisi bejana reaktor dan teras reaktor kembali tergenangi oleh air. Namun, bahan bakar tidak langsung dapat didinginkan karena temperatur permukaan kelongsong sudah tinggi. Temperatur turun secara lambat seiring masuknya air *refill*. Setelah beberapa saat, ketika air mulai dapat mendinginkan permukaan kelongsong, terjadi fenomena yang disebut sebagai *quenching*, yaitu pendinginan permukaan panas dengan cepat. Pada saat itu pula, permukaan kelongsong mulai terbasahi (*rewetting*), temperatur kelongsong makin turun dengan cepat pula. Beberapa saat kemudian, teras mulai terendam air kembali, temperatur dapat turun hingga temperatur saturasi (Committee on the Safety of Nuclear Installations [CSNI], 1989). Dari sisi perpindahan panas, fenomena tersebut berlangsung dari rezim pendidihan film, transisi, nukleat, dan perpindahan panas satu fasa (lihat Gambar 11).

5) Fase *longterm cooling* (> 250 s):

Fase ini merupakan fase mendinginkan teras hingga temperatur teras di bawah saturasi. Di sisi lain, sebagian air yang diinjeksikan oleh ECCS akan terbuang melalui lokasi kebocoran. Buangan air ini akan tertampung di bagian bawah gedung reaktor yang disebut *reactor sump* (lihat Gambar 13). Air tersebut akan disirkulasikan kembali oleh LPIS ke bejana reaktor sebagai media pendinginan jangka panjang. Di sisi lain, uap yang terbentuk di pengungkung saat air bocor akan dikondensasi oleh sistem semprot (*spray*) yang berada di atas pengungkung. Sama seperti air bocoran, kondensat akan ditampung di *reactor sump*. Upaya kondensasi uap di dalam pengungkung juga bertujuan untuk mengurangi peningkatan tekanan dalam pengungkung.





Sumber: Iguchi (1998)

Gambar 14. Evolusi Tekanan dan Temperatur Kelongsong pada LB-LOCA PWR

Hasil eksperimen dan analisis, karakteristik tekanan, dan temperatur kelongsong selama LB-LOCA digambarkan pada Gambar 14. Dalam gambar tersebut diilustrasikan hanya tiga fase utama. Ditunjukkan bahwa ECCS berfungsi dengan baik sehingga temperatur maksimum kelongsong tidak melampaui batas yang diizinkan, yaitu 1200 °C. Pada Gambar 14 juga ditunjukkan saat terjadi *quenching*, temperatur kelongsong bahan bakar turun dengan cepat hingga mencapai temperatur saturasi. Dapat dipahami bahwa fase *reflooding* memiliki pengaruh besar terhadap efektivitas ECCS secara keseluruhan.

b. Fenomena SB-LOCA

Kronologi dan fenomena SB-LOCA secara umum sama dengan LB-LOCA, yaitu *blowdown*, *refill*, dan *reflood*. Akan tetapi, detail dari setiap fase berbeda dengan yang terjadi pada LB- LOCA. Kronologi

dan fenomena tersebut adalah sebagai berikut (Griffiths dkk., 2014; Kljenak & Prosek, 1997).

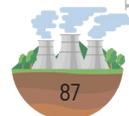
1) Fase *blow down*

Pada kasus SB-LOCA, karena ukuran kebocoran lebih kecil dari pada LB-LOCA, penurunan tekanan terjadi lebih lambat dibanding pada LB-LOCA. Selama periode *blowdown*, yang terjadi dalam periode lebih panjang, air pendingin praktis masih tetap berada pada kondisi satu fasa. Penguapan terjadi dimulai pada bagian *pressurizer*, bagian atas bejana, dan pipa *hot leg* yang sekaligus menandai akhir fase *blowdown*.

Saat air pendingin mencapai saturasi, penurunan tekanan terhenti sementara. Hal ini karena uap yang terbentuk memberikan hambatan pada aliran bocor. Pada saat itu, tekanan di sistem primer sedikit di atas tekanan sisi uap sekunder (Nuclear Engineering International [NEI], 2017). Oleh karena tekanan dalam sistem primer masih tinggi, akumulator dan LPIS tidak dapat segera beroperasi. Sementara itu, karena sudah terjadi pembentukan uap, pompa sirkulasi primer dihentikan. Fase ini hanya berlangsung kurang dari 1 menit dan pada akhir fase ini, tekanan turun hingga sekitar 8 MPa dari sekitar 15 MPa di awal (Griffiths dkk., 2014).

2) Fase sirkulasi alamiah

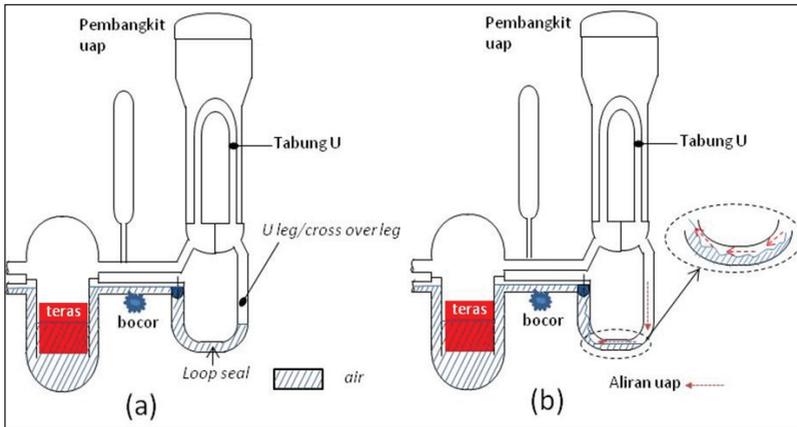
Tidak seperti halnya pada LB-LOCA, pada SB-LOCA saat itu ada fase aliran sirkulasi alamiah yang terbentuk karena pompa primer sudah dimatikan. Uap yang terbentuk akan mengalir di *hot leg* dan air dari *cold leg* akan mengisi bejana. Uap akan mengisi bagian atas tabung U sisi primer di pembangkit uap dan terkondensasi selama sisi sekunder masih lebih dingin dari sisi primer. Sebagian dari kondensat akan kembali ke *hot leg* dan menuju bejana reaktor. Pada saat itu pula, ada stratifikasi aliran di bagian *hot leg* dengan uap mengalir di bagian atas dan air yang belum menguap serta sebagian kondensat (selama sisi sekunder masih cukup dingin) di bagian bawah. Aliran yang terbentuk



berlangsung secara berlawanan arah. Aliran kondensat yang ke bejana reaktor semestinya dapat membantu mengisi air di teras reaktor yang mulai surut karena mengalami penguapan. Namun, ketika aliran uap meningkat, air tertahan dan bahkan terseret kembali ke pembangkit uap karena peristiwa CCFL. Peristiwa tersebut memegang peran penting dalam kaitan LOCA karena memengaruhi karakteristik respons sistem terhadap LOCA sehingga banyak diteliti (Deendarlianto dkk., 2012). Selama itu pula, kehilangan air pendingin primer berlanjut mengakibatkan sirkulasi alamiah menurun hingga akhirnya terhenti.

3) Fase *loop seal*

Fase ini menggambarkan ketika uap telah mulai mengisi bagian hilir (*downstream*) atau sisi keluar tabung pipa U pembangkit uap. Hal itu membuat semacam sumbat air di bagian *U leg*, seperti ditunjukkan pada Gambar 15(a). Adanya sumbatan menyebabkan sirkulasi alamiah terhenti. Air atau uap tidak dapat mengalir dari arah *hot leg*. Sementara itu, pembentukan uap berlanjut dan terjadi ketidakseimbangan tekanan statik di sisi *hot leg* dan *cold*



Keterangan: (a) *Loop seal*, (b) *Loop seal clearing*

Sumber: Kukita dkk. (1990)

Gambar 15. Fenomena Terbentuknya *Loop Seal* dan *Loop Seal Clearing*

leg dengan sisi *hot leg* lebih tinggi. Hal ini mengakibatkan tekanan pada permukaan air di bejana reaktor meningkat sehingga bagian atas bahan bakar kemungkinan mulai tidak terendam. Oleh karena kebocoran terus berlangsung, air makin berkurang sehingga pada suatu saat uap dapat menerobos *loop seal*, masuk ke *cold leg* dan keluar di lubang kebocoran (Gambar 15b). Fenomena tersebut disebut sebagai *loop seal clearing*. Pada saat itu, penurunan tekanan kembali terjadi. Sebaliknya, permukaan air di teras naik kembali dan merendam bahan bakar. Oleh karena ada uap yang terkondensasi di pembangkit uap dan ada yang mengalir dari *cold leg* karena injeksi ECCS tak terputus, *loop seal* terisi kembali. Fenomena tersebut, dinamakan *refill-clearing*, yang dapat terjadi berulang-ulang (Kukita dkk., 1990).

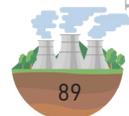
4) Fase pendidihan (*boil off*)

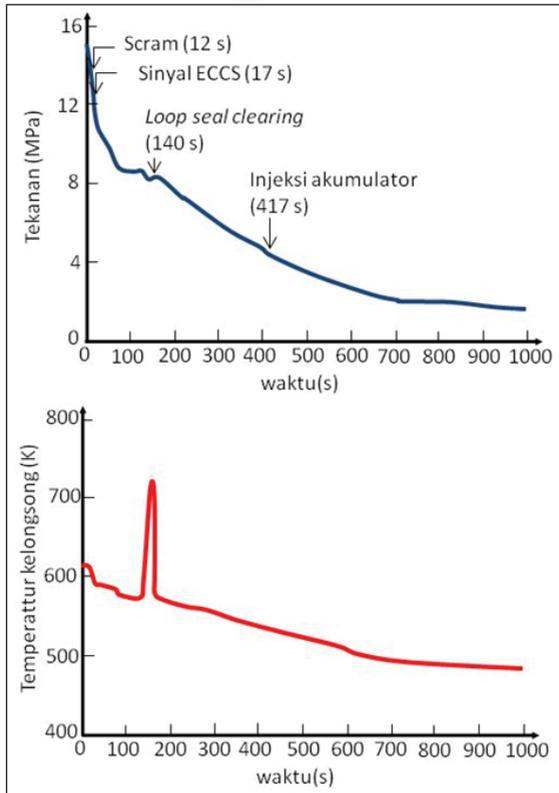
Akibat penurunan tekanan menyusul *loop seal clearing*, pembentukan uap kembali terjadi dengan lebih cepat, mendorong air/uap ke luar melalui lokasi bocor. Pada fase ini, permukaan air di teras kembali turun dan bahan bakar menjadi tidak terendam kembali. Penurunan tekanan memicu akumulator berfungsi menginjeksikan air ke *cold leg*.

5) Fase *recovery* (*long term cooling*)

Penurunan tekanan berlanjut bersamaan dengan penurunan temperatur hingga batas operasi LPIS. Selanjutnya, air dalam bejana akan meningkat ketika injeksi air LPIS melebihi laju kebocoran dan teras akan terendam air. LOCA berakhir jika teras dapat didinginkan hingga temperatur di bawah temperatur saturasi pada tekanan lingkungan.

Karakteristik instalasi pada saat SB-LOCA bergantung pada banyak parameter, di antaranya ukuran kebocoran, lokasi, dan tindakan keselamatan yang dilakukan. Fenomena yang berlangsung secara umum lebih kompleks jika dibandingkan dengan LB-LOCA. Gambar 16 memperlihatkan contoh hasil eksperimen pada fasilitas





Sumber: Tasaka dkk. (1988)

Gambar 16. Contoh Evolusi Tekanan dan Temperatur pada SB-LOCA

uji efek integral LSTF (Jepang) untuk SB-LOCA dengan ukuran kebocoran 5% (setara dengan pipa ukuran 6 inci di PWR yang diacu) di *cold leg* (Tasaka dkk., 1988). Penurunan tekanan jauh lebih lambat daripada kasus LB-LOCA. Sesaat sebelum terjadi *loop seal clearing* (pada daerah kurva tekanan relatif mendatar), temperatur kelongsong meningkat karena pada saat itu permukaan air di teras tertekan akibat beda tekanan yang terbentuk saat *cross over leg* tersumbat sehingga membuat teras bagian atas tak terendam. Ketika *loop seal clearing* ter-



jadi, ketidakseimbangan tekanan teratasi dan permukaan air di teras naik kembali. Hal tersebut mengakibatkan temperatur kelongsong turun.

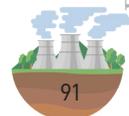
Akibat dari LOCA juga mengancam integritas pengungkung karena uap akan memenuhi dan menimbulkan tekanan tambahan pada pengungkung (Rahgoshay & Hashemi-Tilehnoee, 2016). Oleh karena itu, di setiap rancangan PWR, disediakan sistem *spray* air yang terletak di langit-langit pengungkung. Fungsi *spray* tersebut adalah untuk mengondensasi uap sehingga menurunkan tekanan yang ditimbulkan. Efektivitas *spray* setiap rancangan PWR telah diteliti dan dianalisis dalam kaitan dengan LOCA (Huang dkk., 2011).

2. FASILITAS UJI EFEK INTEGRAL DAN EFEK TERPISAH

Fenomena fisis yang mengikuti selama kejadian LOCA sangat kompleks. Untuk mempelajari berbagai fenomena tersebut dan kaitannya dengan proses kerja ECCS serta karakteristik instalasi selama kejadian, dilakukan langkah identifikasi fenomena yang penting dan dikenal sebagai *Phenomena Identification and Ranking Table* (PIRT). Selanjutnya, fungsi PIRT ini adalah untuk dasar penyusunan program eksperimen dan pengembangan program perhitungan komputer berdasarkan *ranking* kepentingannya (Wilson & Boyack, 1998). Menurut Frepoli (2008), beberapa contoh fenomena yang termasuk penting selama LOCA adalah yang terkait dengan:

- 1) aliran kebocoran;
- 2) energi yang tersimpan dalam bahan bakar;
- 3) perpindahan panas di teras (di setiap fase);
- 4) *steam binding/entrainment*;
- 5) efek gas tak terkondensasi; dan
- 6) kondensasi uap di pipa dan *downcomer*.

Di sisi lain, detail penyusunan PIRT dapat bervariasi bergantung pada problem yang menjadi perhatian. Sebagai contoh, untuk kasus



SB-LOCA yang terjadi pada salah satu pipa yang terhubung dengan pipa pendingin antara bejana tekan dengan pompa primer, fenomena yang menduduki *ranking* tertinggi adalah (Kljenak & Prosek, 1997):

- 1) aliran kritis air;
- 2) *departure from nucleate boiling/dry out*;
- 3) kondensasi;
- 4) propagasi pembasahan bahan bakar (*quench front*) pada saat fase *reflooding*; dan
- 5) *countercurrent liquid-vapor flow*.

Selanjutnya, PIRT digunakan sebagai dasar untuk program penelitian. Penelitian eksperimental, sulit dan tak diizinkan regulasi untuk menggunakan PLTN komersial. Untuk itu, berkembang dua cara, yaitu eksperimen efek terpisah (*separated effect test*, SET) dan efek integral (*integral effect test*, IET). SET adalah penelitian eksperimental yang dimaksudkan untuk mempelajari suatu fenomena tertentu seperti yang tertuang dalam PIRT. Eksperimen pada umumnya dilakukan dengan fasilitas ukuran relatif kecil atau yang merepresentasikan satu bagian PLTN saja. Berbeda dengan SET, IET adalah penelitian eksperimental yang ditujukan untuk mempelajari karakteristik keseluruhan sistem primer suatu PLTN selama LOCA. Penelitian ini menggunakan fasilitas eksperimen berukuran relatif besar, disebut fasilitas uji integral, yang merepresentasikan sistem primer PLTN dan komponen pentingnya yang dibuat dengan skala volume dan daya tertentu. Dengan menggunakan fasilitas tersebut, simulasi LOCA yang tidak mungkin dilakukan di reaktor yang sebenarnya dapat dilakukan. Kedua program penelitian tersebut, SET dan IET, saling melengkapi satu sama lain.

Meskipun tidak dalam jumlah besar, sejumlah fasilitas uji integral telah dibangun di beberapa negara, termasuk Indonesia. Sejauh ini, hasil eksperimen yang diperoleh telah berhasil membantu menjelaskan fenomena LOCA secara baik. Selain itu, hasil eksperimen juga telah membantu pengembangan program perhitungan komputer



Tabel 4. Spesifikasi Beberapa Contoh Fasilitas Uji Integral

Nama Fasilitas	Semiscale	LOBI	BETSHY	LSTF	PKL	UUTR
Negara/ operator	USNRC/ AS	JRC/ Uni Eropa	CEA/ Prancis	JAERI/ Japan	KWU/ Jerman	BATAN/ Indonesia
Reaktor acuan daya, MWth	PWR 3400	PWR 3800	PWR 2775	PWR 3420	PWR 3900	PWR 2775
jumlah loop	4	4	3	4	4	3
Rasio skala volumetrik	1:1600	1:712	1:100	1:48	1:134	1:1150
Daya maksimum, MW	2	5,3	3	10	0,6	3,2
Jumlah loop	2	2	3	2	3	1
Tekanan/ ketinggian	FP/FH1)	FP/FH1)	FP/FH1)	FP/FH1)	P=35 bar2)	FP/FH1)

Keterangan:

¹⁾ *Full Pressure/Full Height*: tekanan dan ketinggian sesuai dengan reaktor acuan

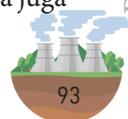
²⁾ fasilitas hanya digunakan untuk eksperimen *refill* dan *reflood*

Sumber: Antariksawan (1999c)

termohidraulika yang digunakan untuk melakukan analisis LOCA melalui validasi hasil perhitungan dengan eksperimen.

Fasilitas uji efek integral pada dasarnya memiliki komponen utama seperti halnya pada sistem primer PLTN, antara lain teras dengan bahan bakar, bejana reaktor, *pressurizer*, pembangkit uap, pompa primer, dan ECCS. Sebagai model bahan bakar, digunakan batang pemanas dengan sumber listrik. Tabel 4 menunjukkan beberapa contoh fasilitas uji integral dan beberapa spesifikasi teknis utamanya. Semua fasilitas tersebut memodelkan PLTN jenis PWR. Secara geometri, sebagian besar fasilitas memiliki ketinggian yang sama dengan PLTN yang diacu. Untuk temperatur dan tekanan, ada yang merepresentasikan kondisi sebenarnya, tetapi ada pula yang diskalakan lebih rendah.

Saat ini, sebagian besar fasilitas di atas sudah tidak beroperasi. Beberapa fasilitas masih dioperasikan untuk meneliti desain PLTN baru, terutama dengan penggunaan sistem pasif. Akan tetapi, ada juga



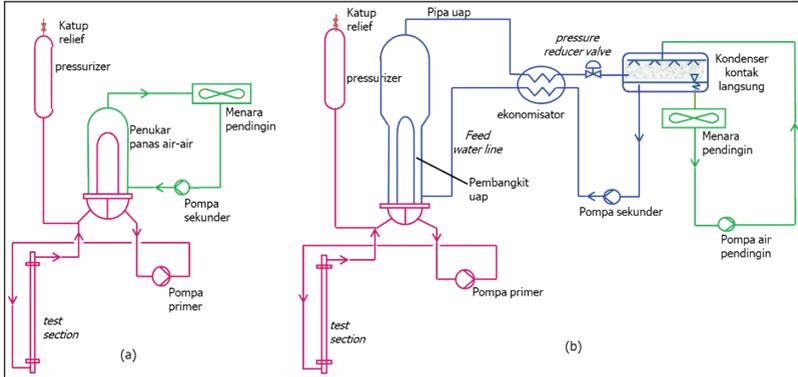
fasilitas baru yang dibangun seperti ATLAS. Fasilitas uji efek integral ATLAS dioperasikan oleh KAERI/Korea Selatan yang mengacu pada PLTN yang dikembangkan oleh Korea Selatan, yaitu APR1400, reaktor PWR yang dikembangkan Korea Selatan. ATLAS memiliki 2 *loop* seperti PLTN APR1400. Penskalaan volume sebesar 1:288 dengan ketinggian separuh dari reaktor yang diacu, tekanan dan temperatur sesuai dengan kondisi operasi PLTN APR1400 (Kim, Choi, dkk., 2014). Untai Uji Termohidraulika Reaktor (UUTR) adalah nama fasilitas uji efek integral yang dimiliki Indonesia dan dioperasikan oleh BATAN. Selain untuk melakukan eksperimen UUTR juga dimanfaatkan untuk pelatihan sumber daya manusia di bidang termohidraulika reaktor di BATAN dan beberapa perguruan tinggi.

Seperti yang ditunjukkan pada Tabel 4, spesifikasi UUTR sebanding dengan fasilitas lainnya. Namun, ada beberapa kelemahan menonjol pada UUTR, di antaranya: jumlah instrumentasi untuk pengamatan berbagai parameter termohidraulika sangat terbatas, jumlah *loop* yang hanya satu sehingga tidak dapat membedakan *loop* yang bocor dan tidak ada pembangkit uap yang merepresentasikan kondisi batas sesungguhnya di sisi sekunder (hanya tersedia penukar panas yang membuang panas ke air di sisi sekunder).

Dengan keterbatasan sistem instrumentasi untuk mengukur berbagai parameter penting mengakibatkan sulitnya memperoleh data yang komprehensif untuk berbagai fenomena. Dengan demikian, fokus pengamatan eksperimen diberikan pada karakteristik penurunan tekanan sistem selama fase kebocoran dan karakteristik evolusi temperatur batang pemanas yang merepresentasikan bahan bakar, baik selama kebocoran maupun saat injeksi ECCS.

Dalam rangka meningkatkan kinerja UUTR, terutama untuk mendapatkan kondisi batas sisi sekunder yang lebih mendekati kondisi sebenarnya, modifikasi UUTR telah dilakukan (selanjutnya disebut UUTR Mod-1). Modifikasi mencakup rancang bangun berbagai komponen, yaitu pembangkit uap (Antariksawan, Sriyono, & Aji, 1996), kondenser kontak langsung (Tjahyono dkk., 1997), ekonomisator (Antariksawan & Aliq, 1996), dan sistem perpipa-an uap-air di sisi





Keterangan: (a) Diagram alir UUTR sebelum modifikasi, (b) Setelah modifikasi

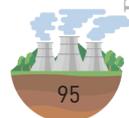
Sumber: Antariksawan (1999b)

Gambar 17. Diagram Alir UUTR Beserta Komponen Utama

sekunder (Widodo dkk., 1998). Tujuan modifikasi adalah memperoleh kondisi uap di sisi sekunder. Gambar 17 memperlihatkan diagram alir UUTR sebelum (a) dan sesudah modifikasi (b) serta komponen utamanya.

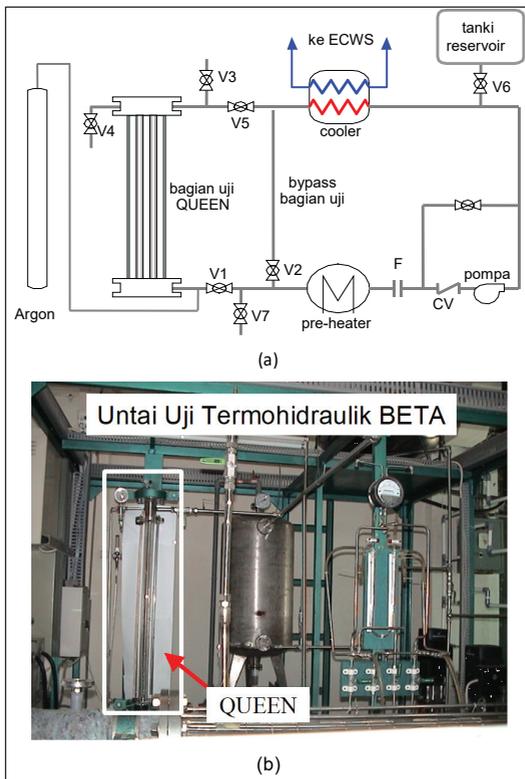
Pada Gambar 17b, bagian yang berwarna biru adalah sistem sekunder yang baru hasil modifikasi (siklus air-uap). Bagian berwarna hijau, sebelum modifikasi adalah sistem sekunder, tetapi setelah modifikasi menjadi sistem pembuang panas akhir (aliran air satu fasa). Agar memperoleh uap di sisi sekunder, penukar panas air-air (lihat Gambar 17a) dimodifikasi menjadi pembangkit uap (Gambar 17b). Bagian yang disebut *test section* menyimulasikan teras reaktor dimana terdapat 36 batang pemanas listrik yang menyimulasikan bahan bakar dan berfungsi untuk membangkitkan panas.

Hasil karakterisasi UUTR yang dimodifikasi menunjukkan bahwa sistem sekunder yang baru telah dapat menghasilkan siklus uap-air. Meskipun hasilnya belum mendekati tekanan dan temperatur PLTN PWR yang diacu, ia telah dapat menunjukkan kondisi tunak. Demikian pula, spesifikasi setiap komponen telah seperti yang diharapkan dalam rancangan sehingga hasil eksperimen dapat lebih



baik jika dibandingkan dengan konfigurasi sebelum dimodifikasi (Antariksawan dkk., 1999b). Fasilitas UUTR ini, selain untuk riset, juga telah dimanfaatkan untuk pelatihan dalam bidang pengenalan reaktor PWR dan juga terkait aspek termohidraulika.

Di sisi lain, PTKRN-BATAN juga memiliki fasilitas untuk melakukan uji efek terpisah. Fasilitas tersebut dinamakan BETA (*Boucle d'Études de Thermohydraulique Appliquée*) (Antariksawan, Handono, dkk., 2001; Juarsa dkk., 2005a). Fasilitas uji ini pada prinsipnya memiliki bagian utama yang disebut bagian uji (*test section*) dan bagian



Keterangan: (a) Diagram alir fasilitas BETA, (b) Foto instalasi BETA

Sumber: Antariksawan, Handono, dkk. (2001)

Gambar 18. Fasilitas BETA

pendukung untai air yang berfungsi menyediakan fluida kerja dan pendingin (Gambar 18).

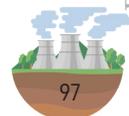
Bagian uji merupakan bagian untuk pengamatan fenomena yang dipelajari. Salah satu bagian uji adalah QUEEN (Quenching Experiment). Sesuai namanya, bagian uji ini berfungsi untuk mempelajari fenomena *quenching* yang terjadi selama proses injeksi pendingin darurat ke dalam bejana reaktor menyusul terjadinya LOCA.

3. PROGRAM PERHITUNGAN KOMPUTER UNTUK3 ANALISIS LOCA

Berbagai fenomena termohidraulika yang terjadi selama LOCA dipelajari secara saksama secara eksperimental melalui fasilitas eksperimen, baik IET maupun SET. Pemahaman fenomena tersebut sangat penting untuk mendukung rancangan sistem keselamatan reaktor. Di sisi lain, prediksi terhadap apa yang akan terjadi jika kecelakaan LOCA terjadi pada suatu PLTN PWR perlu pula dilakukan untuk mengetahui karakteristik dan kinerja sistem keselamatan dan prosedur penanganan yang telah ditetapkan. Prediksi tersebut dapat dilakukan dengan bantuan program perhitungan komputer.

Di dalam program perhitungan komputer tersebut, selain penyelesaian persamaan analitis termohidraulika, juga dilengkapi dengan berbagai korelasi empiris yang diperoleh melalui berbagai eksperimen seperti disebut di atas. Sebaliknya, program perhitungan karena keterbatasan memodelkan semua fenomena fisis, masih memiliki keterbatasan untuk dapat mendekati fenomena riil. Oleh karena itu, proses verifikasi dan validasi program perhitungan perlu dilakukan melalui perbandingan dengan hasil eksperimen sehingga program perhitungan yang dikembangkan berdasarkan hasil-hasil eksperimen tersebut dapat mendekati berbagai fenomena yang berlangsung selama LOCA. Perlu dicatat bahwa adanya program perhitungan komputer juga memungkinkan dilakukan simulasi yang sulit dilakukan secara eksperimental. Pada umumnya, proses verifikasi dan validasi dilakukan oleh berbagai institusi litbang dan berbagai fasilitas IET dan SET dengan prosedur verifikasi dan validasi yang disepakati bersama.

Buku ini tidak diperjualbelikan.



Setelah tervalidasi berdasarkan hasil eksperimen, program perhitungan tersebut dapat digunakan untuk melakukan analisis LOCA.

Tabel 5 memperlihatkan contoh matriks program validasi yang ditetapkan oleh Badan Energi Nuklir Eropa (Nuclear Energy Agency, NEA) untuk pengembangan program perhitungan dalam kasus LB-LOCA. Di dalam matriks tersebut diperlihatkan fenomena yang diteliti, fase LOCA, dan fasilitas uji integral yang digunakan. Fenomena yang diteliti diidentifikasi melalui PIRT. Dari Tabel 5 tersebut, sekaligus dapat diketahui ragam penelitian fenomena apa yang dapat dilakukan menggunakan fasilitas uji integral tertentu. Sudah barang tentu, dalam matriks tersebut tidak menunjukkan semua fasilitas uji integral yang ada, tetapi hanya yang digunakan dalam program NEA. Validasi ini tidak hanya menggunakan fasilitas seperti tersebut di atas, tetapi juga didukung dengan penelitian menggunakan SET.

Ada beberapa contoh program perhitungan komputer (*codes*) yang telah diakui validitasnya untuk digunakan sebagai peranti analisis LOCA. Tabel 6 memperlihatkan deskripsi beberapa program perhitungan tersebut. Seluruh program perhitungan dalam Tabel 6 memodelkan karakteristik seluruh sistem reaktor (khususnya sistem primer) pada saat terjadinya LOCA atau kejadian termohidraulika transien di reaktor yang lain. Program perhitungan tersebut mampu memberikan berbagai besaran termohidraulika dengan penyelesaian persamaan kekekalan massa, momentum, dan energi dalam satu dimensi. Validitas *codes* tersebut dilakukan menggunakan IET atau beberapa SET lain. Dalam perkembangannya, sering kali program perhitungan satu dimensi tersebut dikopling dengan program perhitungan neutronik, struktur mekanik, dan bahkan juga dengan program perhitungan dinamika fluida (*computational fluid dynamic*, CFD) sehingga memberikan hasil yang lebih komprehensif (Petruzzi & D'Auria, 2008).

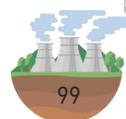
Spesifikasi lengkap masing-masing program perhitungan di atas dapat ditemukan dalam dokumentasi masing-masing seperti ditunjukkan pada pustaka terkait. Perbandingan spesifikasi dan ke-



Tabel 5. Matriks Validasi Program Komputer dengan Fasilitas Uji Integral yang Dilakukan oleh NEA

MATRIKS I: ACU SILANG LB-LOCA PWR		Fase			Fasilitas Uji							
Tipe uji vs fenomena + berlangsung o berlangsung sebagian - tidak berlangsung		Blowdown	Refill	Reflood	CCTF	LOFT	BETHSY	PKL	LOBI	SEMISCALE	UPTF	
Fasilitas vs fenomena + sesuai untuk asesmen program o terbatas - tidak sesuai												
Tipe uji vs fasilitas + dilakukan o dilakukan tapi terbatas - tidak dilakukan												
Fenomena	Aliran bocor	+	+	+	o	o	o	o	o	o	o	
	Pemisahan fasa	o	+	+	+	+	+	+	+	+	+	
	Pencampuran dan kondensasi saat injeksi	o	+	+	o	o	o	o	o	o	+	
	Penguapan di teras dan distribusi aliran	o	+	+	o	o	o	o	o	-	o	
	ECC bypass	o	+	o	+	+	-	o	o	-	+	
	CCFL (counter current flow limitation)	o	+	+	o	o	o	o	o	-	+	
	Steam binding	-	o	+	o	o	-	o	o	o	o	
	Pool formation (di upper plenum)	-	+	+	o	o	o	o	o	o	+	
	Pemanasan teras	+	+	+	o	+	+	+	o	o	-	
	Propagasi quench front	o	o	+	+	+	+	+	-	+	-	
	Entrainment	o	o	+	o	o	+	o	o	o	+	
	Deentrainment	o	o	+	o	o	o	o	o	o	+	
	Karakteristik pompa pada 1 dan 2 fasa	+	o	o	-	o	-	o	+	+	-	
	Efek gas tak terkondensasi	-	o	o	-	-	o	-	-	-	o	
Fasilitas Uji	CCTF	-	o	+	Parameter penting uji: - lokasi dan ukuran bocor - pompa hidup/mati - injeksi di cold leg/kombinasi							
	LOFT	+	+	+								
	BETHSY	-	-	+								
	PKL	o	+	+								
	LOBI	+	+	-								
	SEMISCALE	+	+	+								
	UPTF	o	+	+								

Sumber: IAEA (2015b)



Tabel 6. Deskripsi Beberapa Contoh Program Perhitungan LOCA

No.	Nama	Pengembang	Keterangan
1.	RELAP5 (Reactor Excursion and Leak Analysis Program) (Job & Code, 1995)	Idaho National Laboratory (INL), AS	<ul style="list-style-type: none"> • Analisis fenomena termohidraulika yang berlangsung selama LOCA dan transien • Untuk PWR, BWR dan sistem termohidraulika yang lain
2.	TRAC-PF1 (Transient Reactor Analysis Code) (Los Alamos National Laboratory, 1986)	Los Alamos National Laboratory, AS	<ul style="list-style-type: none"> • Analisis transien dan kecelakaan reaktor jenis PWR • Versi BWR: TRAC-BF1 • Dikembangkan menjadi TRACE
3.	COBRA/TRAC (Thurgood dkk., 1983)	Pacific Northwest Laboratory, AS	<ul style="list-style-type: none"> • Analisis aspek termohidraulika terhadap LOCA dan transien yang lain • Penggabungan COBRA dan TRAC codes
4.	CATHARE (Code for Analysis of THERmalhydraulics during an Accident of Reactor and safety Evaluation) (Fasravacque, 1992) (Barre & Bernard, 1990)	Commissariat de l'Energie Atomique (CEA), Prancis	<ul style="list-style-type: none"> • Analisis kecelakaan dan transien pada PWR
5.	ATHLET (Analysis of THERmal-hydraulics of LEaks and Transients) (Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, 2021)	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS), Jerman	<ul style="list-style-type: none"> • Analisis keselamatan reaktor air ringan (PWR dan BWR), VVER, RBMK • Untuk kecelakaan dasar desain dan kondisi ekstensi desain (tanpa pelepasan teras)
6.	MARS (Multi-dimensional Analysis of Reactor Safety) (Korea Atomic Energy Research Institute, 2000)	Korea Atomic Energy Research Institut (KAERI), Korea Selatan	<ul style="list-style-type: none"> • Analisis termohidraulika transien reaktor air ringan • Penggabungan RELAP5 dengan COBRA-TF
7.	TRACE (TRAC/RELAP Advanced Computational Engine) (U.S.Nuclear Regulatory Commission [USNRC], 2008)	USNRC, Amerika Serikat	<ul style="list-style-type: none"> • Perhitungan termohidraulika-LOCA dan transien lain • PWR dan BWR • 1 dan 3 dimensi



mampuan teknis beberapa program perhitungan komputer untuk analisis termohidraulika reaktor dapat juga dilihat pada (Froge dkk., 1988).

4. EKSPERIMEN DENGAN UUTR, UUTR.MOD-1, DAN BETA

Sejumlah eksperimen telah dilakukan menggunakan UUTR. Simulasi kecelakaan LOCAdilakukan untuk kebocoran di *cold leg* maupun *hot leg* (Pudjanto, 1996; Winduwati, 1996). Dari hasil eksperimen tersebut dapat dipelajari evolusi penurunan tekanan di pendingin primer dan kenaikan temperatur di batang pemanas. Selain itu, telah dilakukan pula eksperimen kebocoran di katup relief di *pressurizer* (Antariksawan, Tjahyono, dkk., 1996; Juarsa & Antariksawan, 1999), seperti kejadian pada kecelakaan di PLTN TMI-2. Fokus penelitian ini adalah mempelajari karakteristik penurunan tekanan dan fenomena *flashing* di *pressurizer* saat tekanan turun akibat kebocoran berdasarkan variasi luas kebocoran. Hasil yang diperoleh sulit dibandingkan dengan hasil eksperimen IET di fasilitas lain mengingat masih ada keterbatasan pada UUTR, khususnya belum ada sistem sekunder yang dapat mendekati kondisi PLTN (siklus air uap). Namun, semua eksperimen yang dilakukan tersebut telah memberikan pengalaman dalam pelaksanaan mengoperasikan fasilitas uji integral, melaksanakan eksperimen LOCA dan memberikan pemahaman dasar tentang LOCA dan secara khusus mengenai fenomena *flashing* di *pressurizer*.

Eksperimen menggunakan UUTR dibatasi juga dengan kemampuan sumber panas UUTR untuk menyimulasikan panas peluruhan. Keterbatasan tersebut karena di UUTR penurunan daya harus dilakukan secara manual. Untuk mempelajari efek panas daya tersisa dari peluruhan tersebut, dilakukan eksperimen dengan beberapa luasan kebocoran dan dengan asumsi hanya akumulator yang beroperasi. Hasil menunjukkan bahwa pada ukuran kebocoran yang lebih besar, pengaruh daya sisa dan sistem injeksi keselamatan sangat penting agar mencegah terjadinya *burnout* (Antariksawan dkk., 1999a). Untuk diketahui bahwa semua eksperimen di atas dilakukan pada tekanan



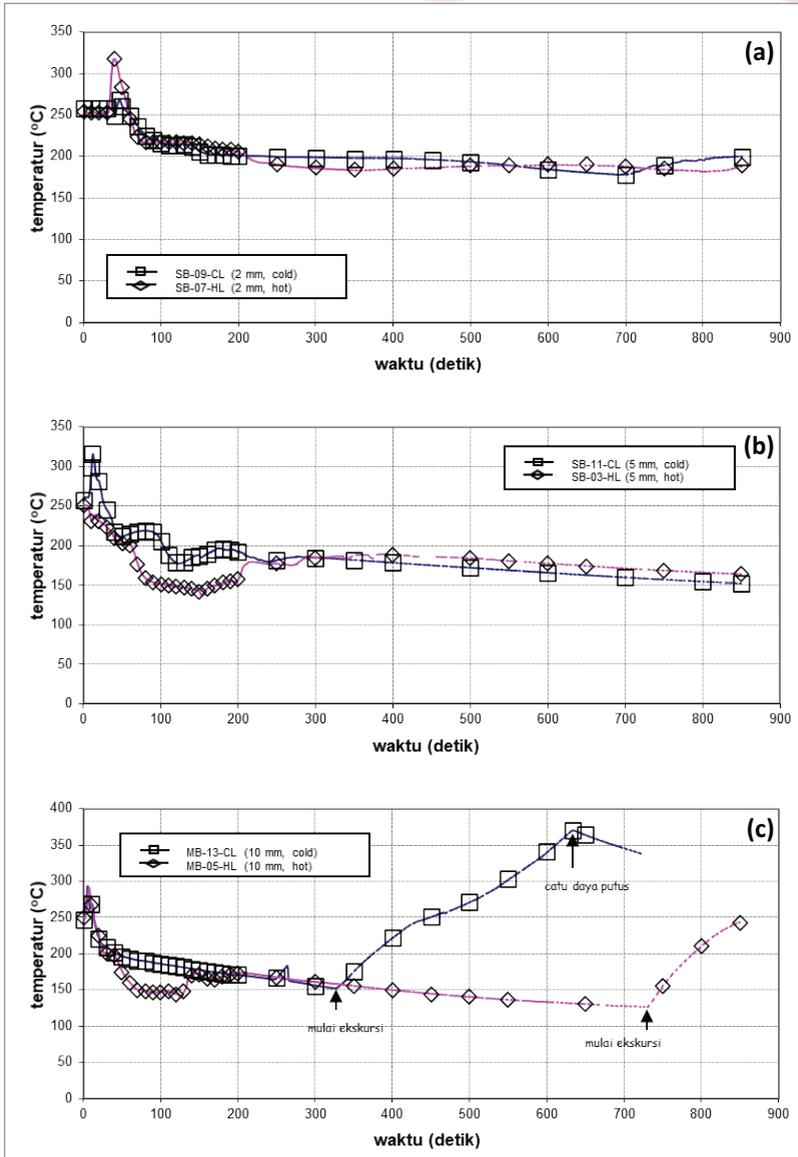
dan temperatur yang sesuai dengan tekanan dan temperatur operasi PLTN PWR 900 MWe, berturut-turut sekitar 150 bar dan 320 °C (di sisi *hot leg*).

Setelah modifikasi UUTR menjadi UUTR.Mod-1, dilakukan serangkaian eksperimen untuk mempelajari efek luas dan lokasi kebocoran (Antariksawan dkk., 2007). Dua ukuran kebocoran yang berbeda, mewakili ukuran kecil dan sedang, dan dua lokasi, yaitu *cold* dan *hot leg*, dipilih untuk rangkaian eksperimen tersebut. ECCS aktif (HPIS dan LPIS) diasumsikan tidak berfungsi sehingga hanya akumulator yang beroperasi. Asumsi ini merepresentasikan tidak ada sumber listrik untuk pompa injeksi tekanan tinggi dan rendah. Gambar 19 memperlihatkan hasil eksperimen terkait perubahan temperatur untuk kebocoran di *hot leg* dan *cold leg* dengan tiga ukuran kebocoran berbeda (Antariksawan dkk., 2007), yaitu 2, 5, dan 10 mm.

Pada ukuran kebocoran 2 dan 5 mm, tekanan turun lebih lambat dan hingga akhir pengamatan eksperimen, tidak tampak terjadi ekskursi temperatur pada pemanas kecuali pada awal sebelum daya pemanas diturunkan (Gambar 19a). Untuk ukuran kebocoran 10 mm, seperti ditunjukkan pada Gambar 19c, telah dapat diamati adanya dua puncak temperatur. Namun, puncak kedua yang lebih tinggi, hanya mencapai sekitar 350 °C sebelum kemudian turun kembali karena batasan temperatur batang pemanas di UUTR mengharuskan sumber listrik diputus pada temperatur tersebut. Adanya dua puncak temperatur sesuai dengan eksperimen dan simulasi yang dilakukan peneliti lain.

Untuk melengkapi hasil eksperimen tersebut, (Antariksawan, Susyadi, dkk., 2003) melakukan analisis kebocoran di UUTR dengan menggunakan program perhitungan RELAP5/Mod3.2. Hasil simulasi kebocoran ukuran 10 mm di *cold leg* UUTR tersebut menunjukkan kecenderungan yang sesuai dengan hasil eksperimen. Meskipun demikian, masih terdapat perbedaan akibat dari beberapa model dan koefisien hidraulika yang digunakan dalam input RELAP5/Mod3.2.



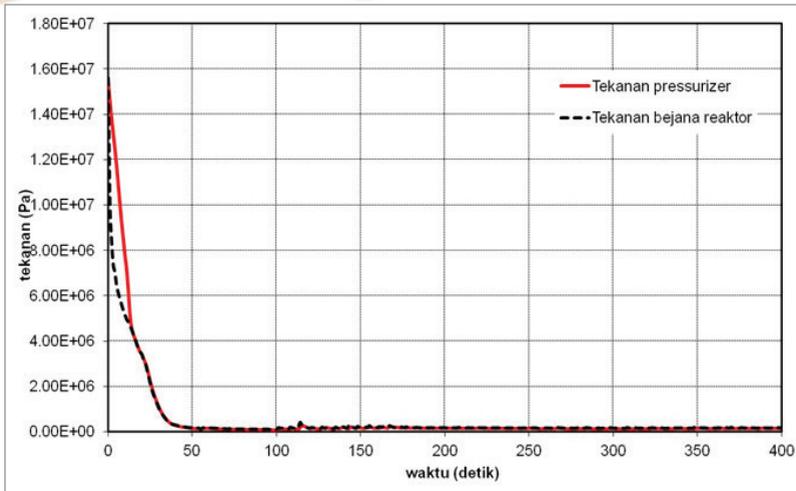


Sumber: Antariksawan dkk. (2007)

Gambar 19. Hasil Eksperimen LOCA di UUTR.Mod-1 untuk Tiga Ukuran Kebocoran

Buku ini tidak diperjualbelikan.





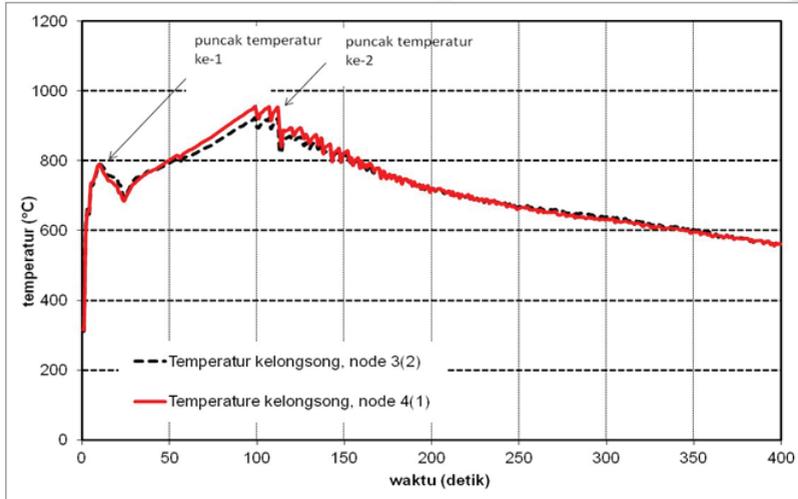
Sumber: Antariksawan, Kasma, dkk. (2002)

Gambar 20. Perubahan Tekanan di Pressurizer dan Bejana Reaktor Selama DEGB

Terkait dengan analisis LOCA, khususnya menggunakan program perhitungan komputer, Antariksawan, Kasma, dkk., (2002) telah mempelajari LB-LOCA di PWR dengan menggunakan program perhitungan RELAP5/Mod3. Penelitian tersebut juga dilakukan dalam rangka penguasaan program perhitungan RELAP5. Dari studi tersebut, meskipun menggunakan nodalisasi sederhana (generik), telah dapat membantu memahami peran ECCS dalam hal DEGB. Akibat kejadian DEGB, tekanan turun dengan cepat. Dalam waktu kurang dari 100 s, dari sekitar 15 MPa di awal tekanan turun hingga tekanan atmosfer (Gambar 20).

Di sisi lain, dengan asumsi semua komponen ECCS beroperasi, dapat ditunjukkan bahwa ECCS dapat mengantisipasi DEGB. Dalam kaitan ini, seperti diperlihatkan pada Gambar 21, temperatur kelongsong puncak diprediksi muncul dua kali. Puncak pertama muncul ketika reaktor belum dipadamkan, pada sekitar 15 detik setelah kebocoran. Temperatur saat itu mencapai sekitar 800 °C. Puncak yang kedua terjadi pada sekitar detik ke-100 dan mencapai sekitar 950 °C. Nilai temperatur tersebut masih di bawah temperatur batas yang





Sumber: Antariksawan, Kasma, dkk. (2002)

Gambar 21. Temperatur Bahan Bakar PWR pada Saat DEGBWR

diizinkan. Hasil ini sejalan dengan hasil eksperimen menggunakan IET atau studi yang dilakukan oleh peneliti lain (Queral dkk., 2015; Yang dkk., 2012).

Salah satu fase penting pada saat LOCA seperti diuraikan di atas adalah fase *reflooding*. Pada fase ini, pendingin ECCS yang telah dapat mengisi teras reaktor mulai mendinginkan temperatur permukaan kelongsong bahan bakar yang telah sempat meningkat saat fase *blowdown*. Saat itu, jika sebagian teras tak terendam air, bahan bakar hanya didinginkan oleh uap. Ketika air injeksi ECCS mendinginkan permukaan kelongsong yang tak terendam air, terjadi proses *quenching*, yaitu proses pendinginan cepat permukaan benda padat panas oleh air dingin. Pada saat *quenching* berlangsung, air tidak langsung dapat membasahi permukaan kelongsong karena temperatur kelongsong jauh di atas temperatur minimum pendidihan film. Dalam kondisi tersebut, ada film uap yang terbentuk yang menghalangi air bersentuhan dengan permukaan panas. Ketika temperatur permukaan kelongsong telah turun di bawah temperatur minimum pendidihan



film, masuk ke dalam rezim pendidihan transisi atau pendidihan nukleat, air akan dapat membasahi kembali permukaan kelongsong. Titik awal air mulai menyentuh permukaan kelongsong dinamakan *quench front*. Karena air terus mengalir dan temperatur permukaan kelongsong berangsur turun, *quench front* “bergerak” dengan kecepatan tertentu, disebut kecepatan *rewetting*.

Kecepatan *rewetting* merupakan parameter sangat penting karena menentukan kecepatan penurunan temperatur kelongsong bahan bakar. Oleh karena itu, banyak penelitian dilakukan untuk memahami fenomena *quenching*, memprediksi kecepatan *rewetting* dan akhirnya mengevaluasi kemampuan ECCS. Dengan tujuan mempelajari fenomena dasar *quenching* dan memprediksi kecepatan *rewetting* tersebut, serangkaian eksperimen menggunakan bagian uji QUEEN yang terpasang pada fasilitas SET BETA telah dilakukan (Juarsa dkk., 2005a; Juarsa dkk., 2003). Eksperimen awal dilakukan menggunakan QUEEN I yang menggunakan satu batang berpemanas listrik dengan diameter sesuai bahan bakar PWR dan terpasang dalam silinder pyrex (Antariksawan, Handono, dkk., 2001). Tujuan eksperimen ini adalah untuk mengamati secara langsung terjadinya fenomena *quenching*. Berdasarkan data perubahan temperatur dinding batang pemanas dan visualisasi menggunakan kamera berkecepatan tinggi, dilakukan interpretasi beberapa rezim pendidihan dan kecepatan *rewetting*.

Tahap selanjutnya, eksperimen dilakukan menggunakan model bundel bahan bakar yang terdiri dari empat batang pemanas listrik. Pada bagian uji terpasang empat batang silinder pemanas dengan masing-masing berukuran seperti bahan bakar PWR. Keempat batang pemanas tersebut dipasang di dalam silinder dari kaca pyrex. Setelah batang pemanas tersebut dipanasi dengan temperatur maksimum sekitar 500 °C atau lebih, air dengan temperatur tertentu dialirkan dari bagian bawah. Fenomena yang terjadi selama *reflooding* direkam dengan menggunakan kamera berkecepatan tinggi. Gambar 22 memperlihatkan kronologi sejak masuknya air dari bagian bawah silinder dalam periode beberapa puluh detik kemudian.



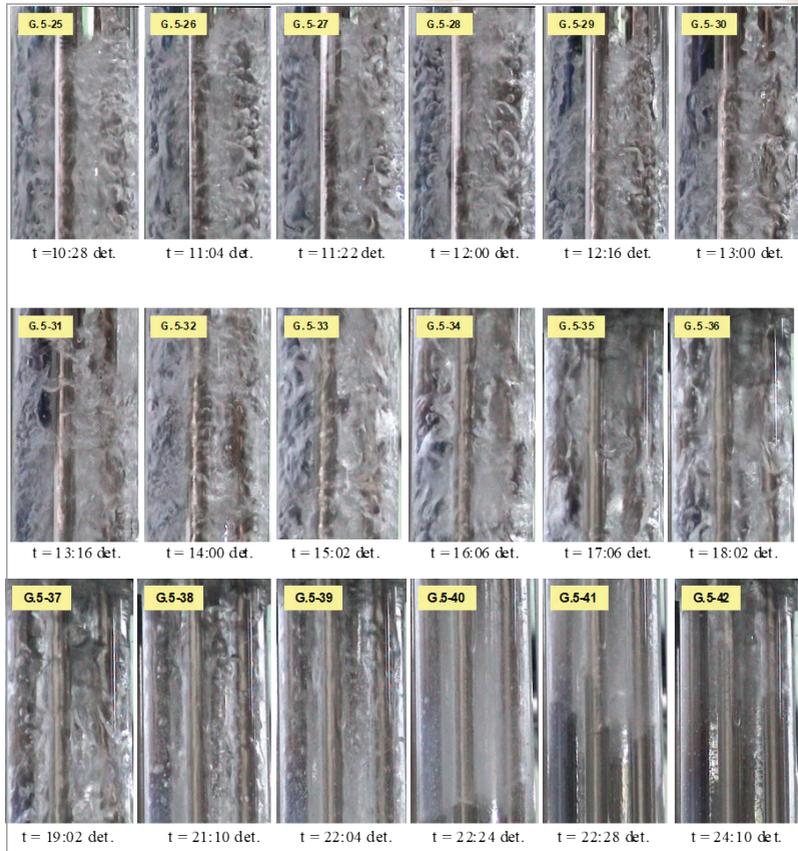
Dari pengamatan visual, kronologi fenomena pendidihan dapat diamati dengan baik. Temperatur permukaan batang pemanas juga diukur di beberapa titik dengan termokopel yang terpasang dari dalam batang di dekat permukaan luar. Fenomena didih film, didih transisi, serta didih inti dapat dipresentasikan dengan baik. Perubahan bentuk gelembung uap dari bentuknya yang kecil hingga pecahan uap (*bubble explosion*) dalam bentuk golkoran air dapat teramati secara jelas. Pada awalnya, hanya tampak gelembung kecil karena bagian bawah batang pemanas yang tidak dipanaskan bertemperatur relatif rendah. Ketika menyentuh daerah permukaan yang bertemperatur di atas temperatur film minimum, film uap terbentuk di permukaan (G.5-7). Saat itu air belum membasahi permukaan dan cenderung bergerak ke tepi di dinding kaca pyrex. Uap air yang terbentuk juga bergerak ke arah dinding pyrex. Karena air terus mengalir, daerah yang terselimuti film makin panjang mengingat *quench front* bergerak lebih lambat dari pada laju alir air.

Seiring dengan turunnya temperatur permukaan, film uap mulai hilang. Pendidihan berpindah dari rezim pendidihan film masuk ke rezim pendidihan transisi dan pendidihan nukleat yang ditandai dengan pembentukan gelembung lebih banyak di seluruh volume air. Pada saat itu, temperatur kelongsong akan menurun dengan cepat karena koefisien perpindahan panas meningkat. Perpindahan panas tidak hanya terjadi ke arah radial, tetapi juga ke arah aksial sehingga *quench front* bergerak lebih cepat. Pada frame G.5-21, diindikasikan rezim perpindahan panas sudah masuk ke rezim pendidihan nukleat, khususnya di bagian bawah batang pemanas, dengan terbentuknya gelembung uap lebih banyak. Ketika temperatur batang pemanas mendekati temperatur saturasi, perpindahan panas berubah ke rezim pendidihan konvektif satu fasa. Selama eksperimen, tekanan dipertahankan sekitar tekanan atmosfer karena bagian atas bagian uji QUEEN terhubung dengan atmosfer.





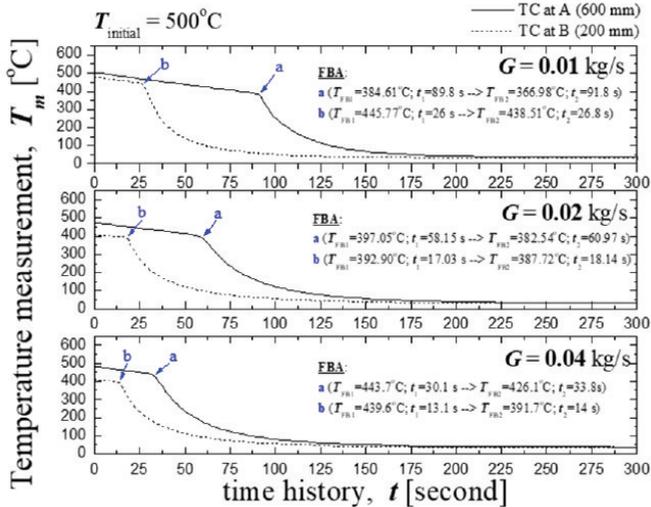
Buku ini tidak diperjualbelikan.



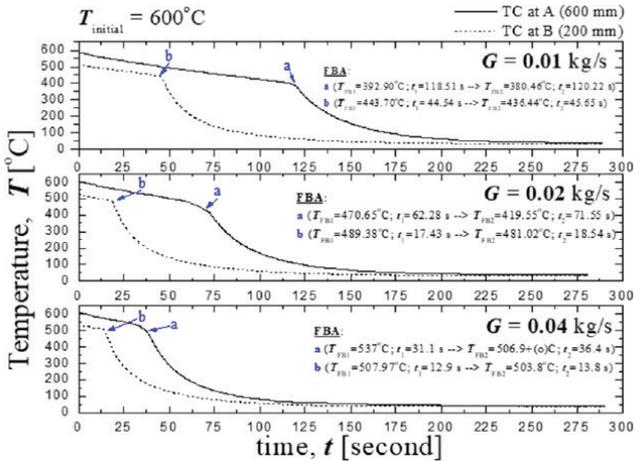
Sumber: Juarsa dkk. (2003)

Gambar 22. Hasil Pengamatan dengan Video Kamera Selama Proses *Quenching* di Bagian Uji QUEEN

Gambar 23 menunjukkan hasil pengukuran temperatur ke arah aksial di permukaan pemanas untuk tiga laju alir pendingin berbeda dan pada temperatur awal pemanas 500 °C (a) dan 600°C (b). Titik a dan b dalam setiap kurva menunjukkan awal *quenching* dan penurunan temperatur menunjukkan terjadi *rewetting*.



(a)



(b)

Keterangan: (a) Temperatur awal pemanas 500°C, (b) Temperatur awal pemanas 600°C

Sumber: Juarsa dkk. (2005a)

Gambar 23. Perubahan Temperatur Permukaan Batang Pemanas terhadap waktu Selama Quenching dengan Temperatur Awal 500°C dan 600°C

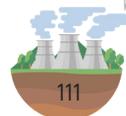


Kecepatan *rewetting* dihitung berdasarkan kurva *rewetting* tersebut. Dari kurva tersebut juga dapat dipelajari efek laju alir air pendingin dan dihitung fluks panas serta fluks panas maksimum (Juarsa dkk., 2005a; Juarsa dkk., 2005b). Kecepatan *rewetting* yang dihitung berdasarkan evaluasi temperatur dinding pemanas menghasilkan nilai kecepatan sebesar 11,5 mm/s. Nilai tersebut mendekati hasil studi peneliti lain dengan perbedaan sekitar 5,5% (Juarsa dkk., 2003).

Untuk mendukung penelitian terkait LOCA tersebut di atas, telah dilakukan pula penelitian terkait fenomena kondensasi uap dan tangkapan aerosol oleh *spray* yang terjadi di dalam pengungkung. Penelitian dilakukan secara eksperimental menggunakan fasilitas yang dibangun di PTKRN-BATAN untuk memodelkan pengungkung, yaitu FESPECo, serta melalui perhitungan analitis. Dari hasil penelitian tersebut telah diketahui parameter *spray* dan aerosol yang menentukan kecepatan kondensasi dan tangkapan aerosol (Tjahyono, 2013; Tjahyono dkk., 2013).

a. Rancangan penukar panas efektivitas tinggi

Kegiatan penelitian terkait LOCA di PTKRN-BATAN di atas tidak hanya memberikan manfaat dari aspek ilmiah fenomena LOCA saja, tetapi juga meningkatkan kemampuan rancang bangun. Berbekal pada pengalaman rancang bangun untuk modifikasi fasilitas uji integral UUTR.Mod-1, fasilitas BETA, dan fasilitas eksperimen lain serta mempertimbangkan peran penting penukar panas pada reaktor nuklir, termasuk untuk mendukung sistem keselamatan, telah dilakukan inovasi rancangan penukar kalor jenis *shell-and-tube* dengan efektivitas lebih tinggi dari pada desain penukar panas jenis *shell-and-tubes* konvensional. Penukar panas ini memanfaatkan aliran berpilin di sisi *shell* untuk meningkatkan efektivitas perpindahan panas, tetapi di sisi lain tidak menaikkan secara signifikan rugi tekanan. Rancangan dimulai dari skala laboratorium hingga diuji untuk skala industri dan pada akhirnya telah memperoleh paten (Antariksawan, Bambang, dkk., 2002; Antariksawan, Bambang, dkk., 2003; Antariksawan, Prasetyo, dkk., 2008).

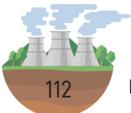


5. LOCA DI REAKTOR RISET

Selain dilakukan riset LOCA untuk PLTN, juga dilakukan penelitian LOCA untuk reaktor riset. Seperti diketahui, Indonesia memiliki tiga buah reaktor riset yang dioperasikan oleh BATAN, yaitu reaktor TRIGA Bandung, yang kemudian dikenal sebagai TRIGA-2000, reaktor Kartini bertipe sama, yaitu TRIGA (*Training, Research, and Isotopes by General Atomic*) sama dengan TRIGA-2000 dan RSG-GAS yang merupakan reaktor tipe MTR (*material testing reactor*). Jika reaktor daya ditujukan untuk menghasilkan daya, reaktor riset dimaksudkan sebagai sumber berkas neutron. Berkas neutron tersebut selanjutnya dimanfaatkan untuk berbagai hal, seperti pembuatan radionuklida dan penelitian material. Operasi reaktor riset juga harus mempertimbangkan keselamatan. LOCA merupakan salah satu kecelakaan yang harus dipertimbangkan dalam operasi reaktor riset (IAEA, 2016d).

Analisis LOCA untuk reaktor riset telah dilakukan untuk beberapa reaktor riset di dunia, khususnya dengan menggunakan program perhitungan yang pada umumnya digunakan untuk analisis LOCA pada PLTN, sebagai contoh (Lee & Kim, 2016; Reis dkk., 2013). Hal ini karena diinginkan diperoleh hasil dengan pendekatan yang lebih realistis daripada yang dilakukan dengan pendekatan konservatif. Salah satu program perhitungan yang digunakan untuk analisis adalah RELAP5. Penelitian seperti ini sekaligus dimaksudkan untuk menguji validitas RELAP5 untuk aplikasi pada reaktor riset, termasuk pada reaktor jenis TRIGA (Antariksawan dkk., 2006; Antariksawan, Widodo, & Tjahyono, 2017; Antariksawan, Wahyono, & Taxwim, 2017; Antariksawan, Umar, dkk., 2017).

Analisis LOCA yang dihipotesiskan terjadi pada TRIGA-2000 telah dilakukan menggunakan RELAP5/SCDAP (Antariksawan, Umar, dkk., 2017). Dalam analisis tersebut diteliti efek ukuran kebocoran jika kebocoran terjadi pada salah satu pipa pendingin dan pada tabung berkas neutron. Pada kasus LOCA di tabung berkas neutron, dipelajari juga efek waktu inisiasi ECCS. Untuk kebocoran pada

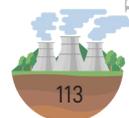


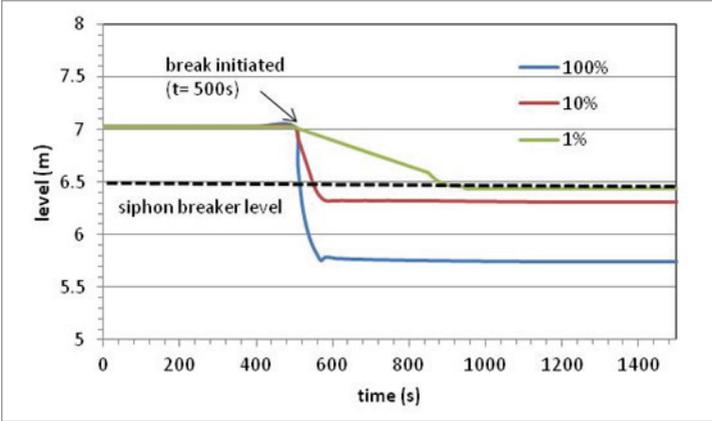
pipa pendingin, lubang *siphon breaker* telah berhasil mencegah air pendingin di kolam terkuras sehingga masih mampu mendinginkan teras dengan sirkulasi alamiah seperti terlihat pada Gambar 24 dan 25.

Gambar 24 memperlihatkan evolusi ketinggian air di tangki reaktor dan Gambar 25 menunjukkan evolusi temperatur bahan bakar. Pada Gambar 24 dan 25, luas kebocoran 100% adalah asumsi pipa pendingin putus total sementara 10% dan 1 % adalah rasio luas area kebocoran terhadap luas penampang pipa pendingin primer. Dalam analisis di atas diasumsikan bahwa reaktor dapat dipadamkan pada saat ketinggian air di tangki turun sekitar 50 cm sesuai dengan prosedur keselamatan operasi TRIGA-2000.

Jika tabung berkas neutron yang bocor, air pendingin dalam tangki akan turun hingga separuh dari ketinggian teras sehingga temperatur bagian atas akan meningkat. Namun, dengan adanya ECCS, panas peluruhan di teras dapat diambil dan tidak terjadi kenaikan temperatur yang signifikan. Meskipun demikian, tetap perlu dipertimbangkan pendinginan untuk jangka panjang. Gambar 26 melukiskan perubahan temperatur di tiga ketinggian bahan bakar setelah kebocoran dengan berturut-turut ukuran kebocoran 100% (a), 10% (b) dan 1% (c). Semuanya dengan asumsi ECCS dioperasikan hampir bersamaan dengan reaktor padam. Dari hasil analisis dapat diprediksi bahwa jika kebocoran ukuran besar, ECCS dapat membantu menurunkan temperatur sejak awal ditambah lagi peran pendinginan udara yang lebih besar saat ukuran bocor maksimum. Sebaliknya, pada saat ukuran kebocoran kecil, pada jangka panjang, pendinginan udara tidak dapat membantu pada saat air ECCS sudah mulai habis.

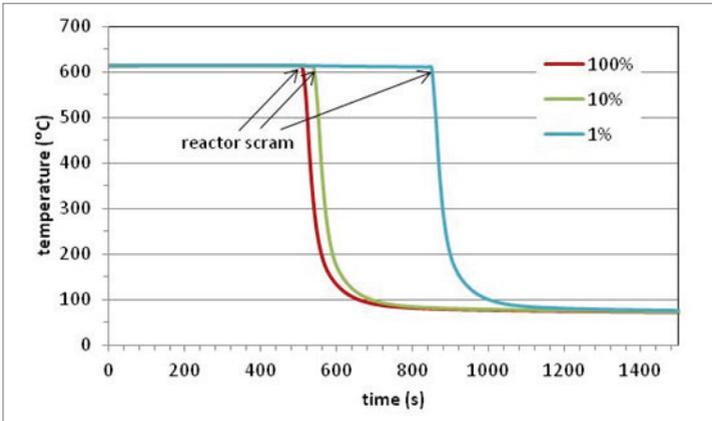
Penggunaan RELAP5 untuk analisis termohidraulika reaktor Kartini juga telah dilakukan, baik untuk kondisi operasi normal maupun jika diasumsikan terjadi kebocoran, baik dari pipa pendingin primer maupun tabung berkas neutron. Model yang disusun telah memberikan hasil yang secara fenomena dapat diterima (Antariksawan, Wahyono, & Taxwim, 2017)





Sumber: Antariksawan, Widodo, dan Tjahyono (2017)

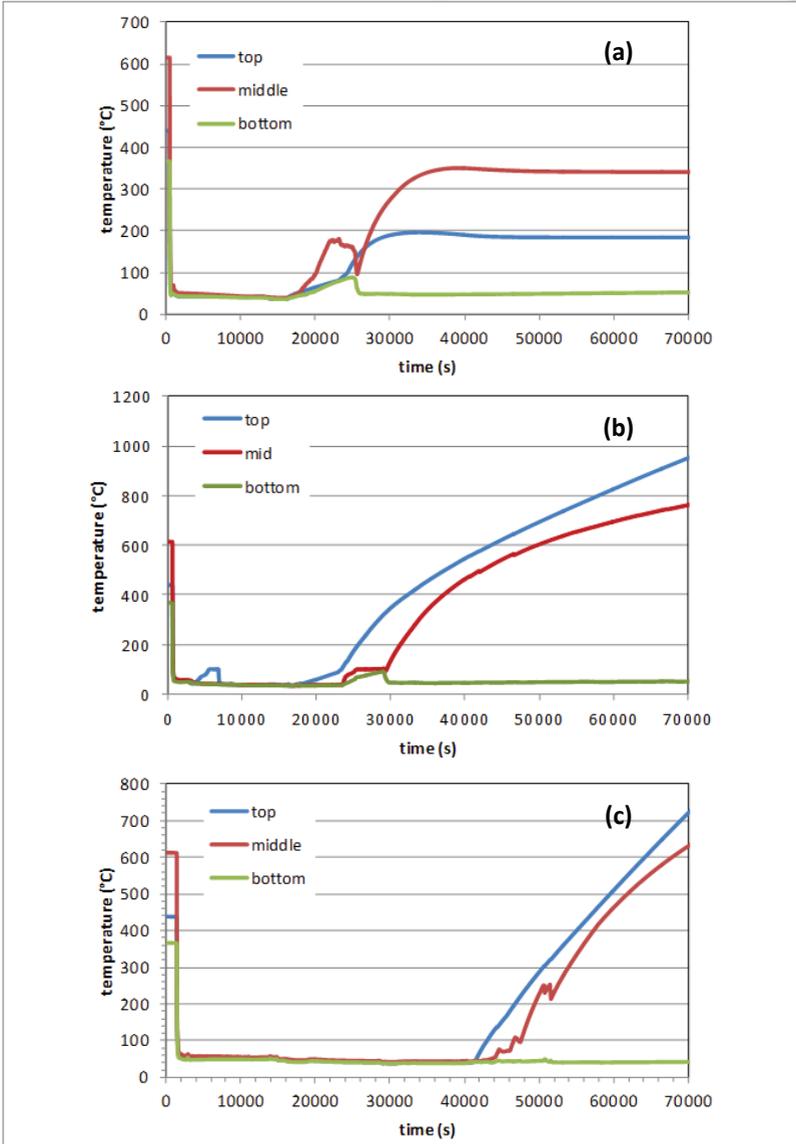
Gambar 24. Evolusi Ketinggian Air di Tangki Reaktor pada LOCA Pipa Pecah



Sumber: Antariksawan, Widodo, dan Tjahyono (2017)

Gambar 25. Evolusi Temperatur Bahan Bakar pada Beberapa Ukuran Kebocoran Pipa

Buku ini tidak diperjualbelikan.



Keterangan: (a) 100%, (b) 10%, dan (c) 1%

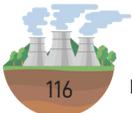
Sumber: Antariksawan, Widodo, dan Tjahyono (2017)

Gambar 26. Temperatur Bahan Bakar TRIGA-2000 Selama LOCA Akibat Tabung Berkas Neutron Bocor

D. PERKEMBANGAN TEKNOLOGI KESELAMATAN PLTN DARI ASPEK LOCA

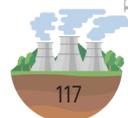
Sejak LOCA ditetapkan sebagai kecelakaan dasar desain untuk reaktor air ringan, berbagai penelitian dan pengembangan dilakukan, baik melalui eksperimen skala kecil dan besar maupun pembuatan program perhitungan. Jika di awal LB-LOCA diasumsikan sebagai kejadian yang akan mampu mengakibatkan kecelakaan parah, tetapi mengacu pada kejadian TMI-2 dan hasil riset, SB-LOCA menjadi fokus perhatian karena juga dapat mengakibatkan kondisi kecelakaan parah dengan melibatkan fenomena termohidraulika yang lebih kompleks. Untuk mengantisipasi LOCA, desain reaktor nuklir dilengkapi dengan ECCS yang bertujuan memberikan fungsi pendinginan teras dalam keadaan darurat sehingga integritas bahan bakar terjaga sesuai dengan persyaratan temperatur dan oksidasi maksimum. Hasil pengujian selama ini, baik melalui SET maupun IET, menunjukkan bahwa desain ECCS yang telah diimplementasikan di sebagian besar PWR yang tengah beroperasi saat ini mampu menjalankan fungsi tersebut (Sehgal, 2012).

Berdasarkan pemahaman fenomena kompleks yang mengikuti kejadian LOCA, desain ECCS, desain reaktor dan manajemen kecelakaan LOCA berkembang. Desain ECCS berkembang di antaranya dengan lebih banyak memanfaatkan sistem pasif seperti pada desain AP1000 dan APR1400. Pada AP1000 fungsi HPIS diganti oleh *core make-up tank* (CMT) dan LPIS dengan IRWST *injection* serta ditambah PRHR HX yang semuanya memanfaatkan prinsip pasif (Schulz, 2006). Tidak hanya itu, keandalan ECCS ditingkatkan dengan prinsip redundansi, diversifikasi, dan separasi fisik komponen redundan. Selain itu, komponen seperti *automatic depressurization system* (ADS) yang berfungsi untuk menurunkan tekanan pada bejana reaktor ditambahkan untuk memudahkan dan meningkatkan efektivitas ECCS. Demikian pula sistem pendingin pasif pengungkung yang akan membantu mempertahankan integritas pengungkung selama kejadian LOCA atau kondisi ekstensi desain lain. Di sisi lain, terdapat perubahan desain pada bagian *cross over leg*. Pada desain AP1000



sudah tidak tampak ada *cross over leg* sehingga efek *loop seal* tidak akan terjadi. Pada APR 1400 terdapat *safety injection system* yang terdiri dari 4 *loop* sistem independen untuk injeksi pendingin langsung ke bejana reaktor yang disebut *direct vessel injection* (DVI) (Lee dkk., 2009). DVI terdiri dari sistem aktif dengan pompa injeksi tekanan tinggi dan sistem pasif dengan menggunakan *safety injection tank* (SIT) yang beroperasi pada tekanan lebih rendah. Di samping itu, LOCA tetap merupakan kunci untuk evaluasi desain reaktor baru, khususnya jenis reaktor air ringan, apakah dapat dikatakan memenuhi tingkat keselamatan yang dipersyaratkan oleh Badan Pengawas atau tidak sehingga analisis LOCA tetap dilakukan pada desain baru generasi III seperti AP1000 dan *European Pressurized Reactor* (EPR) (Gurcacz dkk., 2015; Hussain & Nawaz, 2016), termasuk juga mempelajari fenomena spesifik yang mengikuti LOCA seperti *loop seal clearing* and *refill* karena spesifik untuk desain tertentu seperti APR-1400 (Kang dkk., 2020). Analisis LOCA yang dilakukan akhir-akhir ini juga telah memanfaatkan *codes* yang telah berkembang lebih baik sehingga dapat dilakukan analisis dengan hasil yang lebih baik seperti pada (Yousif dkk., 2016).

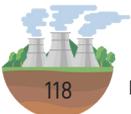
Penanganan LOCA tidak hanya bersandar pada sistem keselamatan terekayasa, tetapi juga pada aspek manajemen kecelakaan dalam bentuk *emergency operating procedure* (EOP). EOP pada kecelakaan dasar desain bertujuan untuk menjaga integritas bahan bakar dan mencegah kerusakan kecil menjadi kecelakaan parah (Saghafi & Ghofrani, 2016). Depresurisasi sisi uap pembangkit uap pada kejadian SB-LOCA misalnya, terbukti dari hasil simulasi eksperimental dan numerik telah dapat mencegah ekskursi temperatur bahan bakar (Takeda & Ohtsu, 2017). Demikian pula dengan penggunaan prosedur depresurisasi melalui katup relief di *pressurizer* dan katup keselamatan (Antariksawan, 2001; Antariksawan, Hidaka, dkk., 2001), *feed-and-bleed* (F&B) (Kim dkk., 2016) atau prosedur PDHR (*passive decay heat removal*) (Kim dkk., 2015). Meskipun LOCA sudah dapat diatasi oleh ECCS, namun karena kemungkinan terbentuknya uap dalam jumlah besar menyusul kebocoran air bertekanan dan temperatur tinggi, efek



pada kekuatan pengungkung juga menjadi perhatian (Sheykhi dkk., 2017).

Di sisi lain, perkembangan teknologi PLTN juga mengarah pada reaktor kecil modular (*small modular reactor*, SMR). Reaktor kecil adalah reaktor yang memiliki kapasitas hingga 300 MWe. Tidak kurang dari 45 desain SMR sedang dikembangkan saat ini (Hidayatullah dkk., 2015). Salah satu desain SMR berbasis teknologi PWR adalah CAREM. Desain reaktor ini disebut berjenis integral, yaitu reaktor ukuran kecil yang pembangkit uapnya berada dalam bejana reaktor. Dari aspek LOCA, desain integral ini meniadakan kemungkinan LB-LOCA karena ukuran pipa terbesar yang berhubungan dengan sistem primer adalah 1,5 inci dan memungkinkan lebih banyak penggunaan sistem keselamatan pasif (Mazzi, 2005). Desain SMR integral lain adalah reaktor yang diberi nama SMART. Desain reaktor ini dirancang tidak hanya untuk menghasilkan listrik, tetapi uap panasnya digunakan juga untuk desalinasi (Kim, Lee, dkk., 2014). Ini untuk menunjukkan selain keselamatan makin baik, juga fleksibilitas PLTN ukuran kecil ditingkatkan. Selain untuk mengurangi kemungkinan penyebab LOCA, meningkatkan fleksibilitas, ada rancangan SMR yang diberi nama Nuscale yang memaksimalkan sistem pasif, termasuk dalam pembuangan panas peluruhan jika terjadi kecelakaan SBO pada reaktor tersebut. Desain SMR ini tidak menggunakan pompa sirkulasi pendingin primer karena aliran berjalan secara alamiah (*natural convection*) dan reaktor berada dalam kolam yang dapat mendisipasi seluruh panas peluruhan (Nuscale Power, 2012).

Buku ini tidak diperjualbelikan.





BAB 5

KECELAKAAN PARAH

A. PENDAHULUAN

Kecelakaan yang terjadi di reaktor Three Mile Island unit 2 (TMI-2) pada tanggal 28 Maret 1979 menyadarkan desainer dan operator reaktor nuklir air ringan bahwa kejadian yang melibatkan pelelehan teras tidak dapat dianggap tidak mungkin terjadi. Kondisi kecelakaan ini disebut sebagai kecelakaan parah. Dalam terminologi IAEA, termasuk dalam kondisi ekstensi desain (*design extension condition, DEC*) atau sebelumnya dikenal sebagai *beyond design basis accident* (BDBA). Dalam kaitan itu, desain reaktor air ringan yang selama ini mengacu pada hasil analisis kecelakaan dasar desain saja harus ditinjau ulang untuk mempertimbangkan sistem mitigasi agar kecelakaan dasar desain tidak merembet ke kecelakaan parah. Seandainya terjadi, harus ada manajemen kecelakaan sehingga akibat dari kecelakaan tersebut tidak melampaui penghalang keempat dan memberi dampak radiologi pada masyarakat dan lingkungan. Hal yang terakhir ini yang harus dilakukan untuk PLTN yang sudah beroperasi karena sulit untuk melakukan modifikasi desain. Untuk reaktor yang direncanakan akan

Buku ini tidak diperjualbelikan.



dibangun, adanya kecelakaan yang memungkinkan terjadinya degradasi teras perlu dipertimbangkan dalam desain. Namun, persyaratan desain tersebut pada umumnya sangat bergantung pada pengalaman operasi masing-masing negara.

Kecelakaan parah (*severe accident*) yang dibicarakan dalam bab ini didefinisikan sebagai rangkaian berbagai fenomena pada kecelakaan yang melibatkan kerusakan pada teras reaktor. Pada kecelakaan parah berlangsung berbagai macam fenomena fisis yang semuanya bermula dari adanya kerusakan material di teras, terutama bahan bakar. Kerusakan dalam hal ini bisa diartikan pula sebagai pelelehan, apabila temperatur leleh suatu material teras terlampaui.

Ada yang membedakan kecelakaan parah dalam dua kategori besar, yaitu kecelakaan teras leleh (*core melt accidents*, CMAs), dan kecelakaan teras hancur (*core disruptive accidents*, CDAs). Kedua kategori besar kecelakaan parah ini dibedakan pada pemicu kerusakan teras. Kecelakaan teras leleh terjadi karena pendinginan teras tak mencukupi, teras menjadi tak terendam dan selanjutnya mengakibatkan pemanasan berlebih hingga teras leleh. Kejadian ini pada umumnya berlangsung dalam skala waktu jam. Sementara itu, kategori kecelakaan teras hancur disebabkan oleh sisipan reaktivitas yang sangat besar dan berlangsung secara cepat, yaitu ketika batang kendali secara serentak tercabut dari teras reaktor. Hal ini mengakibatkan ekskursi daya dan disintegrasi bahan bakar. Kejadian ini berlangsung dalam skala waktu yang lebih cepat yaitu detik. Namun demikian, mengingat karakteristik keselamatan melekat (*inherent safety*) reaktor air ringan, kategori kecelakaan parah yang kedua ini praktis dianggap tidak mungkin terjadi. Oleh karena itu, di dalam bab ini yang dimaksud kecelakaan parah dan dibahas adalah kategori kecelakaan teras leleh.

Dalam Bab 5 ini, pembahasan dimulai dengan pemicu kecelakaan parah. Selanjutnya, akan diuraikan mengenai lingkup dan berbagai fenomena kecelakaan parah yang merupakan akibat dari pelelehan teras. Pada bagian selanjutnya diberikan kegiatan dan hasil penelitian



yang secara khusus dilakukan oleh Penulis dan peneliti di BATAN/BRIN lainnya yang terkait dengan kecelakaan parah. Secara khusus, diuraikan fenomena ledakan uap (*steam explosion*) dan perpindahan panas pada celah sempit.

B. FENOMENA KECELAKAAN PARAH

1. PEMICU KECELAKAAN PARAH

Analisis kecelakaan harus dilakukan pada setiap desain PLTN yang akan dibangun. Analisis kecelakaan tersebut pada prinsipnya adalah menganalisis karakteristik PLTN ketika menghadapi berbagai kejadian yang dihipotesiskan dapat terjadi pada PLTN tersebut. Dalam kaitan itu, terdapat beberapa kejadian yang disebut sebagai kejadian pemicu (*initiating events*) atau lebih lengkapnya *postulated initiating event* (PIE). Berdasarkan frekuensi keberlangsungannya, kejadian pemicu tersebut dikategorikan sebagai *anticipated operational occurrences* (AOOs) atau transien dan kecelakaan. Menurut IAEA (2003), beberapa kejadian awal untuk PLTN PWR adalah sebagai berikut:

- 1) kecelakaan diinduksi oleh reaktivitas (*reactivity induced accident, RIA*);
- 2) penurunan laju alir air pendingin;
- 3) kenaikan inventori air pendingin reaktor;
- 4) peningkatan pengambilan panas oleh pendingin sekunder;
- 5) penurunan pengambilan panas oleh pendingin sekunder;
- 6) penurunan inventori air pendingin reaktor (LOCA); dan
- 7) *anticipated transient without scram* (ATWS).

Seperti telah dibahas pada Bab 4, untuk PWR pada umumnya telah disepakati bahwa yang menjadi kecelakaan dasar desain, yaitu LOCA. Untuk itu, PWR dilengkapi dengan ECCS yang dapat menjamin keselamatan PLTN jika LOCA terjadi. Namun, jika kejadian tersebut diikuti kegagalan sistem proteksi dan keselamatan yang lain atau prosedur penanganan keadaan darurat tidak tepat, terdapat



kemungkinan terjadi kecelakaan parah. Seperti yang terjadi pada kecelakaan PLTN Fukushima Dai-ichi, bencana alam dahsyat berupa gempa dan tsunami telah mengakibatkan semua tingkat pertahanan berlapis dan sistem keselamatan gagal berfungsi sehingga kecelakaan parah tak terhindarkan. Oleh karena itu, meski secara analisis probabilitas diakui bahwa kemungkinan kecelakaan parah sangat kecil, dalam orde 10^{-4} – 10^{-5} per reaktor-tahun (IAEA, 1999), hal tersebut harus tetap dipertimbangkan dalam desain dan operasi PLTN.

Hasil studi yang dilakukan oleh USNRC terhadap lima PLTN di Amerika Serikat menurut USNRC (1990), memperlihatkan bahwa:

- 1) dari tiga reaktor jenis PWR, SB-LOCA merupakan kejadian yang memberikan kontribusi terbesar terhadap terjadinya kerusakan teras pada 2 PLTN dan *station blackout* (SBO) pada 1 PLTN yang dikaji;
- 2) dari 2 PLTN jenis BWR, SBO menjadi kontributor paling besar kejadian kecelakaan parah.

Mengacu pada hasil tersebut di atas, SBO menjadi kejadian yang berkontribusi paling besar pada kecelakaan parah. Hal yang sama terjadi di PLTN Fukushima Dai-ichi seperti dijelaskan pada Bab 3. Kejadian SB-LOCA maupun SBO yang diasumsikan dalam kajian di atas pada umumnya tidak berdiri sendiri, misalkan kejadian SB-LOCA juga diikuti dengan asumsi HPIS tidak berfungsi. Sebaliknya, SBO dapat juga diikuti dengan kebocoran pompa pendingin primer. Selain itu, perlu dicatat bahwa studi tersebut dilakukan untuk PLTN generasi II, yaitu PLTN yang dibangun dan beroperasi pada era tahun 1970-an. Namun, jika diingat bahwa PLTN Fukushima Dai-ichi juga merupakan PLTN jenis BWR dan mulai dioperasikan (unit 1 sampai dengan 4) pada tahun 1970-an, studi di atas masih relevan karena kecelakaan parah di Fukushima Dai-ichi juga awalnya dipicu oleh kejadian SBO. Meskipun demikian, tentunya masih perlu dilakukan kajian yang lebih mendalam apakah sekuensi kejadian yang terjadi di Fukushima Dai-ichi identik dengan yang dilakukan dalam studi di atas.



Selain SBO dan SB-LOCA, studi di atas juga mengindikasikan bahwa kejadian *anticipated transient without scram* (ATWS), yaitu kejadian transien yang sesungguhnya diprediksi akan terjadi tapi reaktor tidak dapat dipadamkan, dapat memberikan sumbangan pada kecelakaan parah pada kedua jenis PLTN.

Studi lain yang dilakukan Antariksawan (2000a, 2000b) menunjukkan bahwa skenario kejadian SBO dan SBO yang diikuti dengan kebocoran pompa primer yang terjadi pada PLTN jenis PWR dapat mengakibatkan teras meleleh. Studi tersebut menggunakan program perhitungan MELCOR 1.8.4.

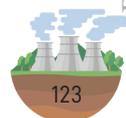
2. RAGAM FENOMENA SELAMA KECELAKAAN PARAH

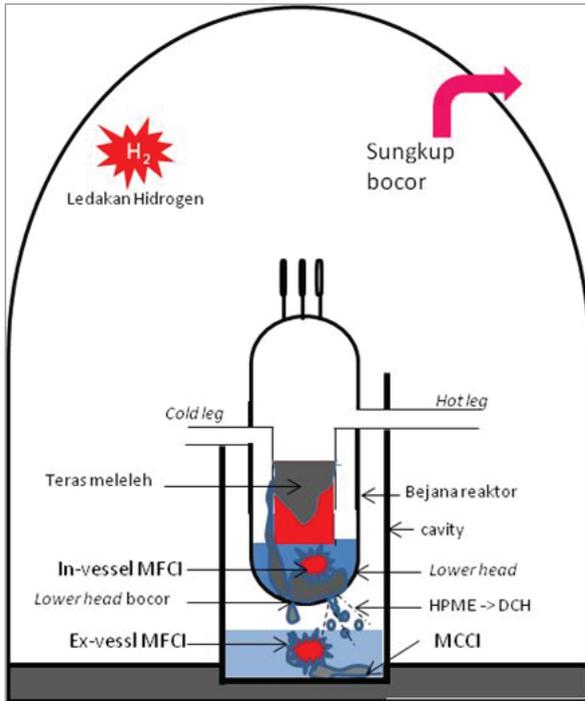
Dalam kecelakaan parah menurut Rajzrova & Jirickova (2014), kejadian berikut memiliki kemungkinan untuk terjadi:

- 1) kelongsong rusak/meleleh;
- 2) bahan bakar meleleh dan teras rusak;
- 3) interaksi termal bahan bakar (meleleh) dengan pendingin di dalam bejana reaktor;
- 4) semburan lelehan teras ke luar bejana reaktor pada saat bejana reaktor bertekanan tinggi;
- 5) bejana reaktor meleleh secara perlahan;
- 6) pembakaran hidrogen;
- 7) pengungkung bertekanan lebih;
- 8) interaksi teras (leleh)-beton; dan
- 9) pengungkung bocor.

Gambar 27 menunjukkan ilustrasi ragam fenomena kecelakaan parah yang secara teoretis dapat terjadi pada PWR.

Kelongsong rusak atau bahkan meleleh dapat terjadi akibat pemanasan berlebih atau tekanan berlebih. Seperti telah dibahas dalam Bab 4 sebelumnya, saat terjadi LOCA, pendinginan bahan bakar





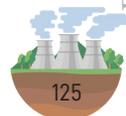
Gambar 27. Skema Kecelakaan Parah pada PLTN Jenis PWR

menurun drastis sehingga mengakibatkan temperatur kelongsong meningkat. Peningkatan temperatur dapat melampaui titik leleh kelongsong jika ECCS tidak dapat mendinginkan teras dengan baik. Jika temperatur melampaui temperatur leleh bahan bakar, bahan bakar akan mengikuti meleleh. Lelehan teras disebut *corium*. Pelelehan kelongsong dan bahan bakar ini yang akan menginisiasi kejadian yang lain. Akibat segera dari rusak atau melelehnya kelongsong adalah pelepasan produk fisi yang awalnya terkungkung dalam kelongsong.

Saat kelongsong dan bahan bakar meleleh akan terjadi interaksi dengan air pendingin (*fuel-coolant interaction*, FCI, atau *molten fuel-coolant interaction*, MFCI). Oleh karena temperatur kelongsong yang meleleh sangat tinggi, bahkan melampaui temperatur didih air pada

tekanan saat itu, interaksi tersebut dapat menghasilkan ledakan uap. Akibat dari ledakan uap, integritas bejana reaktor terancam. Dalam kasus kecelakaan PLTN Chernobyl unit 4, diduga kuat ledakan uap yang mengakibatkan reaktor dan gedung reaktor rusak parah (lihat Bab 3). Untuk reaktor air ringan, pada awalnya dihipotesiskan bahwa ledakan uap dapat terjadi di dalam bejana saat lelehan teras (biasa disebut *debris* atau *corium*) jatuh ke *lower plenum* yang berisi air. Ledakan itu kemudian memberikan gaya yang sangat besar hingga melontarkan bagian atas bejana reaktor hingga merusak pengungkung (disebut *alpha mode failure*). Pendekatan termodinamika memperkirakan 30% energi termal diubah menjadi energi mekanik ledakan (Hicks & Menzies, 1965). Jika hal ini benar, integritas bejana dan pengungkung tidak dapat dipertahankan. Namun, setelah melalui serangkaian penelitian, eksperimental, dan analitis, telah diyakini bahwa probabilitas terjadinya ledakan uap seperti itu sangat kecil (Basu & Ginsberg, 1996; NEA, 2000). Meskipun demikian, masih terdapat kemungkinan bahwa ledakan uap terjadi di luar bejana (lihat di bawah), sehingga kemungkinan ledakan uap, khususnya yang terjadi di luar bejana reaktor, masih dipertimbangkan dalam desain PLTN yang baru.

Selama kejadian SB-LOCA, pelelehan teras dapat terjadi pada saat temperatur dan tekanan di dalam bejana reaktor dan sistem pendingin masih tinggi. Hal ini karena laju alir air bocor kecil tetapi penguapan yang mengakibatkan berkurangnya air di teras terjadi dengan cepat. Pada saat itu, lelehan teras akan jatuh ke *lower plenum* dan terkumpul pada bagian bawah bejana (*lower head*). Jika tidak mampu menahan tekanan dan temperatur yang ada, *lower head* akan rusak sehingga lelehan teras akan menyembur keluar pada tekanan tinggi (*high pressure core melt ejection*, HPME). Studi yang dilakukan oleh Duijvestijn dan Birchley (1999) memprediksi bejana akan rusak sekitar 1–5 jam setelah lelehan jatuh ke *lower head* jika tidak ada tindakan mitigasi. Dalam hal LB-LOCA, jika pelelehan teras terjadi, maka kerusakan *lower head* akan berjalan dengan perlahan. Jika bejana tidak didinginkan, muncul ancaman bejana reaktor akan meleleh juga. Dalam dua hal tersebut, *corium* akan keluar dari bejana reaktor.



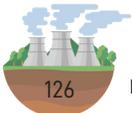
Lelehan teras yang bertemperatur tinggi dan tersebar di dalam pengungkung akan secara langsung memanaskan pengungkung yang sebelumnya telah naik temperatur dan tekanannya karena uap yang terbentuk dari LOCA. Kejadian pemanasan udara atmosfer oleh *corium* yang disebarkan disebut *direct containment heating* (DCH). Akibat kenaikan temperatur, tekanan kembali meningkat dan pengungkung mungkin akan menerima tekanan berlebih. Kerusakan pengungkung secara seketika karena tekanan berlebih sangat kecil kemungkinannya. Akan tetapi, pada bagian pengungkung yang terdapat penetrasi, kebocoran dapat terjadi jika tekanan tersebut melampaui kekuatan bagian tersebut.

Di sisi lain, hidrogen akan terbentuk saat kelongsong bahan bakar (terbuat dari *zirconium alloy*) yang bertemperatur tinggi berinteraksi dengan uap air. Hidrogen akan terlepas ke dalam pengungkung bersama-sama dengan air yang bocor atau uap yang dilepas melalui katup relief. Hidrogen akan terakumulasi dalam pengungkung. Ancaman bahaya yang muncul adalah pembakaran hidrogen sehingga menimbulkan ledakan yang pada gilirannya mengancam keutuhan pengungkung. Ancaman integritas pengungkung dan gedung reaktor tidak hanya datang dari ledakan hidrogen, tetapi juga dari akibat interaksi antara *corium* yang keluar dari bejana dan struktur beton dari pengungkung/gedung reaktor. Interaksi *corium*-beton (*molten core concrete interaction*, MCCI) akan membentuk gas yang juga akan menambah tekanan dalam pengungkung. Kemungkinan ledakan uap juga dapat terjadi di luar bejana ketika lelehan teras jatuh ke *reactor cavity* atau di bawah bejana penuh dengan air. Selain itu, jika beton pada lantai gedung bocor akibat interaksi tersebut, bocoran air terkontaminasi bahan radioaktif akan merembes ke tanah.

3. INTERAKSI TERMAL LELEHAN BAHAN BAKAR DENGAN PENDINGIN

a. Tahapan interaksi hingga ledakan uap

Telah disinggung di atas, interaksi antara lelehan bahan bakar dengan air pendingin (MFCI) merupakan salah satu fenomena penting dalam



kecelakaan parah. Mengingat bahwa temperatur lelehan teras sangat tinggi, jauh lebih tinggi dibanding dengan temperatur saturasi pendingin, dan jika kontak keduanya terjadi secara intens, dapat terjadi penguapan secara sangat cepat. Hal ini yang disebut sebagai ledakan uap (*steam explosion*). Ledakan uap tersebut diikuti pembebasan energi mekanik yang dapat mengancam integritas pengungkungnya.

Studi terkait mekanisme interaksi termal dan ledakan uap telah dipelajari sejak empat dekade yang lalu. Di awal masa tersebut, dikenal dua pendekatan untuk mempelajarinya, yaitu pendekatan termodinamik dan pendekatan mekanis. Pendekatan pertama lebih fokus untuk menghitung berapa tenaga yang dibebaskan dari interaksi tersebut, sedang pendekatan kedua mempelajari mekanisme interaksinya (Antariksawan, 1991). Dari review sejumlah besar eksperimen yang dilakukan pada saat itu, dapat diketahui mekanisme dan parameter terpenting untuk terjadinya ledakan uap.

Dalam kecelakaan parah PLTN PWR dihipotesiskan ledakan uap paling mungkin pada saat lelehan teras bergerak turun dari teras ke *lower plenum* yang masih berisi air. Pada saat lelehan teras bersentuhan dengan air, kemungkinan ledakan uap dapat terjadi. Dari berbagai penelitian yang telah dilakukan, mekanisme ledakan uap terjadi melalui beberapa tahap sebagai berikut (lihat Gambar 28) (Corradini dkk., 1988).

1) Tahap percampuran awal (*pre-mixing*)

Sebagai kelanjutan dari kontak antara lelehan bahan bakar dan pendingin, lelehan terfragmentasi secara hidrodinamika. Ukuran fragmen relatif besar (orde centimeter) sehingga tahap ini disebut pula dengan percampuran kasar (*coarse mixing*). Karena perbedaan temperatur yang besar, lapisan tipis film stabil terbentuk di permukaan partikel (rezim pendidihan film). Perpindahan panas ke pendingin terbatas (Gambar 28a).

2) Tahap pemicuan dan fragmentasi (*triggering and fragmentation*)

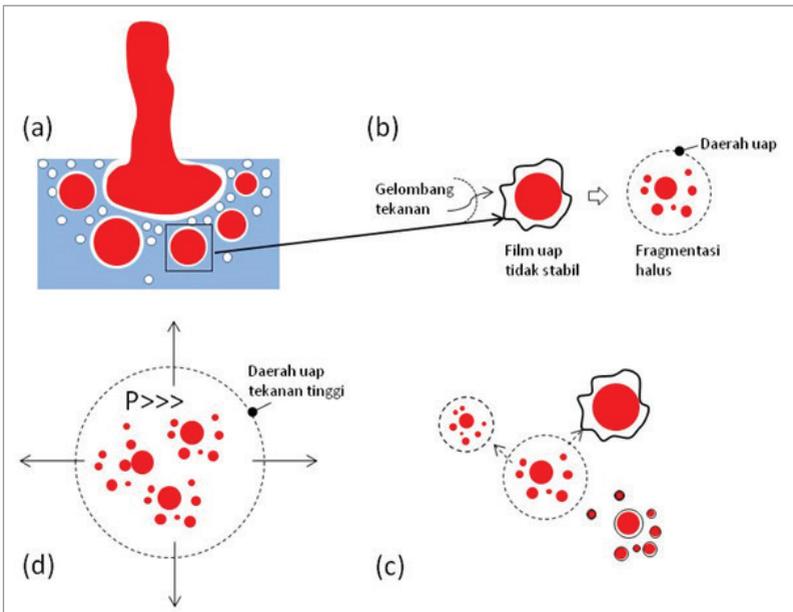
Pemicuan interaksi antara lelehan dan pendingin terjadi karena berbagai penyebab, pada umumnya ialah adanya gelombang



tekanan yang melintas di daerah fragmen. Akibatnya, terjadi fragmentasi kembali menjadi partikel yang lebih kecil (*fine fragmentation and mixing*). Ketika terbentuk fragmen yang ukurannya sangat kecil, perpindahan panas terjadi lebih signifikan karena luas permukaan perpindahan panas meningkat. Pembentukan uap juga terjadi dengan cepat, kurang dari orde milidetik sehingga membentuk daerah uap bertekanan tinggi (Gambar 28b).

3) Tahap perambatan dan ekspansi (*propagation and expansion*)

Pembentukan uap yang cepat akan menimbulkan gelombang tekanan yang akan merambat ke sekitarnya. Gelombang tekanan yang melewati fragmen lelehan akan memicu fragmentasi lelehan lain yang dilewati (Gambar 28c). Akibatnya, terbentuklah uap dengan jumlah dan volume besar, terjadi dengan cepat dan bertekanan.



Sumber: Antariksawan (1996)

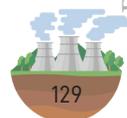
Gambar 28. Model Mekanisme Ledakan Uap

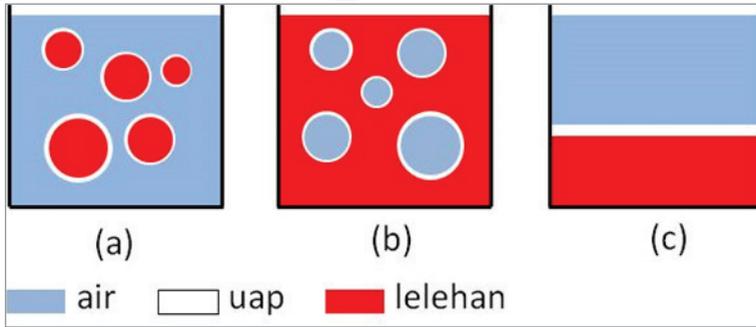
Selanjutnya, daerah uap ini berekspansi dengan mendorong gelombang tekanan ke seluruh volume yang mengungkung (Gambar 28d). Tergantung dari besarnya tekanan, gelombang tekanan dapat menimbulkan kerja mekanik ke sekeliling. Dalam hal ini, ada konversi dari energi termal di awal menjadi energi mekanik. Agar ledakan dapat terjadi secara masif, fragmentasi dan transfer panas secara cepat harus terjadi ketika gelombang tekanan melalui fragmen lelehan.

b. Percampuran

Tahap percampuran (awal) memegang peran penting karena menentukan seberapa banyak lelehan yang akan dapat berinteraksi dengan air. Idealisasi konfigurasi percampuran ditunjukkan pada Gambar 29. Seperti terlihat pada Gambar 29, terdapat 3 konfigurasi, yaitu fragmen lelehan dalam air, air yang terjebak dalam lelehan, dan konfigurasi stratifikasi dengan lelehan di bagian bawah. Konfigurasi seperti pada Gambar 29a dapat terjadi dalam kasus lelehan yang jatuh ke dalam air dan langsung terfragmentasi. Gambar 29b mengilustrasi ketika air yang diinjeksikan ke dalam lelehan. Konfigurasi 29c dapat terjadi ketika lelehan tidak terfragmentasi saat jatuh ke air tetapi terkumpul di bagian bawah sehingga terjadi stratifikasi dengan air dan lapisan uap terbentuk di antara keduanya.

Eksperimen dan pemodelan numerik telah banyak dilakukan untuk mempelajari mekanisme percampuran (Antariksawan, Moriyama, Park, Yang, & Sugimoto, 1998). Selain parameter termohidraulika saat interaksi, sifat fisis dua unsur yang terlibat diketahui memegang peran penting dalam tahap percampuran. Kondisi percampuran yang terjadi dapat menentukan sulit tidaknya kejadian pemicu menyebabkan fragmentasi dan propagasi ledakan. Awal penelitian ditujukan untuk mencari kondisi yang memberikan kemungkinan percampuran terbesar. Selanjutnya, penelitian lebih fokus pada mekanisme percampuran untuk memberikan gambaran lebih detail mekanisme yang terjadi.





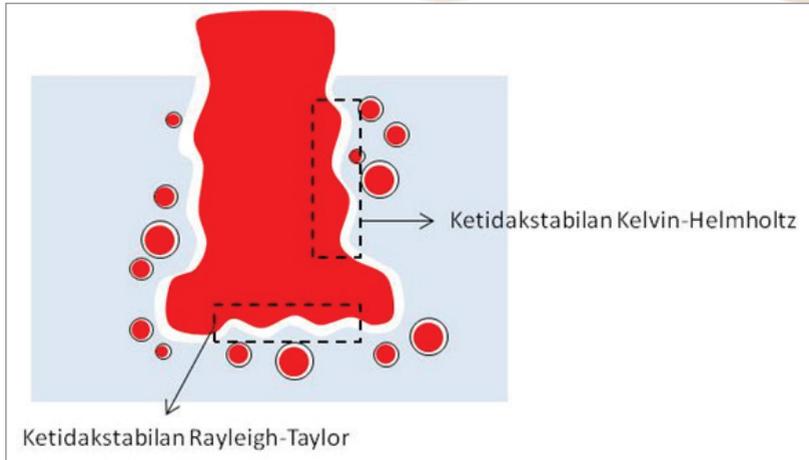
Sumber: Antariksawan (1991)

Gambar 29. Skema Konfigurasi Percampuran Lelehan dengan Air

Dalam hal aliran lelehan (biasa disebut jet) jatuh ke kolam pendingin, fragmentasi sangat dipengaruhi kestabilan antarmuka antara lelehan dengan pendingin (yang pada umumnya dipisahkan oleh film uap tipis). Dari hasil penelitian sejauh ini, mekanisme fragmentasi dipengaruhi oleh ketidakstabilan Kelvin-Helmholtz dan ketidakstabilan Rayleigh-Taylor (Haraldsson, 2000). Ketidakstabilan Kelvin-Helmholtz memengaruhi fragmentasi di sisi samping jet lelehan, sedang ketidakstabilan Rayleigh-Taylor di ujung depan. Osilasi ketidakstabilan pada permukaan jet, pada nilai batas tertentu (misalkan Weber Number), akan membuat lelehan “terkelupas” dan terbentuk fragmen. Gambar 30 mengilustrasikan fragmentasi akibat kedua ketidakstabilan tersebut.

Terkait dengan konfigurasi tersebut di atas, percampuran dengan konfigurasi stratifikasi seperti pada Gambar 29c lebih sedikit dipelajari. Meskipun demikian, dalam konteks ancaman ledakan uap, inisiasi ledakan dapat terjadi pada kondisi awal stratifikasi (Antariksawan, Moriyama, Park, Maruyama, & Sugimoto, 1998). Kondisi percampuran dapat bertahan lama hingga terjadi solidifikasi, terutama di bagian luar. Pada kondisi tersebut, kemungkinan ledakan uap sangat kecil. Akan tetapi, jika ada suatu pemicu, kemungkinan ledakan uap dapat terjadi.





Sumber: Antariksawan (1991)

Gambar 30. Ilustrasi Ketidakstabilan pada Jet Lelehan pada Fase Percampuran

Penelitian yang dilakukan Kudinov dkk. (2017) memperlihatkan bahwa ledakan uap dapat terjadi pada konfigurasi stratifikasi. Kemungkinan ledakan uap makin besar ketika temperatur *superheat* (temperatur di atas temperatur leleh) lelehan makin tinggi dan temperatur *subcooled* (temperatur di bawah temperatur saturasi) air makin tinggi juga. Berdasarkan hasil eksperimen yang dilakukan, efisiensi konversi energi termal ke energi mekanik ledakan mencapai sekitar 0,04–3,26%.

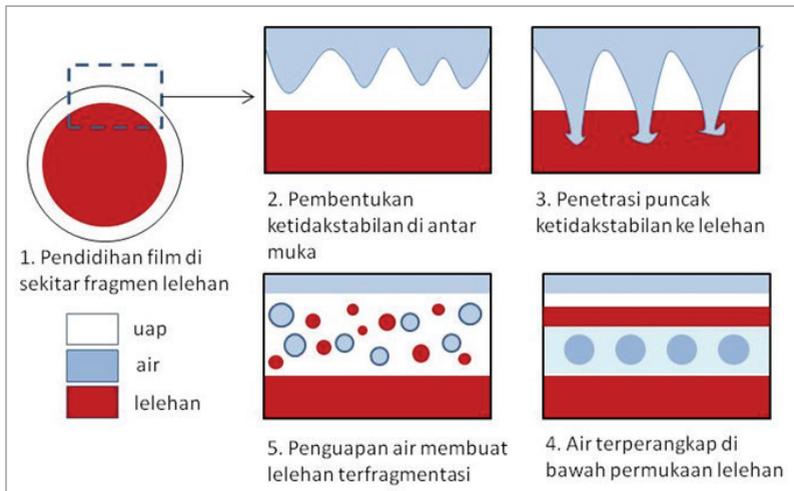
c. Fragmentasi, propagasi dan ledakan uap

Tahap percampuran memberikan kondisi awal seberapa banyak lelehan yang berinteraksi dengan air pendingin. Suatu gangguan dapat memicu konfigurasi percampuran menjadi tidak stabil dan terjadi fragmentasi kembali menjadi fragmen yang lebih kecil ukurannya. Mekanisme fragmentasi halus (*fine fragmentation*) ini dimodelkan secara beragam dengan dua jenis penyebab, yaitu fragmentasi hidrodinamika dan fragmentasi termal. Untuk yang pertama, salah satunya diusulkan oleh Inoue and Aritomi (Tomita dkk., 1992) dan contoh model yang kedua diusulkan oleh Kim & Corradini (1988).

Kedua model fragmentasi memiliki kesamaan, yaitu mengacu pada ketidakstabilan film uap di sekeliling fragmen sebagai pemicunya.

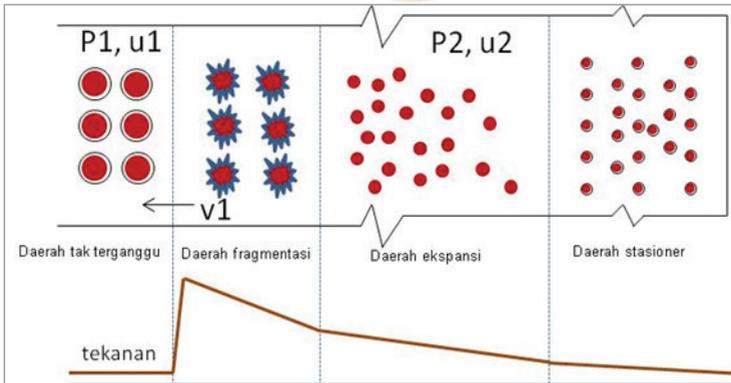
Gambar 31 memberikan gambaran idealisasi fragmentasi berdasarkan model Kim and Corradini. Akibat ada pemicu, terbentuk ketidakstabilan Rayleigh-Taylor di antarmuka lelehan-uap dan air. Puncak ketidakstabilan dapat membentuk seperti mikrojet yang menembus bahan bakar membuat sebagian air terperangkap. Ketika air menguap karena mengalami pemanasan dari lelehan, bagian lelehan di permukaan terfragmentasi. Fenomena tersebut dapat berulang hingga sebagian besar masa lelehan terfragmentasi.

Fragmentasi yang terjadi pada satu partikel akan diikuti dengan pembentukan uap secara cepat membentuk daerah uap lokal. Uap yang akan mengembang menimbulkan gelombang tekanan yang dapat menjadi pemicu fragmentasi partikel yang lain. Propagasi gelombang tekanan dan fragmentasi menyebabkan terjadinya gelombang kejut (*shock wave*) yang merambat ke seluruh sistem. Karena peristiwa



Sumber: Antariksawan (1996)

Gambar 31. Ilustrasi Model Fragmentasi Kim and Corradini



Sumber: Antariksawan (1996)

Gambar 32. Model Propagasi

sangat cepat dan tenaga yang dilepaskan besar, maka menjadi ledakan. Gambar 32 memperlihatkan gelombang kejut yang merambat ke seluruh sistem dan tekanan yang terbentuk yang merupakan model propagasi satu dimensi oleh Board dkk. (1975). Pada intinya, gelombang tekanan yang merambat meninggalkan daerah interaksi di belakangnya dan menambah tekanan sehingga menjadi lebih besar melalui proses ekskalasi. Kondisi percampuran sangat menentukan keberlanjutan ekskalasi. Penelitian lain mengamati bahwa kondisi percampuran memengaruhi propagasi. Percampuran dengan fraksi lelehan tinggi akan meningkatkan tekanan dan kecepatan propagasi (Fletcher, 1995).

d. Program perhitungan numerik

Sejalan dengan penelitian fenomena ledakan uap secara eksperimental, beberapa program perhitungan numerik telah dikembangkan. Validasi program tersebut dilakukan dengan menggunakan data dari eksperimen. Tabel 7 menunjukkan daftar program perhitungan numerik tersebut. Tidak semua memodelkan semua tahapan ledakan uap.

Tabel 7. Beberapa Contoh Program Perhitungan Interaksi Termal/Ledakan Uap

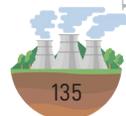
No.	Nama	Pengembang	Keterangan
1.	IFCI (Integrated Fuel Coolant Interaction)	Sandia National Laboratory, AS	<ul style="list-style-type: none">• ditujukan untuk simulasi semua tahapan interaksi termal lelehan• air• model fragmentasi berbasis pada
2.	TEXAS	University of Wisconsin, AS	<ul style="list-style-type: none">• TEXAS III merupakan versi lengkap memodelkan semua tahap interaksi• divalidasi dengan eksperimen FARO
3.	CHYMES	Atomic Energy Authority Culham Laboratory, Inggris	<ul style="list-style-type: none">• hanya memodelkan percampuran
4.	ALPHA-PM	University of California Santa Barbara, AS	<ul style="list-style-type: none">• hanya memodelkan percampuran• divalidasi dengan eksperimen MAGICO, QUEOS, FARO
5.	MC3D	Commissariat de l'Energie Atomique (CEA), Prancis	<ul style="list-style-type: none">• memiliki beberapa modul yang merepresentasikan tahap interaksi termal yang berbeda
6.	JASMINE (JAEA)	Korea Atomic Energy Research Institut (KAERI), Korea Selatan	<ul style="list-style-type: none">• memodelkan semua tahap interaksi termal
7.	VESUVIUS (Vapor)	Japan Atomic Energy Agency (JAEA), Jepang	<ul style="list-style-type: none">• memodelkan semua tahap interaksi termal
8.	IKEJET	Institut for Kernenergetik und Energysystem, University of Stuttgart, Jerman	<ul style="list-style-type: none">• memodelkan tahap percampuran
9.	TRACER-II (TRANSient Computation of Explosive Reactions)	TRACER-II (TRANSient Computation of Explosive Reactions)	<ul style="list-style-type: none">• memodelkan semua tahap interaksi termal

Sumber: Grishchenko dkk. (2016); Moriyama dkk. (2008); Young (1999)



Ledakan uap di luar bejana menjadi perhatian karena probabilitas kejadian lebih besar meskipun dengan asumsi bejana reaktor rusak terlebih dahulu akibat lelehan yang terkumpul di *lower head*. Leskovar & Ursic (2009) melakukan perhitungan dengan MC3D untuk memperkirakan beban yang timbul akibat ledakan uap di *cavity* reaktor jenis PWR. Dalam studi mereka, dilakukan simulasi parametrik terhadap beberapa parameter, seperti lokasi jatuhnya lelehan, temperatur air di *cavity* dan tekanan di dalam *cavity*. Hasil perhitungan menunjukkan bahwa lelehan yang jatuh di sebelah kanan *cavity* akan menimbulkan ledakan dengan tekanan maksimum 45,7 MPa dan impuls di lantai *cavity* sebesar 0,56 MPa.s. Perlu dicatat bahwa perhitungan tersebut dilakukan juga dengan memicu ledakan secara artifisial. Impuls sebesar 0,56 MPa.s dapat membahayakan integritas *cavity* karena diperkirakan impuls sebesar puluhan kPa.s sudah membuat kerusakan pada dinding *cavity*.

Ledakan uap tidak hanya dapat terjadi di reaktor nuklir, tetapi dapat juga terjadi di industri peleburan logam (Tabatabaei & Turner, 2009), transportasi LNG atau bahkan aktivitas vulkanik bawah laut (Fletcher & Theofanous, 1997). Di industri nuklir, kemungkinan ledakan uap juga dapat terjadi dalam proses pengolahan limbah nuklir. Untuk mempelajari karakteristik interaksi antara air dengan lelehan logam dalam pengolahan limbah tersebut, Antariksawan (1993) melakukan dengan menggunakan lelehan besi tahan karat (pada sekitar 1450 °C) dan air (pada 20 °C) dengan menggunakan instalasi tabung kejut (*shock tube*). Hasil studi pada umumnya menunjukkan adanya tekanan yang terbentuk akibat interaksi kedua logam. Dalam hal ini, air yang disemprotkan ke lelehan besi. Parameter yang penting dalam interaksi ini adalah kecepatan air dan tekanan sistem. Kedua parameter memengaruhi fragmentasi dan pencampuran keduanya. Kecepatan dan tekanan yang lebih tinggi akan memicu fragmentasi lebih banyak dengan ukuran yang lebih kecil sehingga menghasilkan gaya mekanik yang lebih besar. Sebuah model perhitungan numerik dibuat untuk menginterpretasikan interaksi lelehan besi dengan air tersebut (Antariksawan, 1999a).



Dari studi ledakan uap yang dilakukan selama ini, telah dapat dikonfirmasi bahwa selain kemungkinan terjadi ledakan uap di dalam bejana reaktor kecil, akibatnya juga tidak akan merusak bejana (Meignen dkk., 2014). Sebaliknya, ledakan uap yang terjadi di luar bejana masih perlu dipertimbangkan. Dari sisi fenomena, keduanya sama. Meski sudah diperoleh kemajuan dalam pemahaman berbagai fenomena yang terlibat dalam interaksi termal lelehan dan air, khususnya ledakan uap, penelitian lanjutan melalui bukti eksperimental dan selanjutnya penggunaan hasil untuk pembuatan model dan perhitungan numerik masih dibutuhkan. Topik yang masih memerlukan penelitian lanjutan tersebut mencakup pemahaman umum (fragmentasi aliran lelehan, pola aliran/pendidihan, solidifikasi, oksidasi, dan propagasi ledakan) dan yang terkait dengan pemodelan fragmentasi dan ledakan.

4. IN-VESSEL RETENTION

Terdapat dua hal yang perlu dipertimbangkan dalam upaya untuk mempertahankan integritas *lower head*. Hal pertama adalah integritas terhadap ancaman risiko ledakan uap (*steam explosion*) di dalam bejana. Dalam hal ini *lower head* akan mendapat beban dinamik. Hal kedua adalah integritas *lower head* terhadap ancaman risiko termal berkaitan dengan adanya kolam lelehan teras di *lower plenum*. Seperti telah disebutkan sebelumnya, kemungkinan ledakan uap di dalam bejana hingga menimbulkan kerusakan bejana adalah sangat kecil. Oleh karena itu fokus perhatian ada pada upaya untuk mengatasi ancaman yang kedua dengan tujuan menjaga lelehan tidak tersebar ke luar. Hal ini dikenal sebagai *in-vessel retention* (IVR) (Theofanous, 1999). Untuk itu, ada dua pendekatan yang dapat dilakukan, yaitu mendinginkan kolam lelehan dengan cara melanjutkan injeksi pendingin ke bejana atau mendinginkan bejana dari sisi luar dengan cara membanjiri *cavity* dengan air. Terkait dengan upaya pendinginan kolam lelehan yang terbentuk di *lower head*, ada satu fenomena penting yaitu perpindahan panas pada celah sempit yang terbentuk di antara lelehan dan dinding dalam *lower head*.



a. Perpindahan panas celah sempit

Dari penjelasan di atas, ketika lelehan teras terkumpul di *lower head*, terdapat kemungkinan *lower head* akan gagal menahan lelehan yang bertemperatur tinggi tersebut (setinggi temperatur leleh bahan bakar) sehingga *lower head* rusak dan bocor. Akan tetapi, kejadian TMI-2 memperlihatkan bahwa *lower head* tetap utuh. Kondisi tersebut mendorong desainer, operator, dan peneliti meneliti bagaimana kondisi TMI-2 dapat terjadi dan strategi untuk mempertahankan *lower head* agar lelehan teras tetap berada dalam bejana reaktor.

Pada kecelakaan TMI-2, sekitar 20 ton teras yang meleleh berada di *lower head* (Wolf dkk., 1994). Hasil investigasi setelah kecelakaan memperkirakan bahwa temperatur dinding *lower head* tidak pernah melebihi 1100 °C dan pemanasan pada temperatur tersebut hanya terjadi sekitar 30 menit, setelah itu turun kembali (Broughton dkk., 1989; Korth dkk., 1997). Dugaan awal terhadap hasil penelitian tersebut adalah pemanasan terjadi saat lelehan terkumpul di *lower head* yang mengakibatkan di bagian tertentu di *lower head* mengalami deformasi. Selanjutnya, air pendingin mengisi celah yang terbentuk, mengambil panas, dan ter evaporasi. Uap yang terbentuk akan mengalir keluar kembali (Wang dkk., 2013). Terkait dengan hal ini, eksperimen yang dilakukan oleh Maruyama dkk. (1999) menjustifikasi adanya celah antara lelehan teras dengan dinding *lower head*. Pada awalnya celah tersebut terisi air, tetapi menguap sehingga membatasi perpindahan panas dari lelehan teras ke *lower head*. Lebar celah diperkirakan sebesar 1–2 mm. Keberadaan celah tersebut diyakini sangat penting, yaitu sebagai isolator yang memisahkan lelehan teras dengan *lower head*. Oleh sebab itu, *lower head* tidak mengalami kenaikan temperatur yang melebihi temperatur lelehnya dan tidak mengalami kerusakan. Keberadaan celah sempit tersebut juga dibuktikan oleh eksperimen LAVA (Lower plenum Arrested Vessel Attack) (Kang dkk., 1998). Dari eksperimen ini diketahui celah sempit berkisar antara 0,6–2 mm.

Meski dapat dibuktikan bahwa di antara lelehan dan *lower head* ada celah, fenomena perpindahan panas yang terjadi belum dapat dipahami dengan baik. Oleh karena itu, penelitian perpindahan

panas pada celah sempit tersebut mendapat perhatian yang besar. Terkait dengan perpindahan panas di celah sempit, Kang dkk. (2006) melalui analisis hasil eksperimen menyimpulkan bahwa kemampuan pemindahan panas di celah sangat bergantung pada lebar celah. Sementara lebar celah sendiri juga dipengaruhi oleh massa lelehan yang terkumpul di *lower head*. Pada celah yang sempit, air sulit masuk ke dalam celah karena terhambat oleh aliran uap yang keluar dari celah. Seperti dalam kasus LOCA, peristiwa ini dikenal sebagai CCFL.

Park dkk. (2003) melakukan eksperimen untuk mengetahui perpindahan panas pada celah sempit pada hemisfer. Bentuk hemisfer untuk mensimulasikan *lower head*. Dalam eksperimen tersebut, lebar celah divariasikan. Salah satu hasil eksperimen penting yang diperoleh adalah konfirmasi adanya fenomena CCFL, terutama ketika ukuran celah kecil, yaitu 0,5–2,0 mm. Karena terjadi CCFL, permukaan panas mengalami *dry out* di beberapa bagian. Pada lebar celah 5 mm, perpindahan panas tampak seperti pendidihan kolam (*pool boiling*) meski juga tampak efek CCFL. Pada ukuran celah yang lebih besar, 10 mm misalnya, perpindahan panas didominasi seperti layaknya fenomena rezim pendidihan kolam. Keberadaan CCFL membatasi kemampuan pengambilan panas oleh air dalam celah. Fenomena ini disebut *critical heat flux in gap* (CHFG).

Untuk mengetahui lebih jauh karakteristik perpindahan panas pada celah sempit, Murase dkk. (2001) melakukan revidi terhadap korelasi perpindahan panas yang ada. Hasil studi menunjukkan bahwa pada kasus temperatur lelehan sedikit di atas temperatur saturasi air (*low superheat*), korelasi pendidihan nukleat untuk pendidihan kolam. Akan tetapi, pada kasus temperatur pemanas tinggi di atas temperatur saturasi air (*high superheat*), maka Murase dkk. (2001) mengusulkan korelasi baru. Untuk menguji korelasi tersebut, Tanaka dkk. (2004) melakukan studi eksperimental dan mengonfirmasi dari hasil eksperimen bahwa korelasi yang diusulkan Murase dkk. (2001) dapat memprediksi perpindahan panas di daerah pendidihan nukleat ketika kondisi *high superheat*.



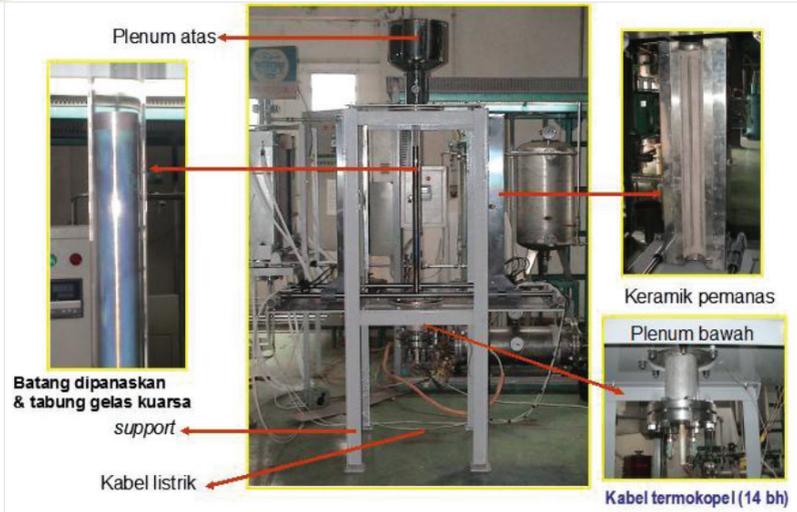
Penelitian terkait perpindahan panas dalam celah sempit juga dilakukan oleh Penulis dengan menggunakan fasilitas eksperimen yang dibuat di PTKRN-BATAN dalam geometri celah sempit pada anulus vertikal (fasilitas HeaTiNG-01) dan rektangular (HeaTiNG-02) (Juarsa, 2014). Beberapa hasil terpenting disarikan pada di bawah ini.

Gambar 33 dan 34 memperlihatkan fasilitas eksperimen HeaTiNG (*Heat Transfer in Narrow Gap*), berturut-turut HeaTiNG-01 dan HeaTiNG-02. Fasilitas HeaTiNG-01 tersusun dari silinder yang dimasukkan ke dalam silinder pyrex. Anulus di antara keduanya membentuk celah sempit. Di sisi lain, HeaTiNG-02 terdiri dari pelat pemanas yang ditutup oleh pyrex. Semua pemanasan dilakukan secara induksi dari luar dengan pemanas listrik. Semua eksperimen dilengkapi dengan pengamatan visual menggunakan kamera kecepatan tinggi.

Juarsa dan Antariksawan (2003) mempelajari perpindahan panas pada saat peristiwa *quenching* pada silinder panas melalui celah sempit anulus menggunakan fasilitas HeaTiNG-01. Dua lebar celah 0,5 mm dan 7 mm dipelajari. Hasil eksperimen menunjukkan lebar celah yang lebih besar mengalami *quenching* yang lebih cepat dari pada celah yang lebih sempit seperti ditunjukkan pada Gambar 35. Pada Gambar 35, titik awal kurva curam menandakan mulainya *rewetting* dan fluks tertinggi diperoleh pada saat tersebut.

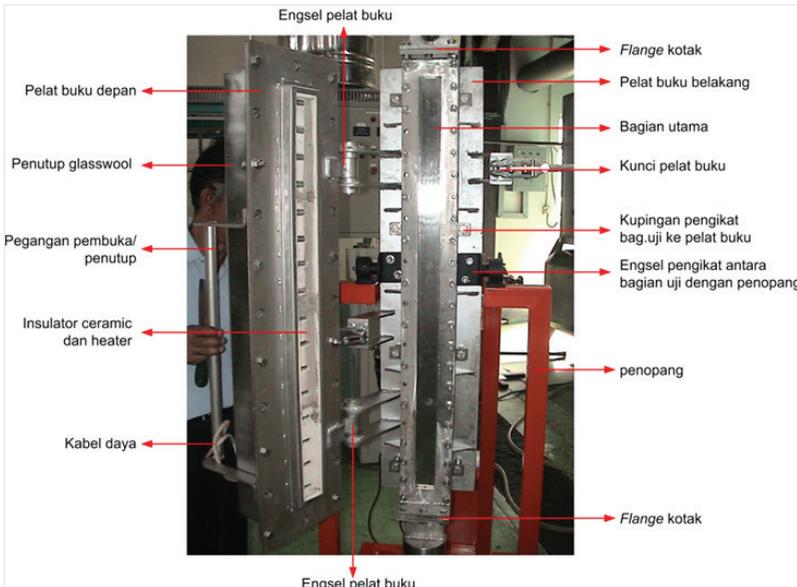
Hasil dengan kecenderungan yang sama diperoleh Juarsa dkk. (2014) yang melakukan penelitian untuk mempelajari efek lebar celah terhadap CCFL dan CHF (atau dalam hal ini CHF_G) pada celah sempit rektangular. Lebar celah yang dipilih 1 mm, 2 mm, dan 3 mm. Dari eksperimen ini diketahui bahwa makin lebar celah, CHF makin meningkat. Ini dapat dikaitkan dengan makin besarnya CCFL pada celah yang lebih sempit. Hasil ini sejalan dengan kesimpulan yang diperoleh oleh Park dkk. (2003). Pada celah yang sempit, CCFL menentukan CHF, sedangkan celah ukuran lebih besar ditentukan oleh perpindahan panas kolam yang memungkinkan CHF lebih besar. Gambar 36a menunjukkan waktu *rewetting* untuk setiap lebar celah dan posisi termokopel dan evolusi temperatur aksial plat. Sementara itu, Gambar 36b menunjukkan fotografi dengan kamera berkecepatan





Sumber: Juarsa (2014)

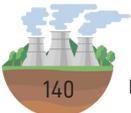
Gambar 33. Fasilitas HeaTiNG-01

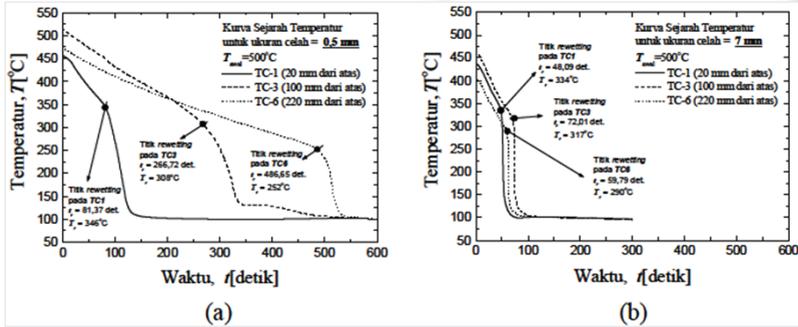


Sumber: Juarsa (2014)

Gambar 34. Bagian Utama Fasilitas HeaTiNG-02

Buku ini tidak diperjualbelikan.





Keterangan: (a) Ukuran 0,5 mm, (b) Ukuran 7 mm

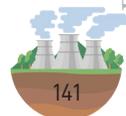
Sumber: Juarsa dan Antariksawan (2003)

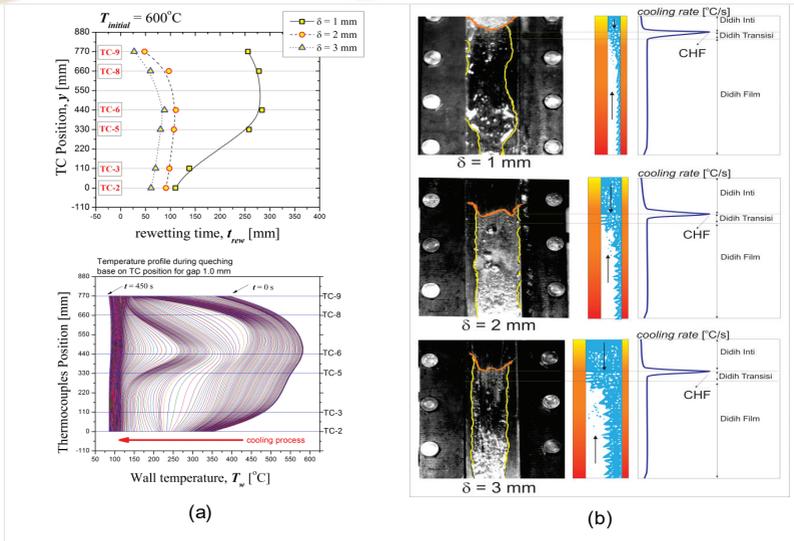
Gambar 35. Evolusi Temperatur pada Celah Anulus

tinggi dan rezim pendidihan yang terjadi. Dari Gambar 36a tampak bahwa waktu *rewetting* celah 3 mm di tengah ketinggian dapat mencapai seperlima dari pada celah 1 mm. Sementara itu, pada Gambar 36b digambarkan rezim pendidihan. Puncak kurva menunjukkan titik *quenching front* yang menghasilkan fluks tertinggi (CHF). Sementara itu, efek temperatur awal pelat dan laju alir air pendingin terhadap CHF dipelajari menggunakan fasilitas eksperimen HeaTiNG-02 oleh Kusuma dkk. (2012, 2013). Hasil-hasil tersebut di atas telah dapat memberikan kontribusi pada pemahaman sekuensi *quenching* pada celah sempit, rezim pendidihan, kuantifikasi CHF, CCFL, dan kecepatan *rewetting*, pengaruh parameter penting seperti lebar celah, temperatur, dan laju alir pendingin serta keterpakaian korelasi perpindahan panas, termasuk modifikasi yang diusulkan (Juarsa, 2014).

5. FAKTOR SUMBER

Salah satu dampak langsung dari kecelakaan parah adalah pelepasan produk radioaktif hasil reaksi nuklir ke luar bejana reaktor. Dalam kaitan ini, produk radioaktif akan terlepas dari bahan bakar dan kelongsong yang rusak ke sistem pendingin primer. Jika integritas pendingin tetap utuh, produk radioaktif tersebut tetap di dalam sistem pendingin primer. Akan tetapi jika bejana reaktor bocor akibat



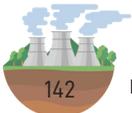


Keterangan: (a) Waktu rewetting dan iso temperatur aksial, (b) Rezim pendidihan pada celah sempit rektangular

Sumber: Juarsa dkk. (2014)

Gambar 36. Waktu Rewetting, Iso Temperatur Aksial, dan Visualisasi Rezim Pendidihan pada Eksperimen Celah Sempit Rektangular

interaksi lelehan, produk radioaktif akan ke luar ke pengungkung. Selain itu, pada saat katup relief ataupun katup keselamatan terbuka, misalkan untuk penurunan tekanan saat terjadi kecelakaan, produk radioaktif yang berwujud gas dapat terlepas ke pengungkung. Sebagai penghalang pertahanan terakhir, pengungkung harus dipertahankan agar produk radioaktif tersebut tidak ke luar ke lingkungan. Dalam terminologi keselamatan reaktor, produk radioaktif yang terlepas tersebut dinamakan faktor sumber (*source term*). Sebagai faktor sumber yang pada umumnya menjadi perhatian karena mudah terlepas dan membahayakan manusia dan lingkungan adalah cesium dan iodium yang jumlahnya juga besar (CSNI, 2000). Dalam konteks analisis kecelakaan PLTN, hasil perhitungan faktor sumber penting untuk menjadi dasar analisis sebaran produk radioaktif ke lingkungan dan akibatnya pada lingkungan.



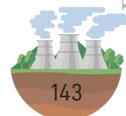
Untuk mempelajari karakteristik pelepasan produk radioaktif, eksperimen komprehensif menggunakan bahan bakar sebenarnya dilakukan melalui program PHEBUS-FP. Hasil-hasil eksperimen PHEBUS-FP digunakan sebagai dasar analisis dan pengembangan program perhitungan seperti MACRES. Program perhitungan MELCOR 1.8.4 dilengkapi pula dengan modul perhitungan parametrik pelepasan produk radioaktif ke pendingin primer dan pengungkung. Studi pelepasan produk fisi pada suatu skenario kecelakaan parah telah pernah dilakukan oleh Antariksawan dan Sugiyanto (2001) menggunakan MELCOR1.8.4. Sebagai skenario, digunakan kejadian SBO pada PLTN jenis PWR. Hasil perhitungan memberikan petunjuk bahwa hingga bejana rusak, deposisi produk radioaktif terbesar ada pada pipa *surge line* (yaitu pipa yang menghubungkan *hot leg* dengan *pressurizer*) dan pada tabung U di pembangkit uap.

C. MANAJEMEN KECELAKAAN PARAH

Dalam konsep pertahanan berlapis, lapis pertahanan yang terkait dengan kecelakaan parah adalah lapis pertahanan keempat dan kelima. Sebagai implementasi pertahanan tersebut operator PLTN menyusun manajemen kecelakaan parah. Sekumpulan tindakan yang telah ditentukan (dalam prosedur dan instruksi) untuk dilakukan selama kecelakaan parah tengah berlangsung dengan tujuan untuk:

- 1) menghentikan jalannya kerusakan teras sejak awal kejadian;
- 2) menjaga kekuatan kungkungan (bejana, sistem pendingin primer dan pengungkung);
- 3) meminimalkan pelepasan di dalam dan ke luar pengungkung; dan
- 4) mengembalikan reaktor ke keadaan aman dan terkendali untuk jangka panjang;

adalah manajemen kecelakaan parah (Rajzrova & Jirickova, 2014). Tindakan manajemen kecelakaan parah dilakukan setelah prosedur operasi darurat (EOP) belum mampu mengatasi keadaan dan teras mulai terdegradasi.



Setiap desain PLTN memiliki fitur dan karakteristik masing-masing sehingga bagaimana tujuan manajemen kecelakaan dapat dicapai akan disesuaikan dengan fitur dan karakteristik tersebut. Namun, pada semua desain, harus dilakukan kajian terlebih dahulu terhadap semua kejadian pemicu yang memungkinkan menyebabkan kecelakaan parah, termasuk kejadian eksternal seperti gempa bumi, banjir, atau tsunami. Untuk itu pada umumnya digunakan analisis probabilistik terhadap setiap skenario dan sekuensi kejadian. Sebagai contoh, pendekatan pengembangan manajemen kecelakaan parah yang terkait keunikan desain PLTN VVER dapat dilihat pada Andreeva dkk. (2008) dan Tuomisto dan Theofanous (1994). PLTN jenis VVER adalah reaktor jenis PWR yang dirancang oleh Rusia dan memiliki keunikan desain seperti pembangkit uap horizontal dan perbandingan volume pendingin dengan daya yang besar.

Secara umum, strategi tindakan seperti di bawah ini dilakukan untuk implementasi manajemen kecelakaan parah pada reaktor jenis PWR (Rajzrova & Jirickova, 2014).

1) Depresurisasi sirkuit primer

Strategi depresurisasi dilakukan sebagai langkah preventif dan mitigatif. Sebagai tindakan preventif, depresurisasi dilakukan untuk mempercepat penurunan tekanan sehingga akumulator dan LPIS dapat segera beroperasi. Tindakan ini juga dalam konteks strategi *feeds-and-bleeds*. Dari sisi upaya mitigatif, depresurisasi dilakukan untuk menghindari HPME dan DCH. Depresurisasi dilakukan dengan menggunakan PORV, katup keselamatan yang ada, atau ADS.

2) IVR dengan injeksi ke sistem primer/bejana atau pendinginan bejana dari luar. Strategi ini dimaksudkan untuk menghentikan degradasi teras atau, jika kerusakan sudah berlangsung, mencegah kerusakan bejana akibat berinteraksi dengan lelehan. Injeksi air pendingin langsung ke bejana reaktor sudah menjadi bagian dari EOP. Namun, injeksi tersebut harus dilakukan dengan tepat karena kalau tidak, justru dapat menimbulkan efek negatif,



misalnya kejadian yang disebut kekritisian kembali (*re-criticality*) atau bahkan ledakan uap.

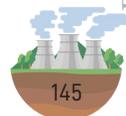
Uraian lebih lanjut terkait strategi IVR dengan pendinginan bejana reaktor (*ex-vessel cooling*) dari sisi luar akan diuraikan di bagian selanjutnya.

3) Pendinginan lelehan yang telah keluar dari bejana reaktor

Ada berbagai strategi untuk mendinginkan lelehan ketika keluar dari bejana reaktor, misalkan dengan mendinginkan di dalam *cavity* atau membuat *core catcher* seperti pada desain reaktor jenis *European Pressurized Water Reactor (EPR)* (Paladino, 2004). Namun, pendinginan lelehan di *cavity* masih menimbulkan risiko ledakan uap. Jika menggunakan *core catcher*, lelehan dialirkan menuju bagian yang disebut *spreading compartment*. Setelah itu, lelehan akan didinginkan baik dari atas maupun dari lantai *spreading compartment*. Hingga saat ini, IVR masih diprioritaskan dibanding harus melakukan pendinginan di luar bejana.

4) Proteksi pengungkung dari tekanan berlebih

Karena suatu keadaan, pengungkung dapat bocor akibat tekanan yang terbentuk selama kecelakaan parah berlangsung. Kenaikan tekanan dapat bersumber dari uap air pendingin yang bocor, gas hidrogen yang terlepas dari hasil interaksi uap dengan ke-longsong bahan bakar, atau struktur lain dan dari DCH. Untuk itu, beberapa desain PWR melengkapi dengan sistem *spray* di atap pengungkung dan juga pendinginan pengungkung dari luar yang ditujukan mengondensasi uap dan menurunkan temperatur dan tekanan dalam pengungkung, seperti pada AP1000 (Westinghouse Electric Corporation, 1984). Desain reaktor VVER bahkan memiliki peranti untuk mempercepat kondensasi uap di pengungkung yang disebut *ice condenser* (Tuomisto & Theofanous, 1994). Dalam BWR, untuk melindungi pengungkung dari tekanan berlebih saat kecelakaan parah, dilakukan upaya *venting* melalui pembukaan katup relief pada tekanan tertentu (Widodo, Ishikawa, dkk., 1999).

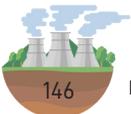


5) Mitigasi pembakaran hidrogen

Fenomena pembakaran hidrogen dalam kondisi kecelakaan parah menjadi topik penting. Kejadian di PLTN Fukushima Dai-ichi menandai kembali pentingnya melakukan upaya preventif dan memitigasi pembakaran hidrogen tersebut. Hidrogen dapat terlepas ke dalam pengungkung bahkan sejak awal kejadian kecelakaan parah karena interaksi (oksidasi) antara kelongsong yang terbuat dari zircaloy dan uap. Perlu diingat bahwa interaksi yang terjadi tersebut adalah reaksi eksotermik sehingga panas yang dihasilkan menambah akumulasi panas luruhan yang dibangkitkan oleh bahan bakar. Konsentrasi hidrogen sebesar 4% pada tekanan atmosfer dan temperatur kamar akan mulai memicu risiko pembakaran (IAEA, 2011). Jika konsentrasi di atas 9%, pembakaran dapat merambat ke semua arah, meski dengan kecepatan rendah (subsonik).

Hingga saat ini, contoh strategi memitigasi efek terlepasnya hidrogen ke pengungkung dan mencegah terjadinya pembakaran hidrogen diterapkan dengan menggunakan peralatan yang disebut *catalytic recombiner* dan kombinasi spray, pemantik (*igniters*) dan *recombiner* (IAEA, 2011). Pada *catalytic recombiner*, bahan katalis digunakan untuk mengoksidasi hidrogen. Penggunaan *catalytic recombiner* pada saat konsentrasi hidrogen sudah tinggi memiliki risiko memicu kebakaran akibat dari panas yang dihasilkan dalam reaksi oksidasi tersebut. Di sisi lain, pemantik digunakan untuk mencegah kenaikan konsentrasi hidrogen dengan cara membakar hidrogen pada saat konsentrasi hidrogen masih rendah (dekat pada batas 4%) sehingga tidak menimbulkan kerusakan.

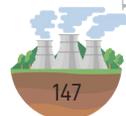
Setelah kecelakaan PLTN Fukushima Dai-ichi, ada beberapa usulan untuk perbaikan manajemen kecelakaan parah terkait dengan pembakaran hidrogen, di antaranya: mengembangkan model dan program perhitungan yang mampu memprediksi pembangkitan hidrogen dengan akurasi yang lebih baik, mengkaji efektivitas penggunaan *recombiner*, mengembangkan instru-

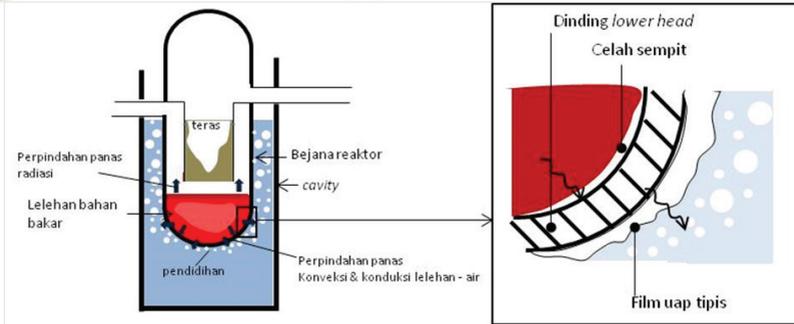


mentasi pemantau hidrogen dan oksigen yang lebih baik, dan meningkatkan kemampuan mendiagnosis kondisi teras sehingga dapat menerapkan manajemen kecelakaan parah pada waktu yang tepat (Leyse & Paine, 2014). Salah satu contoh pengembangan metode prediksi pembangkitan hidrogen dikembangkan oleh Choi dkk. (2016) dengan menggunakan teknik kecerdasan buatan (*artificial intelligence*).

a. Ex-Vessel Cooling

Pendekatan lain dalam IVR dimaksudkan agar panas dari lelehan ke dinding *lower head* dapat dipindah ke air yang merendam sebagian bejana reaktor di dalam *cavity* melalui konveksi alamiah. Dengan demikian dapat diharapkan temperatur *lower head* tidak akan meningkat melampaui temperatur yang dapat membahayakan integritas bejana. Cara seperti ini disebut *external reactor vessel cooling* (ERVC). Efektivitas pendinginan eksternal ini sangat terkait erat dengan rezim pendidihan di dinding bejana sebelah luar. Apabila pendidihan terjadi pada rezim pendidihan nukleat (*nucleate boiling*), perpindahan panas dapat berlangsung dengan lebih baik. Akan tetapi, jika fluks panas kritis (CHF) terlampaui dan pendidihan beralih ke rezim pendidihan film, efektivitas pendinginan akan menurun, temperatur dinding *lower head* tinggi, dan ancaman terhadap integritas bejana makin besar (Caroli & Milillo, 1999). Selain beban termal tersebut, bejana reaktor masih menerima beban tekanan. Upaya penurunan tekanan (depresurisasi) selain dilakukan untuk memfasilitasi injeksi ECCS, juga mengurangi beban mekanik. Gambar 37 memperlihatkan ilustrasi skematik ERVC. Lelehan teras melepaskan panas ke dinding *lower head*, dapat melalui celah sempit jika terbentuk, dan kemudian diteruskan ke air di sisi luar bejana yang menyebabkan air menguap. Bergantung pada besar fluks panas yang dilepas, air dapat mengalami pendidihan nukleat atau pendidihan film. Selain itu, jika bejana reaktor dilapisi dengan insulator termal di bagian luar, panas yang dilepas ke air pendingin akan lebih rendah (Henry & Fauske, 1993). Besarnya panas yang dilepas sudah barang tentu tergantung pula dengan seberapa besar masa kolam lelehan yang terbentuk di *lower head*.





Sumber: Henry dan Fauske (1993)

Gambar 37. Skematik ERVC

Chu dkk. (1997) melakukan penelitian secara eksperimental untuk mempelajari pendinginan dinding *lower head* dengan membuat model dinding bergeometri hemisfer. Pendinginan bejana terlihat lambat di awal karena dinding luar bejana tertutup uap film tipis yang stabil. Saat temperatur mulai turun, pendidihan berpindah ke rezim transisi, CHF, dan pendidihan nukleat. Chu dkk. (1997) juga mengindikasikan ada mekanisme berbeda antara perpindahan panas, termasuk CHF, pada permukaan menghadap ke atas dan ke bawah, meski belum dapat dijelaskan secara detail dalam studinya. Referensi berbagai penelitian terkait CHF pada permukaan yang menghadap ke bawah atau dengan kemiringan tertentu diberikan pada (Dewitt dkk., 2013).

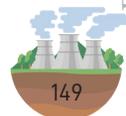
Strategi IVR telah dikaji untuk beberapa jenis reaktor. Untuk AP-600, eksperimen ULPU yang dilakukan telah menunjukkan bahwa apabila ERVC dilakukan maka kegagalan bejana reaktordapat dihindari (Rempe dkk., 1997). Hal tersebut dikarenakan fluks panas yang ditimbulkan oleh lelehan bahan bakar tidak pernah melampaui harga CHF. Hasil studi ini tidak terlepas dari berbagai kemungkinan konfigurasi lelehan, jumlah lelehan oksida dan metalik. Ketika jumlah lelehan metalik lebih rendah, kemungkinan fluks panas melampaui CHF makin besar pada posisi tertentu di *lower head*. Di sisi lain, telah pula dilakukan analisis strategi IVR untuk reaktor nuklir dengan daya termal yang lebih besar yaitu 4250 MW(th) menggunakan program



perhitungan MAAP4 (Cognet & Gandrille, 1999). Kecelakaan parah yang diasumsikan terjadi dengan kejadian pemicu kecelakaan kehilangan pendingin ukuran besar (LB-LOCA) tersebut memperlihatkan bahwa ERVC efektif untuk menjaga keutuhan bejana. ERVC menurut studi tersebut akan lebih efektif jika *cavity* dibanjiri air pendingin lebih awal sehingga pada saat kolam lelehan terbentuk, *lower head* telah terendam air dari sisi luar. Namun, dalam perhitungan ini perpindahan panas dari permukaan luar *lower head* ke air pendingin di *cavity* dilakukan seluruhnya menggunakan korelasi pendidihan nukleat sehingga kemungkinan menghasilkan nilai lebih tinggi dari kenyataan karena dari beberapa studi sebelumnya perpindahan panas di awal terjadi pada rezim pendidihan film. Asumsi lain bahwa tekanan di sisi primer dapat diturunkan hingga sekitar 3,5 bar membuat prediksi temperatur saturasi di dalam bejana lebih rendah dan tidak ada beban tekanan terlalu tinggi pada *lower head*.

Zhang dkk. (2010) melakukan analisis implementasi strategi IVR untuk AP1000 secara numerik menggunakan program IVRASA. Studi ini ingin membuktikan apakah strategi yang diprediksi berlaku dengan baik untuk AP600 pada studi sebelumnya oleh Theofanus dkk. (2004), dapat berlaku juga untuk reaktor AP1000 yang berukuran lebih besar. Dengan mempelajari dua konfigurasi lelehan, Zhang dkk. (2010) menyimpulkan bahwa strategi IVR dapat berlaku pada AP1000 karena fluks panas dari *lower head* lebih rendah dari CHF. Rasio fluks panas dengan CHF terbesar mendekati 0,6 dan terjadi pada sudut mendekati 80° (sudut 0° pada bagian paling bawah *lower head*). Dalam studi ini, dua konfigurasi kolam lelehan dipelajari. Fluks panas maksimum pada dinding luar bejana untuk kedua konfigurasi tersebut berkisar antara 1,1–1,45 MW/m². Korelasi CHF yang digunakan adalah modifikasi korelasi untuk AP600 dengan faktor pembobot tertentu.

Studi lebih detail mengenai perpindahan panas di luar bejana AP1000 telah dilakukan oleh Tsai dkk. (2017) dengan menggunakan program perhitungan RELAP-3D. Untuk diketahui bahwa AP1000 memiliki fitur khusus yang disebut IVR untuk meningkatkan kemampuan perpindahan panas sisi luar bejana reaktor saat terjadi ke-



celakaan parah seperti ditunjukkan pada Gambar 38. Dengan desain seperti terlihat dalam Gambar 38, ada kanal selebar 0,1524 m antara dinding luar bejana dengan insulator. Seluruh struktur terendam dalam air yang mengisi *cavity*. Ada bukaan di bagian bawah sehingga akan terjadi aliran sirkulasi alamiah di kanal IVR.

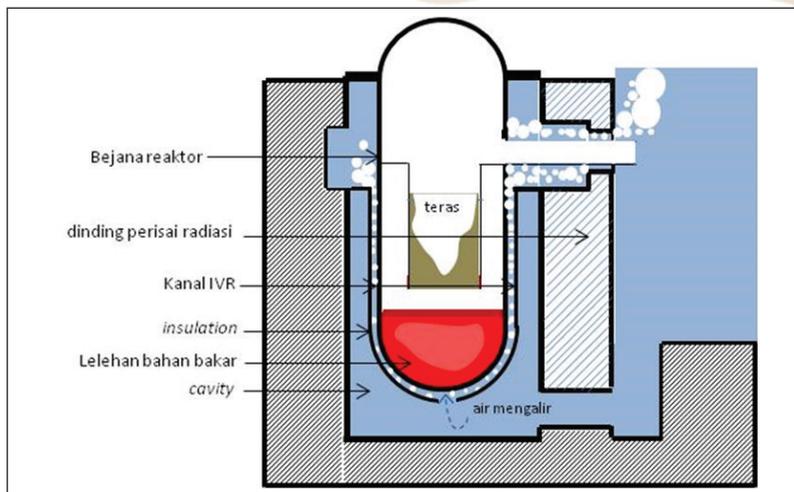
Hasil studi memperlihatkan bahwa konfigurasi kolam lelehan memiliki efek besar pada fluks panas yang ke luar bejana. Namun demikian, meski dengan beban termal terbesar yang diprediksi, aliran alamiah di kanal masih mampu mengambil panas dengan tetap menjaga pendidihan tidak melampaui CHF, bahkan di daerah terpanas pada sudut yang terbesar (90°). Adapun dari perhitungan menggunakan beberapa korelasi CHF diperoleh nilai CHF berkisar antara 0,4–2,2 MW/m².

Noh dan Suh (2013) melakukan studi CHF pada saat ERVC untuk APR1400. Seperti halnya pada PLTN AP1000, rancangan PLTN APR1400 juga menggunakan struktur insulasi. Dalam studi ini dibuat model *lower head* dan struktur insulasi yang berada dalam *cavity*. Dari hasil eksperimen, diperoleh nilai CHF sebesar 1,56 MW/m². Eksperimen dilakukan menggunakan air pendingin dengan temperatur mendekati saturasi di sisi *inlet*. Dari hasil eksperimen dapat diprediksi bahwa CHF akan meningkat dengan temperatur air yang lebih dingin, yaitu mencapai 1,83 MW/m² ketika temperatur air 25 °C.

D. PROGRAM PERHITUNGAN KOMPUTER UNTUK KECELAKAAN PARAH

IAEA merekomendasikan agar dilakukan analisis keselamatan PLTN terhadap kejadian kecelakaan parah meski probabilitas kejadiannya kecil. Untuk itu, telah dikembangkan sejumlah program perhitungan numerik yang didasarkan pada pemahaman fenomena kecelakaan. Tabel 8 memperlihatkan beberapa program komputer yang digunakan untuk analisis fenomena yang ada dalam skenario kecelakaan parah serta keterbatasannya. Program perhitungan tersebut terutama menganalisis proses sejak pelelehan hingga relokasi ke *lower head*, juga pelepasan dan distribusi bahan radioaktif di sirkuit primer.





Sumber: Tsai dkk. (2017)

Gambar 38. Skema IVR pada AP1000

Ketiga program perhitungan di atas dikembangkan oleh institusi litbang di Amerika Serikat dan telah dipakai secara luas untuk berbagai skenario kecelakaan di beberapa desain reaktor (Li, Wang, dkk., 2014; Li, Zhang, dkk., 2014; Vierow dkk., 2004; Wang dkk., 2015). Studi yang dilakukan untuk membandingkan ketiga program perhitungan tersebut dalam kasus SBO di PWR memperlihatkan bahwa ketiganya memberikan hasil yang sesuai satu sama lain.

Di luar ketiga program perhitungan tersebut, terdapat program perhitungan ASTEC yang dikembangkan pada awalnya oleh dua institusi, yaitu Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) di Prancis dan the German Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit mbH (GRS) di Jerman (Chatelard dkk., 2014). Perkembangan selanjutnya, program perhitungan tersebut dikembangkan bersama-sama oleh beberapa negara Eropa. Versi terkini adalah ASTEC V2 yang telah diintegrasikan dengan model mekanistik degradasi teras dan dapat digunakan untuk analisis PLTN generasi III (seperti EPR). ASTEC V2 memuat model lengkap dari model untuk analisis termohidraulika sistem reaktor hingga pelepasan produk radioaktif.

Tabel 8. Perbandingan Program Komputer Kecelakaan Parah dan Keterbatasannya

Fenomena	SCDAP/RELAP (Allison & Johnson, 1989)	MAAP (Paik dkk., 1995)	MELCOR (Summers dkk., 1991)
Model depresurisasi RCS	Model aliran kritis Ransom/Trap (hasil sesuai dengan data ROSA/AP600)	Model aliran kritis fase tunggal (tidak dijelaskan sisa massa pada RCS)	Model aliran kritis fasa-ganda (koefisien ditentukan oleh pengguna)
Pelelehan Bahan Bakar	Terjadi pada 2873 K yang diakibatkan oleh formasi eutectic	Pada 3100 K (titik leleh UO ₂)	Temperatur ditentukan oleh pengguna
Pembangkitan hidrogen	Terkait dengan model degradasi teras	Hingga relokasi pertama	Hingga temperatur kegagalan kelongsong bahan bakar
Relokasi pada bejana	Jika pecahan perangkat bahan bakar tidak dapat menahan material lelehan	Ketika titik leleh dapat diprediksikan	Ketika terjadinya lelehan bahan bakar, relokasi material pada pelat teras dan tersisa hingga pelat teras mencapai temperatur yang ditentukan oleh pengguna
Perpindahan kalor dari lelehan teras ke bejana	Tidak ada model pendinginan lelehan teras (model perlu pengembangan, data perlu divalidasi)	Proses pendinginan oleh air dilakukan melalui penentuan celah dan perpindahan kalor spesifik oleh pengguna	Tidak ada model pendinginan lelehan teras (input parametrik oleh pengguna)

Sumber: Juarsa (2014)

Semua program perhitungan tersebut masih terus dikembangkan seiring perkembangan penelitian fenomena yang terjadi selama kecelakaan parah. Model yang lebih mekanistik perlu lebih banyak dikembangkan sehingga prediksi perhitungan akan lebih mendekati keadaan riil.



Analisis keselamatan seperti disebutkan di atas disebut menggunakan pendekatan deterministik. Dengan pendekatan deterministik, dapat diketahui nilai aktual suatu parameter dan margin keselamatan, jika dibandingkan dengan persyaratan regulasi. Pendekatan lain adalah dengan cara probabilistik dan dikenal sebagai *probabilistic safety assessment* (PSA), terutama untuk mendapatkan nilai risiko dari suatu instalasi nuklir. Dengan cara probabilistik dipelajari semua kemungkinan kombinasi kejadian dalam angka probabilitas sehingga dapat dikuantifikasi frekuensi risiko yang akan ditimbulkan, misalkan frekuensi kerusakan teras (*core damage frequency*, CDF). Kedua pendekatan tersebut komplemen satu dengan yang lain. Pendekatan itu pula yang digunakan dalam studi keselamatan dalam pustaka USNRC (1975, 1990). Penggunaan pendekatan tersebut makin penting dalam konteks kecelakaan parah yang pada umumnya melibatkan beberapa kegagalan komponen, frekuensi kejadian kecil tapi tetap harus diketahui kombinasi kejadian apa yang memungkinkan pelelehan teras. Contoh penerapan PSA di PTKRN-BATAN dalam analisis kecelakaan parah dapat dilihat pada pustaka Tjahyani (2012, 2013). Hasil perhitungan probabilistik tersebut, terutama yang memperlihatkan probabilitas besar, dapat digunakan untuk menentukan skenario kejadian yang diperlukan pada perhitungan deterministik. Kecenderungan saat ini adalah mengintegrasikan kedua pendekatan tersebut dalam satu metode analisis keselamatan (Kang dkk., 2013; Zio, 2014). Di sisi lain, kecelakaan PLTN Fukushima Dai-ichi juga menunjukkan pentingnya melakukan kajian risiko untuk kecelakaan yang melibatkan beberapa unit PLTN dalam satu kawasan. Oleh karena itu, saat ini tengah dikembangkan metode PSA untuk penilaian risiko multiunit PLTN (Seong dkk., 2018).



Buku ini tidak diperjualbelikan.

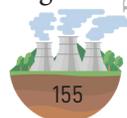
BAB 6

PENUTUP

Aplikasi iptek nuklir untuk sumber energi melalui PLTN telah memberikan kontribusi besar dalam pembangunan dan kesejahteraan di banyak negara di dunia. Namun, keberadaannya tidak jarang diliputi oleh kontroversi akan keselamatan dan keamanannya. Kecelakaan tiga PLTN komersial, yaitu TMI unit 2, Chernobyl unit 4, dan Fukushima Dai-ichi unit 1 hingga 4 menambah kritikan terhadap keselamatan PLTN, meski fatalitas akibat kecelakaan ketiga reaktor tersebut jumlahnya lebih kecil dibandingkan kecelakaan di industri atau di sisi transportasi. Jika dibandingkan masa operasi seluruh PLTN yang ada, frekuensi kecelakaan ketiga PLTN tersebut juga terbilang sangat rendah. Hal ini salah satunya karena penerapan prinsip keselamatan berlapis yang ketat di hampir semua desain PLTN. Sebuah hasil studi yang membandingkan angka fatalitas akibat kecelakaan dan polusi dari operasi pembangkit listrik dengan berbagai sumber energi menunjukkan bahwa angka fatalitas dari PLTN berkisar 0,07 kematian per terrawatt-jam setara dengan angka fatalitas untuk sumber energi terbarukan seperti tenaga surya dan angin (Ritchie, 2020).

Dari aspek teknis, kecelakaan ketiga PLTN tersebut mendorong pengembangan teknologi keselamatan dan keamanan PLTN. Ketiga

Buku ini tidak diperjualbelikan.



kecelakaan tersebut memberikan peringatan bahwa kecelakaan dasar desain dapat merambat menjadi kecelakaan di luar dasar desain atau kecelakaan parah ketika sejumlah kegagalan dialami pada lapis tingkat pertahanan keselamatan yang dimiliki. Sejak saat itu, seperti telah diuraikan dalam buku ini, melalui berbagai riset keselamatan, fenomena kecelakaan dasar desain dan kecelakaan parah ditingkatkan, baik menggunakan fasilitas integral skala besar ataupun melalui eksperimen kecil yang mendalami mekanisme satu aspek fenomena fisis. Tidak hanya pada desain, tetapi juga dikembangkan peranti analisis berupa program perhitungan komputer yang membantu menganalisis desain PLTN menghadapi berbagai kejadian pemicu. Di samping itu, sebagai peningkatan upaya mitigasi, kecelakaan tersebut juga telah mendorong dikembangkannya manajemen kecelakaan dan tindakan kedaruratan.

Pengembangan teknologi dan keselamatan PLTN telah mempertimbangkan pengalaman operasi dan juga pelajaran dari kecelakaan yang telah terjadi, terutama yang terjadi di PLTN TMI-2, Chernobyl unit 4, dan Fukushima Dai-ichi. Perkembangan desain PLTN dapat dikategorikan dalam empat generasi. Pada masa awal generasi I PLTN, banyak desain yang menggunakan pendingin gas. Kemudian, PLTN generasi II yang merupakan PLTN dengan teknologi yang dibangun pada masa keemasan energi nuklir pada tahun 1970-an dikembangkan menjadi generasi III yang menonjolkan PLTN daya lebih besar dengan mulai menerapkan sistem keselamatan baru berdasarkan hasil penelitian yang sudah dilakukan. Desain generasi III telah mulai dibangun pada awal tahun 2000-an (misalnya AP1000 dan APR1400 untuk PWR dan *advanced boiling water reactor*, ABWR, untuk jenis BWR). Dalam konteks mengembangkan reaktor nuklir yang tidak saja tinggi tingkat keselamatan, tetapi juga menuju bebas dari pelelehan teras (*core melt free*), aman dari aspek proliferasi, harga kompetitif, serta meminimalisasi limbah, perancang reaktor nuklir saat ini tengah mengembangkan PLTN generasi keempat (Gen-IV). Desain PLTN ini menggunakan teknologi yang baru dibanding generasi kedua dan

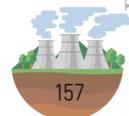


ketiga darisisi penggunaan bahan bakar dan pendingin (Duffey & Hughes, 2016; Locatelli dkk., 2013).

Selain berdasarkan pertimbangan keselamatan, perancang PLTN juga mempertimbangkan aspek ekonomi dan utilisasi. Berdasarkan pertimbangan tersebut, saat ini tengah dikembangkan banyak sekali rancangan reaktor nuklir berdaya kecil hingga sedang (puluhan MWe hingga sekitar 600 MWe) dengan berbagai basis teknologi (Locatelli dkk., 2014; Rowinski dkk., 2015). Untuk reaktor yang berukuran kecil, seperti telah disinggung sebelumnya, dikembangkan reaktor dengan teknologi modular yang dikenal dengan SMR (IAEA, 2020). Salah satu negara yang serius dengan upaya untuk membangun SMR adalah Kanada. Untuk itu, pemerintah dan pemangku kepentingan nuklir di Kanada telah menyusun peta jalan dan rencana aksi untuk penggunaan PLTN jenis SMR di Kanada. Salah satu tahapan dalam peta jalan adalah membangun PLTN demonstrasi (Canadian Small Modular Reactor Roadmap Steering Committee, 2018).

Selain itu, perkembangan pemanfaatan sistem pasif, yaitu sistem yang bekerja berdasarkan hukum alam, mulai diterapkan dalam rancangan baru reaktor nuklir, khususnya untuk mendukung sistem keselamatan yang lebih andal (IAEA, 2009; Juhn dkk., 2000). Salah satu contoh konsep pasif yang diteliti untuk dapat diterapkan adalah teknologi *heat pipe* yang bekerja berdasarkan konsep termosifon (Jeong dkk., 2015; Kusuma dkk., 2017; Mochizuki dkk., 2014).

Dalam konteks di Indonesia, Kebijakan Energi Nasional yang berlandaskan pada prinsip bauran energi dari semua sumber energi primer menempatkan energi nuklir dalam kelompok energi baru dan terbarukan dan sebagai salah satu opsi untuk pemenuhan keamanan energi nasional. Bahkan, untuk mengurangi emisi karbon, persentase energi baru dan terbarukan tersebut diproyeksikan meningkat dari 23% di tahun 2025 menjadi 31% di 2050 (PP No. 79, 2014). Sesuai dengan kesepakatan dunia untuk memitigasi perubahan iklim dan membatasi kenaikan suhu bumi dengan mengurangi emisi karbon menuju *Net Zero Emision* (NZE), peran energi nuklir tidak dapat diabaikan. Bersama dengan energi terbarukan lain, khususnya energi



air, PLTN akan menjadi tulang punggung untuk menjaga stabilitas beban listrik dasar (International Energy Agency, 2019). Dalam kaitan komitmen NZE dan menumbuhkan ekonomi hijau, Indonesia berkomitmen mengembangkan energi bersih dan mencapai NZE pada 2060. Dari sisi energi, target tersebut dapat dicapai dengan kontribusi energi nuklir yang dapat mulai diintroduksi pada 2030 dan mencapai 18% pembangkitan energi listrik pada 2060 (Badan Perencanaan Pembangunan Nasional, 2021).

Indonesia yang memiliki Visi Indonesia 2045 sebagai negara maju memerlukan keamanan pasokan energi, khususnya energi listrik yang berasal dari sumber energi bersih, dan peningkatan kapasitas sesuai perkembangan ekonomi. Sejalan dengan itu dan target NZE, sinergi energi nuklir dan energi terbarukan harus diperkuat. Dari sisi teknis, hal itu berarti perlu dikembangkan konsep dan teknologi sistem energi hibrida antara energi nuklir dan energi terbarukan (*nuclear and renewable hybrid energy system*) (INL, 2016).

Semua upaya pengembangan teknologi dan keselamatan reaktor nuklir tersebut di atas diharapkan akan mewarnai kelahiran kembali masa emas energi nuklir (*nuclear renaissance*) dan membuktikan bahwa PLTN masih mampu berperan besar dalam penyediaan energi untuk pembangunan secara berkelanjutan yang menyejahterakan masyarakat.



DAFTAR REFERENSI

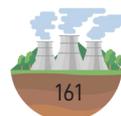
- Abramson, P. B. (Ed.). (1985). *Guidebook to light water reactor safety analysis*. Hemisphere Publishing Corporation.
- Allison, C. M., & Johnson, E. C. (Ed.). (1989). *SCDAP/RELAP5/MOD2 Code Manual: User's guide and input requirements* (NUREG/CR-5273, EGG-2555). U.S. Nuclear Regulatory Commission.
- Andreeva, M., Pavlova, M. P., & Groudev, P. P. (2008). Overview of plant specific severe accident management strategies for Kozloduy nuclear power plant, WWER-1000/320. *Annals of Nuclear Energy*, 35(4), 555–564. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2007.08.005>
- Antariksawan, A. R. (1991). *Interaction thermique combustible-refrigerant: Etude bibliographique*. STI/LASP/91.19/A.A. CENG-CEA. STI/LASP/91.19/A.A. CENG-CEA.
- Antariksawan, A. R. (1993). *Interaction thermique acier inoxydable fondu - Eau sur l'installation SEIZIES* [Disertasi tidak diterbitkan]. Ecole National Superieure de Physique de Grenoble. INP Grenoble.
- Antariksawan, A. R. (1994). Studi mekanisme ledakan uap pada kecelakaan reaktor Chernobyl. *Prosiding pertemuan dan presentasi ilmiah PPNY-BATAN: Buku I* (184–91).



- Antariksawan, A. R. (1996). Fenomena ledakan uap pada reaktor nuklir. *Sigma Epsilon*, 2(10-16).
- Antariksawan, A. R. (1999a). Parametric model of water-molten stainless steel interaction under impact condition. *Atom Indonesia*, 25(1), 1-19.
- Antariksawan, A. R. (1999b). *Penelitian fenomena kecelakaan terparah pada pembangkit listrik tenaga nuklir jenis air tekan melalui simulasi eksperimental menggunakan untai uji termohidraulika reaktor* (Laporan Riset Unggulan Terpadu III [1995-1999]) [Laporan internal tidak dipublikasikan]. Kementerian Riset dan Teknologi/Dewan Riset Nasional.
- Antariksawan, A. R. (1999c). Simulasi eksperimental kecelakaan kehilangan air pendingin pada reaktor jenis air tekan menggunakan fasilitas uji integral. *Sigma Epsilon*, 12, 28-36.
- Antariksawan, A. R. (2000a). Analisis degradasi teras PWR pada kejadian kehilangan catu daya. *Tri Dasa Mega*, 2(3), 83-97.
- Antariksawan, A. R. (2000b). Analisis kecelakaan kehilangan catu daya dengan kebocoran seal pompa pada PWR menggunakan MELCOR 1.8.4. *Prosiding seminar teknologi dan keselamatan PLTN serta fasilitas nuklir ke-6* (87-105).
- Antariksawan, A. R. (2001). Analysis of intentional depressurization during station blackout accident in a pressurized water reactor. *Atom Indonesia*, 27(1).
- Antariksawan, A. R., Bambang, T., Handono, K., Prasetyo, J., & Handoyo, I. (2002). Analisis awal karakteristik penukar panas shell-and-tube "SEPHIA-K." *MESIN*, 4(3), 166-176.
- Antariksawan, A. R., Bambang, T., Handono, K., Prasetyo, J., Handoyo, I., Sumarno, E., Giarno, & Kiswanta. (2003). Analisis karakteristik penukar panas cangkang dan tabung "SEPHIA-K" pada berbagai laju alir. *MESIN*, 5(2), 144-154.
- Antariksawan, A. R., Handono, K., Handoyo, I., Prasetyo, J., Sumarno, E., & Kiswanta. (2001). Prediksi dan pengamatan pendidihan film pada bagian uji QUEEN. *Sigma Epsilon*, 20, 20-21.
- Antariksawan, A. R., Hidaka, A., Moriyama, K., & Hashimoto, K. (2001). *Depressurization analyses of PWR station blackout with MELCOR 1.8.4* (JAERI-Tech 2001-011). Japan Atomic Energy Research Institute.



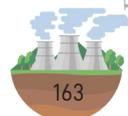
- Antariksawan, A. R., Juarsa, M., Prasetyo, J., Sumarno, E., Kiswanta, & Handoyo, I. (2007). Simulasi efek ukuran dan lokasi kebocoran pipa pendingin reaktor nuklir menggunakan fasilitas eksperimen UUTR. Mod-1. *MESIN*, 9(2), 77–85.
- Antariksawan, A. R., Kasma, E., Sumbarjo, S., Ridwan, M., & Susyadi. (2002). Simulasi kejadian LB-LOCA pada PWR menggunakan program RELAP5/Mod3.2. *Sigma Epsilon*, 24–25.
- Antariksawan, A. R., Khairul, K., Umbara, H., Kristuti, E., & Purnomo, B. (2018). Conducting nuclear security culture self-assessment in nuclear research facilities using IAEA methodology. *International Journal of Nuclear Security*, 4(1), 4.
- Antariksawan, A. R., Moriyama, K., Park, H., Maruyama, Y., & Sugimoto, J. (1998). Study on vapor explosion in stratified geometry: Assessment of stratified application of MC3D code. *JAERI Memo*, 10–170.
- Antariksawan, A. R., Moriyama, K., Park, H., Maruyama, Y., Yang, Y., & Sugimoto, J. (1998). *The premixing and propagation phases of fuel coolant interactions: A review of recent experimental studies and code developments* (JAERI-Review 98-012). Japan Atomic Energy Research Institute. https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/30/008/30008105.pdf
- Antariksawan, A. R., Prasetyo, B., Wirawan, M., Satriyanto, H., Prasetyo, J., & Handoyo, I. (2008). *Penukar panas dengan aliran fluida berpilin di sisi shell* (Nomor Paten ID 00008829S). Departemen Hukum dan Hak Asasi Manusia.
- Antariksawan, A. R., & Sugiyanto. (2001). Transpor radionuklida dalam sistem pendingin reaktor PWR selama kecelakaan parah. *Majalah BATAN*, XXXIV(3/4).
- Antariksawan, A. R., Sriyono, & Aji, B. (1996). Program perhitungan perancangan pembangkit uap. *Risalah lokakarya komputasi dalam sains dan teknologi nuklir VI* (407–424).
- Antariksawan, A. R., Susyadi, Handono, K., Prasetyo, J., Sumarno, E., Widodo, S., Handoyo, I., Kiswanta, & Giarno. (2003). Analisis kebocoran pipa primer untai uji termohidraulika reaktor termodifikasi menggunakan RELAP5/Mod3.2. *Prosiding Presentasi Ilmiah Teknologi Keselamatan Nuklir VII* (61–73).



- Antariksawan, A. R., Tjahyono, H., Handoyo, I., Prasetyo, J., Haryanto, D., Sumarno, E., Abtokhi, A., & Juarsa, M. (1996). Eksperimen kebocoran uap pada pressurizer menggunakan untai uji termohidraulika reaktor. *Prosiding Seminar Teknologi dan Keselamatan PLTN Serta Fasilitas Nuklir IV* (119–134).
- Antariksawan, A. R., Tjahyono, H., Sudarno, Nurhanan, Handono, K., Handoyo, I., & Prasetyo, J. (1999a). Hasil awal simulasi eksperimental kecelakaan kehilangan air pendingin dengan UUTR.Mod-1: Efek daya sisa. *Tri Dasa Mega*, 1(1), 29–42.
- Antariksawan, A. R., Tjahyono, H., Sudarno, Nurhanan, Handono, K., Handoyo, I., & Prasetyo, J. (1999b). Analisis karakteristik sistem sekunder untai uji termohidraulika reaktor termodifikasi. *Prosiding Pertemuan dan Presentasi Ilmiah PPNY-BATAN: Buku I* (161–169).
- Antariksawan, A. R., Tjiptono, T. W., Juarsa, M., & Syarip. (2006). Aplikasi program RELAP/SCDAPSIM/MOD3.4 untuk perhitungan termohidraulik reaktor kartini. Dalam *Prosiding PPI-PDIPTN*.
- Antariksawan, A. R., Umar, E., Widodo, S., Juarsa, M., & Kusuma, M., (2017). TRIGA-2000 research reactor thermal-hydraulic analysis using RELAP/SCDAPSIM/MOD3.4. *International Journal of Technology*, 8(4), 698–708. <https://doi.org/10.14716/ijtech.v8i4.9494>
- Antariksawan, A. R., Wahyono, P.I., & Taxwim. (2017). Steady state and LOCA analysis of Kartini reactor using RELAP5/SCDAP code: The role of passive system. *Journal of Physics: Conference Series*, 962, 12048.
- Antariksawan, A. R., Widodo, S., & Tjahyono, H. (2017). Parametric study of LOCA in TRIGA-2000 using RELAP5/SCDAP CODE. *Jurnal Teknologi Reaktor Nuklir Tri Dasa Mega*, 19(2), 59. <https://doi.org/10.17146/tdm.2017.19.2.3279>
- Auracher, H. (2003). Some remarks on the Nukiyama curve. *JSME TED Newsletter*, 41.
- Badan Perencanaan Pembangunan Nasional. (2021). *A green economy for a net zero future: How Indonesia can build back better after covid-19 with low carbon development initiative (LCDI)*. <https://lcdi-indonesia.id/wp-content/uploads/2021/10/GE-Report-English-8-Oct-lowres.pdf>
- Barre, F., & Bernard, M. (1990). The CATHARE code strategy and assessment. *Nuclear Engineering and Design*, 124(3), 257–284. [https://doi.org/10.1016/0029-5493\(90\)90296-A](https://doi.org/10.1016/0029-5493(90)90296-A)



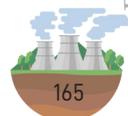
- Basu, S., & Ginsberg, T. (1996). *A reassessment of the potential for an alpha-mode containment failure and a review of the current understanding of broader fuel-coolant interaction issues: Second steam explosion review group workshop* (NUREG-1524). U.S. Nuclear Regulatory Commission. <https://www.osti.gov/biblio/319665>[Ahttps://www.osti.gov/servlets/purl/319665](https://www.osti.gov/servlets/purl/319665)
- Bennett, B., Bouville, A., Hall, P., & H.S, M. S. (2000). Chernobyl accident: Exposures and effects. *Proceedings of the 10th international congress of the international radiation protection association (IRPA-10)*.
- Board, S. J., Hall, R. W., & Hall, R. S. (1975). Detonation of fuel coolant explosions. *Nature*, 254(5498), 319–321. <https://doi.org/10.1038/254319a0>
- Broughton, J. M., Pui, K., Petti, D. A., & Tolman, E. L. (1989). Scenario of the Three Mile Island unit 2 accident. *Nuclear Technology*, 87(1), 34–53. <https://doi.org/10.13182/NT89-A27637>
- Buongiorno, J. (t.t.). Nuclear safety [Bahan paparan kuliah]. MIT OpenCourseWare, Massachusetts Institute of Technology. https://ocw.mit.edu/courses/22-06-engineering-of-nuclear-systems-fall-2010/02f0764721556d05b377d45b6b25d881_MIT22_06F10_lec18.pdf
- Canadian Nuclear Safety Commission. (2012). *Introduction to radiation*.
- Canadian Small Modular Reactor Roadmap Steering Committee. (2018). *A call to action: A Canadian roadmap for small modular reactors*.
- Carmak, J. O. (1978, 16–19 Oktober). *Loss of coolant accident: Past, present and future* [Presentasi makalah]. International Meeting on Nuclear Power Reactor Safety, Brussel, Belgia.
- Caroli, C., & Milillo, F. (1999). Coupled thermal-hydraulic analyses of the molten pool and pressure vessel during a severe accident. Dalam *Proceedings of workshop on in-vessel core debris retention and coolability* (NEA/CSNI/R(98)18).
- Chatelard, P., Reinke, N., Arndt, S., Belon, S., Cantrel, L., Carenini, L., Chevalier-Jabet, K., Cousin, F., Eckel, J., Jacq, F., Marchetto, C., Mun, C., & Piar, L. (2014). ASTEC V2 severe accident integral code main features, current V2.0 modelling status, perspectives. *Nuclear Engineering and Design*, 272, 119–135. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2013.06.040>



- Choi, G. P., Kim, D. Y., Yoo, K. H., & Na, M. G. (2016). Prediction of hydrogen concentration in nuclear power plant containment under severe accidents using cascaded fuzzy neural networks. *Nuclear Engineering and Design*, 300, 393–402. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2016.02.015>
- Cholteeva, Y. (2020, 3 Juni). Making Chernobyl safe: A timeline. *Power Technology*. <https://www.power-technology.com/features/making-chernobyl-safe-a-timeline/>
- Chu, T. Y., Bentz, J. H., Slezak, S. E., & Pasedag, W. F. (1997). Ex-vessel boiling experiments: Laboratory- and reactor-scale testing of the flooded cavity concept for in-vessel core retention part II: Reactor-scale boiling experiments of the flooded cavity concept for in-vessel core retention. *Nuclear Engineering and Design*, 169(1–3), 89–99. [https://doi.org/10.1016/s0029-5493\(96\)01279-4](https://doi.org/10.1016/s0029-5493(96)01279-4)
- Cognet, C., & Gandrille, P. (1999). In-vessel core melt retention by RPV external cooling for high power PWR. MAAP4 analysis on a LBLOCA scenario without SI. *Proceedings of workshop on in-vessel core debris retention and coolability* (NEA/CSNI/R(98)18).
- Committee on the Safety of Nuclear Installation. (2000). *Insights into the control of the release of iodine, caesium, strontium and other fission products in the containment* (NEA/CSNI/R(2000)9).
- Committee on the Safety of Nuclear Installation. (1989). *Thermal-hydraulics of emergency core cooling in light water reactor* (CSNI89-161).
- Corradini, M. L., Kim, B. J., & Oh, M. D. (1988). Vapor explosions in light water reactors: A review of theory and modeling. *Progress in Nuclear Energy*, 22(1), 1–117. [https://doi.org/10.1016/0149-1970\(88\)90004-2](https://doi.org/10.1016/0149-1970(88)90004-2)
- Cummins, W. E., Corletti, M. M., & Schultz, T. L. (2003). Westinghouse AP1000 advanced passive plant. Dalam *Proceeding of International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP)*.
- Deendarlianto, Höhne, T., Lucas, D., & Vierow, K. (2012). Gas-liquid countercurrent two-phase flow in a PWR hot leg: A comprehensive research review. *Nuclear Engineering and Design*, 243, 214–233. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2011.11.015>
- Dewitt, G., Mckrell, T., Buongiorno, J., Hu, L. W., & Park, R. J. (2013). Alumina-water nanofluids in downward-facing channels for in-vessel



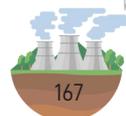
- retention applications. *Nuclear Engineering and Technology*, 45(3), 335–346.
- Duffey, R. B., & Hughes, D. (2016). The safety of Advanced Reactors. Dalam *Handbook of Generation IV Nuclear Reactors* (455–540). Woodhead Publishing. <https://doi.org/10.1016/B978-0-08-100149-3.00016-1>
- Duijvestijn, G., & Birchley, J. (1999). Core melt down and vessel failure: A coupled problem. *Nuclear Engineering and Design*, 191(1), 17–30. [https://doi.org/10.1016/S0029-5493\(99\)00050-3](https://doi.org/10.1016/S0029-5493(99)00050-3)
- European Bank for Reconstruction and Development. (2022). *Chernobyl 25 years on: New safe confinement and spent fuel storage facility*. <https://www.ebrd.com/downloads/research/factsheets/chernobyl25.pdf>
- Fasravacque, M. (1992). *Users' Manual of CATHARE 2 V1.3 E, Rep. STR/LML/EM/91-61*.
- Fletcher, D. F. (1995). Propagation investigations using the CULDESAC model. *Nuclear Engineering and Design*, 155(1–2), 271–287. [https://doi.org/10.1016/0029-5493\(94\)00877-2](https://doi.org/10.1016/0029-5493(94)00877-2)
- Fletcher, D. F., & Theofanous, T. G. (1997). Heat transfer and fluid dynamic aspects of explosive melt-water interactions. *Advances in Heat Transfer*, 29(C). [https://doi.org/10.1016/S0065-2717\(08\)70185-0](https://doi.org/10.1016/S0065-2717(08)70185-0)
- Frepoli, C. (2008). An overview of Westinghouse realistic large break LOCA evaluation model. *Science and Technology of Nuclear Installations*. <https://doi.org/10.1155/2008/498737>
- Froge, A., Pochard, R., Porracchia, A., Miro, J., Sonnenburg, H. G., Steinhoff, F., & Teschendorff, V. (1988). *Comparison of thermalhydraulic safety codes for PWR systems* (Edisi Ke-1). Graham & Trotman.
- Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH. (2021). *ATHLET 3.3: Program overview*. https://www.grs.de/sites/default/files/2022-08/ATHLET_3.3_Program_Overview.pdf
- Griffiths, M. J., Schlegel, J.P., Hibiki, T., Ishii, M., Kinoshita, I., & Yoshida, Y. (2014). Phenomena identification and ranking table for thermal-hydraulic phenomena during a small-break LOCA with loss of high pressure injection. *Progress in Nuclear Energy*, 73, 51–63.
- Griggs, D. (2013). Sustainable development goals for people and planet: Comment. *Nature*, 492, 305–307.



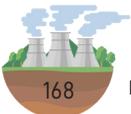
- Grishchenko, D., Basso, S., & Kudinov, P. (2016). Development of a surrogate model for analysis of ex-vessel steam explosion in nordic type BWRs. *Nuclear Engineering and Design*, 310, 311–327. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2016.10.014>
- Gurcacz, S., Mazgaj, P., Pawluczyk, M., & Darnowsky, P. (2015). *EPR medium break LOCA benchmarking exercise using RELAP5 and CHATARE* (NUREG/IA-0459). doi: 10.13140/RG.2.1.3887.6249
- Haraldsson, H. O. (2000). Breakup of jet and drops during premixing phase of fuel coolant interactions [Disertasi, Royal Institute of Technology]. http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/31/047/31047916.pdf
- Henry, R. E., & Fauske, H. K. (1993). External cooling of a reactor vessel under severe accident conditions. *Nuclear Engineering and Design*, 139(1), 31–43. [https://doi.org/10.1016/0029-5493\(93\)90260-G](https://doi.org/10.1016/0029-5493(93)90260-G)
- Hicks, E. P., & Menzies, D. C. (1965). Theoretical studies on the fast reactor maximum accident. Dalam *Proceeding of the Conference on Safety, Fuel and Core Design in Large Fast Power Reactors* (ANL-7120, 654–670).
- Hidayatullah, H., Susyadi, S., & Subki, M. H. (2015). Design and technology development for small modular reactors—Safety expectations, prospects and impediments of their deployment. *Progress in Nuclear Energy*, 79, 127–135. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2014.11.010>
- Huang, X. G., Yang, Y. H., Cheng, X., Al-Hawshabi, N. H. A., & Casey, S. P. (2011). Effect of spray on performance of the hydrogen mitigation system during LB-LOCA for CPR1000 NPP. *Annals of Nuclear Energy*, 38(8), 1743–1750. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2011.04.003>
- Hussain, A., & Nawaz, A. (2016). The investigation of nonavailability of passive safety systems effects on small break LOCA sequence in AP1000 using RELAP5 MOD 4.0. *Science and Technology of Nuclear Installations*, 2016, 7690151.
- Idaho National Laboratory. (t.t.). *Three Mile Island: Just the facts*. Diakses pada 3 Desember, 2022, dari [https://factsheets.inl.gov/FactSheets/Just the Facts_TMIv2.pdf](https://factsheets.inl.gov/FactSheets/Just%20the%20Facts_TMIv2.pdf)
- Idaho National Laboratory. (2016). *Nuclear-renewable hybrid energy systems: 2016 technology development program plan* (INL/EXT-16-38165). Oak Ridge National Laboratory. <https://www.osti.gov/servlets/purl/1333006>



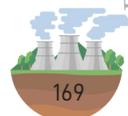
- Iguchi, T. (1998). *Study on thermal-hydraulics during a PWR reflood phase* (JAERI-Research 98-054). Japan Atomic Energy Research Institute.
- Institut de Protection et de Surete Nucleaire. (1986). *L'accident de Tchernobyl* (Rapport IPSN 2/86 revision 3).
- International Atomic Energy Agency. (1991). *Safety culture* (75-INSAG-4).
- International Atomic Energy Agency. (1996). *Defence in depth in nuclear safety* (INSAG-10).
- International Atomic Energy Agency. (1999). *Basic safety principles for nuclear power plants* (75-INSAG-3 Rev. 1, INSAG-12).
- International Atomic Energy Agency. (2002). *Accident analysis for nuclear power plants with pressurized water reactors* (SRS No.23).
- International Atomic Energy Agency. (2003). *Accident analysis for nuclear power plants with pressurized water reactors* (SRS No. 30).
- International Atomic Energy Agency. (2006). *Fundamental safety principles* (SF-1).
- International Atomic Energy Agency. (2018). *IAEA safety glossary: Terminology used in nuclear safety and radiation protection* (2018 Edition).
- International Atomic Energy Agency. (2009). *Passive safety system and natural circulation in water cooled nuclear power plant* (IAEA-TECDOC-1624).
- International Atomic Energy Agency. (2011). *Mitigation of hydrogen hazards in nuclear power plants* (IAEA TECDOC-1661). <https://doi.org/10.1017/S0020818300025364>
- International Atomic Energy Agency. (2015a). *The Fukushima Dai-ichi accident: Report by the director general*.
- International Atomic Energy Agency. (2015b). *Verification and validation of computer codes*. IAEA Safety Assessment and Education Training (SAET) Programme.
- International Atomic Energy Agency. (2016a). *Nuclear power reactors in the world* (IAEA-RDS-2/36).
- International Atomic Energy Agency. (2016b). *Safety assessment for facilities and activities* (GSR Part 4, Rev. 1).



- International Atomic Energy Agency. (2016c). *Safety of nuclear power plants: Design* (SSR-2/1 (R)).
- International Atomic Energy Agency. (2016d). *Safety of research reactors: Specific safety requirements* (SSR-3).
- International Atomic Energy Agency. (2020). *Advances in small modular reactor technology developments* (Edisi 2020). IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS). <http://aris.iaea.org>
- International Atomic Energy Agency. (2021). *Nuclear power reactors in the world* (Reference Data Series, 2).
- International Commission on Radiological Protection. (2009). *Recommandations 2007 de la commission internationale de protection radiologique* (Publication 103 de la CIPR). IRSN. https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/49/042/49042116.pdf
- International Energy Agency. (2019). *Nuclear power in a clean energy system*. <https://www.iea.org/reports/nuclear-power-in-a-clean-energy-system>
- Jäckel, B. S. (2015). Status of the spent fuel in the reactor buildings of Fukushima Dai-ichi 1–4. *Nuclear Engineering and Design*, 283, 2–7.
- Jawerth, N., & Gaspar, M. (2016). How the IAEA contributes to the sustainable development goals. *IAEA Bulletin*, 57(2), 28–30. <https://www.iaea.org/sites/default/files/publications/magazines/bulletin/bull57-2/5722830.pdf>
- Jeong, Y. S., Kim, K. M., Kim, I. G., & Bang, I. C. (2015). Hybrid heat pipe based passive in-core cooling system for advanced nuclear power plant. *Applied Thermal Engineering*, 90, 609–618. <https://doi.org/10.1016/j.applthermaleng.2015.07.045>
- Job, N. R. C., & Code, W. (1995). *RELAP5/MOD3 code manual* (Vol. 5).
- Juarsa, M., Antariksawan, A. R., Prasetyo, J., Handoyo, I., Sumarno, E., & Kiswanta, K. (2005a). Experimental study of quenching process during bottom reflooding using “Queen” test section. *Atom Indonesia*, 31(1), 47–59. <https://doi.org/10.17146/aij.2005.359>
- Juarsa, M. (2014). *Studi eksperimental perpindahan kalor pendidihan di celah sempit selama peristiwa quenching untuk kasus debris cooling reaktor nuklir* [Disertasi tidak diterbitkan]. Universitas Indonesia.



- Juarsa, M., & Antariksawan, A. R. (2003). Studi eksperimental quenching pada celah sempit. *Jurnal Sains dan Teknologi Nuklir Indonesia*, 4(4), 1–14.
- Juarsa, M., & Antariksawan, A. R. (1999). Studi fenomena flashing selama kebocoran uap pada pressurizer. Dalam *Prosiding Pertemuan dan Presentasi Ilmiah* (Buku I, 170–180).
- Juarsa, M., Antariksawan, A. R., Prasetyo, J., Handoyo, I., Sumarno, E., & Kiswanta. (2005b). Study on boiling heat transfer during reflooding process in “QUEEN” test section. Dalam *Proceedings of the American Nuclear Society-International Congress on Advances in Nuclear Power Plants 2005, ICAPP’05*, 4 (2096–2102).
- Juarsa, M., Antariksawan, A. R., Prasetyo, J., Sumarno, E., Handono, K., Handoyo, I., Kiswanta, & Giarno. (2003). Studi eksperimental rezim pendidihan selama proses quenching pada bundel pemanas QUEEN. Dalam *Prosiding Seminar Teknologi dan Keselamatan PLTN Serta Fasilitas Nuklir IX*.
- Juarsa, M., Putra, N., Septiadi, W. N., & Antariksawan, A. R. (2014). Experimental study on the effect of gap size to CCFL and CHF in a vertical of narrow rectangular channel during quenching process. *Annals of Nuclear Energy*, 72, 391–400. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2014.06.007>
- Juhn, P. E., Kupitz, J., Cleveland, J., Cho, B., & Lyon, R. B. (2000). IAEA activities on passive safety systems and overview of international development. *Nuclear Engineering and Design*, 201(1), 41–59. [https://doi.org/10.1016/S0029-5493\(00\)00260-0](https://doi.org/10.1016/S0029-5493(00)00260-0)
- Kang, D. G., Ahn, S. H., & Chang, S. H. (2013). A combined deterministic and probabilistic procedure for safety assessment of beyond design basis accidents in nuclear power plant: Application to ECCS performance assessment for design basis LOCA redefinition. *Nuclear Engineering and Design*, 260, 165–174. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2013.03.033>
- Kang, J. Y., Hossen, M. M., Bae, B. U., Kim, Y. S., Lee, J. B., Shin, Y. C., Jeon, W. C., & Kang, K. H. (2020). Mechanism of loop seal clearance occurring at u-shaped pipe with air-water two-phase flow. *Nuclear Engineering and Design*, 359, 110398.



- Kang, K. H., Kim, J. H., Kim, S. B., Hong, J. H., & Kim, H. D. (1998). Experimental investigation on in-vessel debris coolability through inherent cooling. Dalam *OECD/CSNI Workshop on In-Vessel Core Debris Retention and Coolability* (251–260).
- Kang, K. H., Park, R. J., Koo, K. M., Kim, S. B., & Kim, H. D. (2006). Experimental investigations on in-vessel corium retention through inherent gap cooling mechanisms. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 43(12), 1490–1500. <https://doi.org/10.1080/18811248.2006.9711245>
- Kim, B., & Corradini, M. (1988). Modelling of small scale single droplet fuel-coolant interaction. *Nuclear Science and Engineering*, 98, 16–28.
- Kim, B. G., Yoon, H. J., Kim, J., & Kang, H. G. (2016). Advanced operation strategy for feed-and-bleed operation in an OPR1000. *Annals of Nuclear Energy*, 90, 32–43. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2015.11.038>
- Kim, K. K., Lee, W. J., Choi, S., Kim, H. R., & Ha, J. (2014). SMART: The first licensed advanced integral reactor. *Journal of Energy and Power Engineering*, 8, 94–102
- Kim, S. H., Chang, S. H., Choi, Y. J., & Jeong, Y. H. (2015). A passive decay heat removal strategy of the integrated passive safety system (IPSS) for SBO combined with LOCA. *Nuclear Engineering and Design*, 295, 346–359. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2015.09.033>
- Kim, Y. S. (2015). Critical flow maps using an extended Henry-Fauske model. *Annals of Nuclear Energy*, 75, 516–520. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2014.08.070>
- Kim, Y. S., Choi, K. Y., Song, C. H., & Baek, W. P. (2014). Overview of the standard problems of the ATLAS facility. *Annals of Nuclear Energy*, 63, 509–524. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2013.08.028>
- Kljenak, I., & Prosek, A. (1997). Development of a phenomena identification and ranking table for a small break loss of coolant accident scenario. Dalam *Proceedings of 4th Regional Meeting Nuclear Energy in Central Europe*.
- Knief, R. A. (1981). *Nuclear energy technology*. Hemisphere Publishing Corporation.
- Koestoer, R. A., & Proborini, S. (1994). Aliran dua fasa dan fluks kalor kritis (Edisi Pertama). Pradnya Paramita.



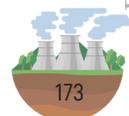
- Korea Atomic Energy Research Institute. (2000). *MARS code manual: Vol. I* (494–497). <http://atom.kaeri.re.kr/>
- Korth, G. E., Diercks, D. R., & Neimark, L. A. (1997). Results of examinations of pressure vessel samples and instrument nozzles from the TMI-2 lower head. *Nuclear Engineering and Design*, 167(3), 267–285. [https://doi.org/10.1016/S0029-5493\(96\)01304-0](https://doi.org/10.1016/S0029-5493(96)01304-0)
- Kudinov, P., Grishchenko, D., Konovalenko, A., & Karbojian, A. (2017). Premixing and steam explosion phenomena in the tests with stratified melt-coolant configuration and binary oxidic melt simulant materials. *Nuclear Engineering and Design*, 314, 182–197. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2017.01.029>
- Kukita, Y., Katayama, J., Nakamura, H., & Tasaka, K. (1990). Loop seal clearing and refilling during a PWR small-break LOCA. *Nuclear Engineering and Design*, 121(3), 431–440. [https://doi.org/10.1016/0029-5493\(90\)90023-Q](https://doi.org/10.1016/0029-5493(90)90023-Q)
- Kurihara, R., Ueda, S., & Miyazono, S. (1987). Experimental and analytical studies of pipe whip tests under PWR LOCA conditions. *Nuclear Engineering and Design*, 103(3), 253–265. [https://doi.org/10.1016/0029-5493\(87\)90309-8](https://doi.org/10.1016/0029-5493(87)90309-8)
- Kusuma, M. H., Juarsa, M., & Antariksawan, A. R. (2013). Analisa fluks kalor kritis pada perubahan suhu pelat dan laju alir air pendingin untuk kasus pemanasan ganda di celah sempit rektangular. *Tri Dasa Mega*, 15(1), 36–50.
- Kusuma, M H., Juarsa, M., & Antariksawan, A. R. (2012). Pengaruh laju aliran pada perindahan kalor pendidihan di vertical rectangular narrow gap. Dalam *Prosiding Seminar Nasional VIII SDM Teknologi Nuklir* (194–202).
- Kusuma, M. H., Putra, N., Antariksawan, A. R., Susyadi, & Imawan, F. A. (2017). Investigation of the thermal performance of a vertical two-phase closed thermosyphon as a passive cooling system for a nuclear reactor spent fuel storage pool. *Nuclear Engineering and Technology*, 49(3), 476–483. <https://doi.org/10.1016/j.net.2016.10.008>
- Lamarsh, J. R. (1983). *Introduction to nuclear engineering* (2nd ed.). Addison Wesley Publishing Company.
- Langerman, N. (2014). Defense in depth. *Journal of Chemical Health & Safety*, 21(1), 43–45.



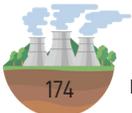
- Lawson, C. G. (1968). *Emergency core-cooling systems for light-water-cooled power reactors* (ORNL-NSIC-24).
- Lee, K. Y., & Kim, W. S. (2016). Theoretical study on loss of coolant accident of a research reactor. *Nuclear Engineering and Design*, 309, 151–160. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2016.09.016>
- Lee, S. S., Kim, S. H., & Suh, K. Y. (2009). The design features of the advanced power reactor 1400. *Nuclear Engineering and Technology*, 41(8), 995–1004. <https://doi.org/10.5516/NET.2009.41.8.995>
- Leskovar, M., & Ursic, M. (2009). Estimation of ex-vessel steam explosion pressure loads. *Nuclear Engineering and Design*, 239(11), 2444–2458.
- Leyse, M., & Paine, C. (2014). *Preventing hydrogen explosions in severe nuclear accidents: Unresolved safety issues involving hydrogen generation and mitigation* (NRDC Report R:14-02-B).
- Li, L., Wang, M., Tian, W., Su, G., & Qiu, S. (2014). Severe accident analysis for a typical PWR using the MELCOR code. *Progress in Nuclear Energy*, 71, 30–38. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2013.10.014>
- Li, L., Zhang, Y., Tian, W., Su, G., & Qiu, S. (2014). MAAP5 simulation of the PWR severe accident induced by pressurizer safety valve stuck-open accident. *Progress in Nuclear Energy*, 77, 141–151. <https://doi.org/10.1016/j.pnuene.2014.06.014>
- Liao, J., Frepoli, C., & Ohkawa, K. (2015). Cold leg condensation model for analyzing loss-of-coolant accident in PWR. *Nuclear Engineering and Design*, 285, 171–187. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2015.01.011>
- Libmann, J. (1996). *Elements of nuclear safety*. Less Ulis cedex.
- Locatelli, G., Bingham, C., & Mancini, M. (2014). Small modular reactors: A comprehensive overview of their economics and strategic aspects. *Progress in Nuclear Energy*, 73, 75–85. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2014.01.010>
- Locatelli, G., Mancini, M., & Todeschini, N. (2013). Generation IV nuclear reactors: Current status and future prospects. *Energy Policy*, 61, 1503–1520. <https://doi.org/10.1016/j.enpol.2013.06.101>
- Los Alamos National Laboratory. (1986). *Best-estimate, an advanced thermal-hydraulic, water reactor* (NUREG/CR-3858).



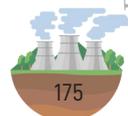
- Martinez-Val, J. M., Aragonés, J. M., & G.V, J. M. P. (1990). An analysis of the physical causes of the Chernobyl accident. *Nuclear Technology*, 60(3), 371–388.
- Maruyama, Y., Yamano, N., Moriyama, K., Park, H. S., Kudo, T., Yang, Y., & Sugimoto, J. (1999). experimental study on in-vessel debris coolability in ALPHA program. *Nuclear Engineering and Design*, 187(2), 241–254. [https://doi.org/10.1016/S0029-5493\(98\)00278-7](https://doi.org/10.1016/S0029-5493(98)00278-7)
- Mazzi, R. (2005). CAREM: an innovative-integrated PWR. *The 18th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology* (4407–4415).
- Meignen, R., Raverdy, B., Buck, M., Pohlner, G., Kudinov, P., Ma, W., Brayer, C., Piluso, P., Hong, S. W., Leskovar, M., Uršič, M., Albrecht, G., Lindholm, I., & Ivanov, I. (2014). Status of steam explosion understanding and modelling. *Annals of Nuclear Energy*, 74(C), 125–133. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2014.07.008>
- Mercier, B., Yang, D., Zhuang, Z., Liang, J. (2021). A simplified analysis of the Chernobyl accident. *EPJ N - Nuclear Sciences & Technologies, EDP Sciences*, 7, 1. DOI: 10.1051/epjn/2020021. hal-03117177. <https://hal.archives-ouvertes.fr/hal-03117177>
- Mochizuki, M., Singh, R., Nguyen, T., & Nguyen, T. (2014). Heat pipe based passive emergency core cooling system for safe shutdown of nuclear power reactor. *Applied Thermal Engineering*, 73(1), 699–706. <https://doi.org/10.1016/j.applthermaleng.2014.07.004>
- Moriyama, K., Maruyama, Y., & Nakamura, H. (2008). *Steam explosion simulation code JASMINE v.3 user's guide*. <http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Data-Code-2008-014.pdf>
- Murase, M., Kohriyama, T., Kawabe, Y., Yoshida, Y., & Okano, Y. (2001). Heat transfer models in narrow gap. *International Conference on Nuclear Engineering*.
- Nuclear Energy Agency. (2000). *Technical opinion paper on fuel-coolant interaction* (NEA/CSNI/R (99)24).
- Noh, S. W., & Suh, K. Y. (2013). Critical heat flux for APR1400 lower head vessel during a severe accident. *Nuclear Engineering and Design*, 258, 116–129. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2012.12.021>



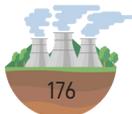
- Nuclear Engineering International. (2012, 14 Februari). *Calculating LOCA system effects*. Diakses pada 2 April, 2017, dari <http://www.neimagazine.com/features/featurecalculating-locasystem-effects/>
- Nuscale Power. (2012). *NuScale plant design overview* (NP-ER-0000-1198). <https://www.nrc.gov/docs/ML1221/ML12216A392.pdf>
- Paik, C. Y., Henry, R. E., & McCartney, M. A. (1995). MAAP 4.0 Benchmarking With the TMI-2 Experience. *Proceedings of the Probabilistic Safety Assessment Methodology and Applications, PSA*, 95, 673-680.
- Paladino, D. (2004). *Investigation on passive safety system in LWRs* [Disertasi, Royal Institute of Technology].
- Park, R. J., Ha, K. S., Kang, K. H., Kim, S. B., Kim, H. D., & Jeong, J. H. (2003). critical heat removal rate through a hemispherical narrow gap. *Heat and Mass Transfer/Waerme- Und Stoffuebertragung*, 39(3), 249–255. <https://doi.org/10.1007/s00231-002-0345-4>
- Peraturan Badan Tenaga Nuklir Nasional Nomor 4 Tahun 2019 tentang Penerapan Budaya Keselamatan. (2019). https://jdih.batan.go.id/unduh/jdih/20191024101447_20190722144415_PerkaBatan4tahun2019.pdf
- Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 3 Tahun 2011 tentang Ketentuan Keselamatan Desain Reaktor Daya. (2011). <https://jdih.bapeten.go.id/id/dokumen/peraturan/peraturan-kepala-badan-pengawas-tenaga-nuklir-nomor-3-tahun-2011-tentang-keselamatan-desain-reaktor-daya>
- Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 4 Tahun 2013 tentang Proteksi dan Keselamatan Radiasi dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir. (2013). <https://jdih.bapeten.go.id/id/dokumen/peraturan/peraturan-kepala-badan-no-4-tahun-2013-tentang-keselamatan-radiasi-dalam-pemanfaatan-tenaga-nuklir>
- Peraturan Kepala Badan Pengawas Tenaga Nuklir Nomor 2 Tahun 2015 tentang Verifikasi dan Penilaian Keselamatan Reaktor Nondaya. (2015). <https://jdih.bapeten.go.id/id/dokumen/peraturan/peraturan-kepala-badan-no-2-tahun-2015-tahun-2015-tentang-verifikasi-dan-penilaian-keselamatan-reaktor-nondaya>
- Peraturan Pemerintah Republik Indonesia Nomor 79 tentang Kebijakan Energi Nasional. (2014). <https://jdih.kemenkeu.go.id/fullText/2014/79TAHUN2014PP.pdf>



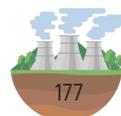
- Petrangeli, G. (2006a). Appendix 1: Chernobyl accident. Dalam *Nuclear safety* (279–284). Elsevier Ltd.
- Petrangeli, G. (2006b). Appendix 17: Three Mile Island accident. Dalam *Nuclear safety* (411–422). Elsevier Ltd.
- Petrangeli, G. (2006c). Chapter 9: Defence in depth. Dalam *Nuclear safety* (89–91). Elsevier Ltd.
- Petruzzi, A., & D'Auria, F. (2008). Thermal-hydraulic system codes in nuclear reactor safety and qualification procedures. *Science and Technology of Nuclear Installations*, 2008. <https://doi.org/10.1155/2008/460795>
- Potapov, S., & Galon, P. (2005). Modelling of aquitaine II pipe whipping test with the EUROPLEXUS fast dynamics code. *Nuclear Engineering and Design*, 235(17–19), 2045–2054. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2005.05.012>
- Pudjanto, B. A. (1996). *Simulasi kecelakaan kehilangan pendingin di kaki panas reaktor pada UUTR* (Tesis tidak diterbitkan). Institut Teknologi Bandung.
- Queral, C., Montero-Mayorga, J., Gonzalez-Cadelo, J., & Jimenez, G. (2015). AP1000® large-break LOCA BEPU analysis with TRACE code. *Annals of Nuclear Energy*, 85, 576–589. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2015.06.011>
- Ragheb, M. (2016). *Loss of coolant accident, LOCA*. https://www.mragheb.com/NPRE_457_CSE_462_Safety_Analysis_of_Nuclear_Reactor_Systems/Loss_of_Coolant_Accident_LOCA.pdf
- Rahgoshay, M., & Hashemi-Tilehnoee, M. (2016). Pressure distribution in the containment Of VVER-1000 during the first seconds of large break LOCA. *Progress in Nuclear Energy*, 88, 211–217. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2016.01.010>
- Rajzrova, J., & Jirickova, J. (2014). Severe accidents management in PWRs. *Proceedings of the 15th International Scientific Conference on Electric Power Engineering, EPE 2014*, 69, 721–725. <https://doi.org/10.1109/EPE.2014.6839487>
- Reis, P. A. L., Costa, A. L., Pereira, C., Veloso, M. A. F., Soares, H. V., & Mesquita, A. Z. (2013). Analysis of an extreme loss of coolant in the IPR-R1 TRIGA reactor using a RELAP5 model. *Revista de Engenharia Térmica*, 12(2), 46–50. <https://doi.org/10.5380/reterm.v12i2.62044>



- Rempe, J. L., Knudson, D. L., Allison, C. M., Thinnes, G. L., Atwood, C. L., & Cebull, M. J. (1997). Potential for AP600 in-vessel retention through ex-vessel flooding. Dalam *Proceedings of Workshop on In-Vessel Core Debris Retention and Coolability* (NEA/CSNI/R(98)18).
- Ritchie, H. (2020). *What are the safest and cleanest sources of energy?* Our World in Data. Diakses pada 17 April, 2022, dari <https://ourworldindata.org/safest-sources-of-energy>
- Robbe, M. F., Potapov, S., & T ephany, F. (2003). Simulation of the depressurization occurring at the beginning of a LOCA in a 4-loop PWR. *Nuclear Engineering and Design*, 224(1), 33–63. [https://doi.org/10.1016/S0029-5493\(03\)00076-1](https://doi.org/10.1016/S0029-5493(03)00076-1)
- Rowinski, M. K., White, T. J., & Zhao, J. (2015). Small and medium sized reactors (SMR): A review of technology. *Renewable and Sustainable Energy Reviews*, 44, 643–656. <https://doi.org/10.1016/j.rser.2015.01.006>
- Saghafi, M., & Ghofrani, M. B. (2016). Accident management support tools in nuclear power plants: A post-Fukushima review. *Progress in Nuclear Energy*, 92, 1–14. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2016.06.006>
- Schulz, T. L. (2006). Westinghouse AP1000 advanced passive plant. *Nuclear Engineering and Design*, 236(14), 1547–1557. <https://doi.org/https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2006.03.049>
- Segev, A., & Collier, R. P. (1981). Momentum and mass exchange during refill in scaled models of a PWR. *Nuclear Engineering and Design*, 65(3), 319–327. [https://doi.org/10.1016/0029-5493\(81\)90097-2](https://doi.org/10.1016/0029-5493(81)90097-2)
- Sehgal, B. R. (2012). *Light water reactor safety: A historical review*. Elsevier Inc.
- Seong, C., Heo, G., Baek, S., Yoon, J. W., & Kim, M. C. (2018). Analysis of the technical status of multiunit risk assessment in nuclear power plants. *Nuclear Engineering and Technology*, 50(3), 319–326. <https://doi.org/10.1016/J.NET.2017.12.015>
- Sheykhi, S., Talebi, S., Soroush, M., & Masoumi, M. (2017). Thermal-hydraulic and stress analysis of AP1000 reactor containment during LOCA in dry cooling mode. *Nuclear Science and Techniques*, 28(73).
- Shockling, M. A., Frepoli, C., & Ohkawa, K. (2012). Calculating LOCA system effects. *Nuclear Engineering International*, 57(690), 24–28. <http://www.neimagazine.com/features/>



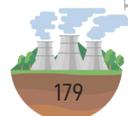
- Steinhauser, G., Brandl, A., & Johnson, T. E. (2014). Erratum to “Comparison of the Chernobyl and Fukushima nuclear accidents: A Review of the environmental impacts” [Sci Total Environ 470–471 (2014) 800-817]. *Science of the Total Environment*, 487(1), 575. <https://doi.org/10.1016/j.scitotenv.2014.03.128>
- Stosic, Z. (2005). On the frontier of boiling curve and beyond design of its origin. *Nuclear Energy for New Europe 2005*, 1–16.
- Stoutenborough, J. W., Sturgess, S. G., & Vedlitz, A. (2013). Knowledge, risk, and policy support: Public perceptions of nuclear power. *Energy Policy*, 62, 176–184.
- Sugiawan, Y., & Managi, S. (2019). Public acceptance of nuclear power plants in Indonesia: Portraying the role of a multilevel governance system. *Energy Strategy Review*, 26, 100427.
- Summers, R. M., Cole, R. K. J., Boucheron, E. A., Carmel, M. K., Dingman, S. E., & Kelly, J. E. (1991). *MELCOR 180: A computer code for nuclear reactor severe accident source term and risk assessment analyses* (NUREG/ CR-5531, SAND90-0364). http://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:22034819
- Tabatabaei, E., & Turner, R. (2009). *Molten metal splash and furnace refractory safety*. Foundry Management & Technology. <https://www.foundrymag.com/melt-pour/article/21927633/molten-metal-splash-and-furnace-refractory-safety%0Ahttps://www.foundrymag.com/melt-pour/article/21928460/molten-metal-splash-and-furnace-refractory-safety-part-2>
- Takeda, T., & Ohtsu, I. (2017). ROSA/LSTF test and RELAP5 analyses on PWR cold leg small-break LOCA with accident management measure and PKL counterpart test. *Nuclear Engineering and Technology*, 49(5), 928–940. <https://doi.org/10.1016/j.net.2017.03.004>
- Tanaka, F., Juarsa, M., Mishima, K., Murase, M., & Nagae, T. (2004). Experimental study on transient boiling heat transfer in an annulus with a narrow gap. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 41(3), 279–284. <https://doi.org/10.1080/18811248.2004.9715486>
- Tasaka, K., Kukita, Y., Koizumi, Y., Osakabe, M., & Nakamura, H. (1988). The results of 5% small-break LOCA tests and natural circulation tests at the ROSA-IV LSTF. *Nuclear Engineering and Design*, 108(1–2), 37–44. [https://doi.org/10.1016/0029-5493\(88\)90054-4](https://doi.org/10.1016/0029-5493(88)90054-4)



- The Government of Japan. (2021). *Events and highlights on the progress related to recovery operations at TEPCO's Fukushima Daiichi nuclear power station*. <https://www.iaea.org/sites/default/files/22/03/events-and-highlights-december-2021.pdf>,
- Theofanous, T. G. (1999). In-vessel retention as a severe accident management strategy abstract. *Proceedings of Workshop on In-Vessel Core Debris Retention and Coolability* (NEA/CSNI/R(98)18, 3–8).
- Theofanous, T. G., Oh, S. J., & Scobel, J. H. (2004). *In vessel retention technology development and use for advanced PWR designs in the USA and Korea* (Technical Report FG07-02RL14337).
- Thurgood, M. J., Kelly, J. M., Guidotti, T. E., Kohrt, R. J., & Crowell, K. R. (1983). *COBRA/TRAC - A thermal-hydraulic code for transient analysis of nuclear reactor vessel and primary coolant system* (Vol. 1, NUREG/CR-3046). U.S. Nuclear Regulatory Commission. <https://www.nrc.gov/docs/ML0703/ML070320229.pdf>
- Tjahyani, D. T. S. (2012). Analisis probabilistik kecelakaan parah PWR sistem pasif untuk meningkatkan manajemen kecelakaan. Dalam *Prosiding Seminar Nasional SDM Teknologi Nuklir*.
- Tjahyani, D. T. S. (2013). Analisis probabilistik terhadap modifikasi sistem untuk meningkatkan keselamatan pada reaktor daya AP1000. Dalam *Prosiding Pertemuan dan Presentasi Ilmiah Penelitian Dasar Ilmu Pengetahuan dan Teknologi Nuklir* (219–225).
- Tjahyono, H. (2013). Analisis reduksi aerosol oleh penyemprot dalam model sungkup PWR menggunakan metode estimasi analitik. Dalam *Prosiding Seminar Nasional Ke-19 Teknologi dan Keselamatan PLTN serta Fasilitas Nuklir* (58–66).
- Tjahyono, H., Antariksawan, A. R., Handoyo, I., & Sumarno, E. (1997). Rancang bangun dan rekayasa kondenser kontak langsung untai uji termohidraulika reaktor. *Sigma Epsilon*, 6, 38–44.
- Tjahyono, H., Widodo, S., & Susyadi. (2013). Analisis tanggapan pengungkung terhadap LOCA. Dalam *Prosiding Seminar Nasional Pengembangan Energi Nuklir VI*.
- Tomita, Y., Aritomi, M., & Takahashi, M. (1992). An analytical model on vapor explosion of a high temperature molten metal drop in water induced by a pressure pulse. *Chemical Engineering Communications*, 118(1), 189–206. <https://doi.org/10.1080/00986449208936093>



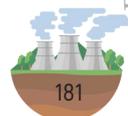
- Tregoning, R., Abramson, L., & Scott, P. (2008). *Estimating loss-of-coolant accident (LOCA) frequencies through the elicitation process* (NUREG-1829).
- Trivedi, A. K., Allison, C., Khanna, A., & Munshi, P. (2016). RELAP5 / SCDAPSIM model development for AP1000 and verification for large break LOCA. *Nuclear Engineering and Design*, 305, 222–229.
- Tsai, F. J., Lee, M., & Liu, H. C. (2017). Simulation of the in-vessel retention device heat-removal capability of AP-1000 during a core meltdown accident. *Annals of Nuclear Energy*, 99, 455–463. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2016.09.052>
- Tuomisto, H., & Theofanous, T. G. (1994). A consistent approach to severe accident management. *Nuclear Engineering and Design*, 148(2–3), 171–183. [https://doi.org/10.1016/0029-5493\(94\)90108-2](https://doi.org/10.1016/0029-5493(94)90108-2)
- U.S. Nuclear Regulatory Commission. (1975). *Regulatory commission reactor safety study: An assessment of accident risks in U.S commercial nuclear power plants* (WASH-1400, NUREG 75/014).
- U.S. Nuclear Regulatory Commission. (1990). *NUREG-1150: Severe accident risks: An assessment for five U.S. nuclear power plants* (Vol. 1). Office of Nuclear Regulatory Research. <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1150/v1/>
- U.S. Nuclear Regulatory Commission. (2008). *TRACE V5. 0 Theory manual: Field equations, solution methods, and physical models*. <https://www.nrc.gov/docs/ML1200/ML120060218.pdf>
- Undang-undang Republik Indonesia Nomor 10 Tahun 1997 tentang Ketenaganukliran. (1997). <https://jdih.bapeten.go.id/id/dokumen/peraturan/undang-undang-republik-indonesia-nomor-10-tahun-1997-tentang-ketenaganukliran>
- United Nations. (2018). Transforming our world: The 2030 agenda for sustainable development. Dalam *A New Era in Global Health*. <https://doi.org/10.1891/9780826190123.ap02>
- United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. (2010). *Sources and effects of ionizing radiation* (UNSCEAR 2008 Report to the General Assembly with Scientific Annexes, Vol. I). U.S. Environmental Protection Agency. (2022). *Radiation sources and doses*. <https://www.epa.gov/radiation/radiation-sources-and-doses>



- United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. (2011). *Sources and effects of ionizing radiation* (UNSCEAR 2008 Report to the General Assembly with Scientific Annexes, Vol. II)
- Uršič, M., & Leskovar, M. (2010). Analysis of ex-vessel steam explosion pressure loads. *Strojnikski Vestnik/Journal of Mechanical Engineering*, 56(6), 2444–2458.
- Vierow, K., Liao, Y., Johnson, J., Kenton, M., & Gauntt, R. (2004). Severe accident analysis of a PWR station blackout with the MELCOR, MAAP4 and SCDAP/RELAP5 codes. *Nuclear Engineering and Design*, 234(1–3), 129–145. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2004.09.001>
- Wang, J., Tian, W. X., Feng, K., Yu, H. X., Zhang, Y. P., Su, G. H., & Qiu, S. Z. (2013). Development of CHF models for inner and outer RPV gaps in a meltdown severe accident. *Nuclear Engineering and Design*, 265, 1045–1056. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2013.07.035>
- Wang, J., Zhang, Y., Mao, K., Huang, Y., Tian, W., Su, G., & Qiu, S. (2015). MELCOR simulation of core thermal response during a station blackout initiated severe accident in China pressurized reactor (CPR1000). *Progress in Nuclear Energy*, 81, 6–15. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2014.12.008>
- Watanabe, T., Hirano, M., & Tanabe, F. (1987). Vapor generation model for flashing in the initial blowdown phase. *Nuclear Engineering and Design*, 103(3), 281–290. [https://doi.org/10.1016/0029-5493\(87\)90311-6](https://doi.org/10.1016/0029-5493(87)90311-6)
- Westinghouse Electric Company. (2017). *Nuclear safety - Unequaled design*. Diakses pada 12 April, 2017, dari <http://www.westinghousenuclear.com/New-Plants/AP1000-PWR/Safety>
- Westinghouse Electric Corporation. (1984). *The Westinghouse pressurized water reactor nuclear power plant*. https://www.academia.edu/29349728/the_westinghouse_pressurized_water_reactor_nuclear_power_plant
- Widodo, S., Antariksawan, A. R., Tjahyono, H., & Prasetyo, J. (1998). Perhitungan tebal isolasi panas untuk komponen dan perpipaan sistem sekunder UUTR. *Sigma Epsilon*, 10, 1–6.
- Widodo, S., Ishikawa, J., Muramatsu, K., & Sakamoto, T. (1999). Analysis of containment venting following a core dammage at BWR mark I using THALES-2. Dalam *Proceeding of the Workshop on Severe Accident Research in Japan* (JAERI Conf 2000-15).



- Wilson, G. E., & Boyack, B. E. (1998). The role of the PIRT process in experiments, code development and code applications associated with reactor safety analysis. *Nuclear Engineering and Design*, 186(1-2), 23-37. [https://doi.org/10.1016/S0029-5493\(98\)00216-7](https://doi.org/10.1016/S0029-5493(98)00216-7)
- Winduwati. (1996). *Penelitian kecelakaan kehilangan pendingin di kaki dingin reaktor pada UUTR* [Tesis tidak diterbitkan]. Institut Teknologi Bandung.
- Winterton, R. H. S. (2011). *Boiling*. Diakses pada 1 Januari, 2017, dari <http://www.thermopedia.com/content/589/>.
- Wisnubroto, D. S., Ruslan, Irawan, D., Erni, T. (2019). Public opinion survey on nuclear energy in Indonesia: Understanding public perception on nuclear power plant program. *AIP Conference Proceedings* 2180.020042. <https://doi.org/10.1063/1.5135551>
- World Nuclear Association. (2020). *Outline history of nuclear energy*. Diakses pada 4 Desember, 2022, dari <https://world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/outline-history-of-nuclear-energy.aspx>
- World Nuclear Association. (2016). *Safety of nuclear power*. Diakses pada 27 Maret, 2017, dari <http://www.world-nuclear.org/information-library/safety-and-security/safety-of-plants/safety-of-nuclear-power-reactors.aspx>.
- World Nuclear Association. (2017a). *Chernobyl accident 1986*. Diakses pada 2 Februari, 2017, dari <http://www.world-nuclear.org/information-library/safety-and-security/safety-of-plants/chernobyl-accident.aspx>
- World Nuclear Association. (2017b). *Fukushima Daiichi accident*. Diakses pada 30 Maret, 2017, dari <http://www.world-nuclear.org/information-library/safety-and-security/safety-of-plants/fukushima-accident.aspx>
- World Nuclear Association. (2017c). *Three Mile Island accident*. Diakses pada 27 April, 2017, dari <http://www.world-nuclear.org/information-library/safety-and-security/safety-of-plants/three-mile-island-accident.aspx>
- Wolf, J. R., Rempe, J. L., Stickler, L. A., Korth, G. E., Diercks, D. R., Neimark, L. A., Akers, D W, Schuetz, B. K., Shearer, T L, Chavez, S. A., Thinnes, G. L., Witt, R. J., Corradini, M L, & Kos, J. A. (1994). *TMI-2 vessel investigation project integration report*. U.S. Nuclear Regulatory Commission. <https://doi.org/10.2172/10140805>



- Wongwises, S. (1994). Experimental investigation of two-phase countercurrent flow limitation in a bend between horizontal and inclined pipes. *Experimental Thermal and Fluid Science*, 8(3), 245–259. [https://doi.org/10.1016/0894-1777\(94\)90053-1](https://doi.org/10.1016/0894-1777(94)90053-1)
- Wrixon, A. D. (2008). New ICRP recommendations: Review. *Journal of Radiological Protection*, 28, 161–8.
- Yamaguchi, K. (2015, 30 April). *Current status and the future of Fukushima Daiichi nuclear power station* [Presentasi]. The 3rd East-Asian Nuclear Forum, Seoul, Korea Selatan. https://www.jaif.or.jp/en/wp-content/uploads/2015/05/Current_Status_and_the_Future_of_Fukushima.pdf
- Yang, J. H., Wang, J. R., Lin, H. T., & Shih, C. (2012). LBLOCA analysis for the maanshan PWR nuclear power plant using TRACE. *Energy Procedia*, 14, 292–297. <https://doi.org/10.1016/j.egypro.2011.12.932>
- Yano, T. (1984). Blowdown thrust force under pipe rupture accident: I. Experimental evaluations of blowdown thrust force and decompression characteristics. *Nuclear Engineering and Design*, 79(3), 377–385. [https://doi.org/10.1016/0029-5493\(84\)90050-5](https://doi.org/10.1016/0029-5493(84)90050-5)
- Young, M. (1999). *Integrated fuel coolant interaction (IFCI 7.0) code user's manual* (SAND99-0999).
- Yousif, E., Zhijian, Z., Zhao-fei, T., & Mustafa, A. M. (2017). A simulation of small break loss of coolant accident (SB-LOCA) in AP1000 nuclear power plant using RELAP5-MV. Dalam *International Conference on Nuclear Engineering*. American Society of Mechanical Engineers.
- Zhang, Y. P., Qiu, S. Z., Su, G. H., & Tian, W. X. (2010). Analysis of safety margin of in-vessel retention for AP1000. *Nuclear Engineering and Design*, 240(8), 2023–2033. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2010.04.020>
- Zio, E. (2014). Integrated deterministic and probabilistic safety assessment: Concepts, challenges, research directions. *Nuclear Engineering and Design*, 280, 413–419. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2014.09.004>
- Zubaidah, A., Lusiyantri, Y., P., S., Ramadhani, D., & Masnelly, L. V. A. (2012). Respon sitogenetik penduduk daerah radiasi alam tinggi di Kabupaten Mamuju, Sulawesi Barat. *Jurnal Sains dan Teknologi Nuklir Indonesia*, 3(1), 13–26.



GLOSARIUM

Absorber: bahan yang menyerap atau mengurangi intensitas radiasi pengion. Penyerap neutron, misal boron, hafnium dan kadmium, digunakan sebagai batang kendali dalam reaktor. Beton dan baja menyerap sinar gamma dan neutron di reaktor. Selambar tipis kertas atau logam menyerap atau mengatenuasi partikel alfa, dan semua partikel beta kecuali yang berenergi sangat tinggi.

Aktivitas (*activity*) [A]: bagian dari sejumlah nuklida radioaktif, N , yang mengalami transformasi nuklir spontan selama interval waktu tertentu, dt , dibagi interval waktu tersebut:

$$A = \frac{dN}{dt}$$

Dalam sistem SI, satuan aktivitas ialah bequerel (Bq), satuan yang dipakai dahulu ialah curie (Ci). $1 \text{ Bq} = 2,7 \times 10^{-11} \text{ Ci}$.

Alfa, partikel (*alpha particle*) [α]: partikel bermuatan positif yang dipancarkan oleh beberapa unsur radioaktif. Partikel alfa, terdiri atas dua neutron terikat pada dua proton, jadi identik dengan inti atom helium. Partikel alfa ialah satu dari tiga jenis radiasi (alfa, beta, gamma), yang dipancarkan oleh zat radioaktif, yang penetrasinya paling kecil, yaitu yang dapat dihentikan oleh sehelai kertas. Partikel alfa tidak berbahaya



bagi tanaman, hewan, atau manusia, kecuali bila zat pemancar alfa tersebut sudah masuk ke dalam tubuh.

Analisis deterministik (*analysis, deterministic*): metode untuk mengkaji kelakuan yang diperkirakan dalam sistem (misalnya reaktor nuklir) dengan menggunakan parameter, kejadian dan ciri yang nilainya ditentukan dan terdefinisi secara matematik.

Analisis keselamatan (*analysis, safety*): analisis potensi bahaya dari pelaksanaan kegiatan yang direncanakan.

Analisis probabilistik (*analysis, probabilistic*): metode statistik untuk mengkaji kelakuan sistem berdasarkan parameter, kejadian atau ciri yang nilainya dinyatakan oleh distribusi statistik.

Analisis risiko (*analysis, risk*): analisis risiko pemanfaatan teknologi dengan cara mempertimbangkan peristiwa yang mungkin terjadi dan kebolehjadiannya berikutan dengan potensial konsekuensi, distribusi konsekuensi pada populasi yang terkena, faktor waktu dan ketidakpastian perkiraannya.

Bahan bakar nuklir (*fuel, nuclear*): bahan fisil dan fertil yang digunakan di reaktor untuk pembangkitan daya.

Barier (*barrier*): penghalang fisik untuk mencegah atau memperlambat migrasi radionuklida di antara dua komponen suatu sistem, misal pada sistem penyimpanan limbah. Sistem penghalang dapat berupa penghalang buatan yang khusus dibuat ataupun penghalang alamiah berupa lapisan geologi/tanah di sekitar tempat penyimpanan limbah.

Barier ganda (*barrier, multiple*): penghalang yang terdiri dari dua atau lebih jenis lapisan untuk mencegah migrasi radionuklida dari atau mengisolasi limbah dalam tempat penyimpanan limbah.

Batang kendali (*control rod*): batang, pelat, atau tabung yang mengandung materi penyerap neutron (hafnium, boron, dan lain-lain), yang digunakan untuk mengendalikan daya reaktor nuklir. Dengan menyerap neutron, batang kendali mencegah neutron melanjutkan reaksi fisi.

Batas tekanan pendingin reaktor (*reactor coolant pressure boundary*): semua komponen reaktor yang bertekanan, misal bejana tekan, pompa, dan katup, yang merupakan bagian dari sistem pendingin reaktor atau terhubung ke sistem pendingin reaktor



Becquerel (*becquerel*) [Bq]: satuan radioaktivitas, yaitu satu disintegrasi per detik dan setara dengan $2,7 \times 10^{-11}$ Ci.

Peta Becquerel (*Peta Becquerel*) [PBq]: 1 peta Becquerel (1 PBq) = 10^{15} Bq

Bejana tekan (*pressure vessel*): bejana berdinding masif dan kuat yang digunakan untuk mewedahi teras reaktor daya, moderator, reflektor, perisai termal, dan batang kendali.

Beta, partikel (*beta particle*) [β]: partikel elementer bermuatan negatif yang dipancarkan oleh inti pada waktu peluruhan radioaktif, mempunyai satu satuan muatan listrik dan massa yang sama dengan $1/1837$ amu.

Ciri keselamatan terekayasa (*engineered safety features*): struktur, sistem, atau komponen yang disediakan oleh fasilitas untuk mengurangi konsekuensi kecelakaan yang diperkirakan terjadi

Curie (*curie*) [Ci]: besaran radioaktivitas yang dihasilkan oleh $3,7 \times 10^{10}$ disintegrasi per detik. $1 \text{ Ci} = 3,7 \times 10^{10}$ disintegrasi per detik = $3,7 \times 10^{10}$ Bq (becquerel). (Lihat becquerel.)

Debris/teras (*core*): campuran lelehan bahan bakar dan struktur teras lainnya yang telah membeku.

Dekomisioning (*decommissioning*): upaya yang dilakukan pada akhir masa operasi fasilitas dan instalasi nuklir dengan memperhatikan keselamatan pekerja, masyarakat, dan lingkungan.

Dekontaminasi (*decontamination*): proses menghilangkan atau mengurangi kontaminasi zat radioaktif dalam bahan menggunakan cara fisika dan atau kimia.

Didih nukleat (*nucleat boil*): disebut juga didih inti yaitu daerah pendidihan yang ditandai dengan terbentuknya gelembung uap.

Didih film (*film boil*): daerah pendidihan yang ditandai dengan adanya lapisan uap pada permukaan pemanas sehingga memisahkan permukaan pemanas dengan fluida yang dipanasi.

Dosis (*dose*): dalam proteksi radiasi pengertian dosis adalah jumlah radiasi yang terdapat dalam medan radiasi atau jumlah energi radiasi yang diserap atau diterima oleh materi.

Dosis efektif (*effective dose*): besaran dosis yang khusus digunakan dalam proteksi radiasi yang nilainya adalah jumlah perkalian dosis ekuivalen yang diterima jaringan (H_T) dengan faktor bobot jaringan (w_T).

Dosis ekuivalen (*equivalent dose*) [*H*]: besaran dosis radiasi yang khusus digunakan dalam proteksi radiasi untuk menyatakan besarnya tingkat kerusakan pada jaringan tubuh akibat terserapnya sejumlah energi radiasi dengan memperhatikan faktor yang memengaruhinya (dosis dan jenis radiasi serta faktor lain).

Dosis terakumulasi (*dose, accumulated*): jumlah dosis terserap yang diterima oleh sistem selama selang waktu tertentu.

Efek radiasi stokastik (*stochastic radiation effects*): efek radiasi yang keparahannya tak bergantung pada besarnya dosis dan probabilitas terjadinya tanpa dosis ambang tertentu.

Ekskursi kritikalitas (*criticality excursion*): terjadinya reaksi nuklir berantai tak terkendali yang melepaskan energi dalam jumlah yang besar.

Eksperimen integral (*integral experiment*): percobaan yang memberikan informasi tentang efek integral beberapa parameter atau proses dalam suatu sistem, bukan efek masing-masing secara terpisah.

Elektron volt (*electron volt*) [*eV*]: satuan energi elektron volt ialah perubahan energi elektron pada saat melintasi beda potensial sebesar satu volt, dinyatakan sebagai: $1 \text{ eV} = 1,60219 \times 10^{-19} \text{ J}$

① MeV: satu juta elektron volt

***Emergency Core Cooling System (ECCS)*:** sistem pendingin reaktor yang dioperasikan saat darurat ketika terjadi kecelakaan kehilangan air pendingin. Sistem terdiri dari 3 komponen yang beroperasi pada tingkat tekanan yang berbeda, dari tekanan tinggi ke tekanan rendah berturut-turut yaitu: sistem injeksi tekanan tinggi, akumulator, dan sistem injeksi tekanan rendah.

Energi nuklir (*nuclear energy*): energi yang dibebaskan oleh reaksi inti, fisi atau fusi, atau oleh peluruhan radioaktif.

Fertil (*fertile*): sifat nuklida yang dapat diubah menjadi nuklida lain yang fisil melalui reaksi penangkapan neutron.

Fisil (*fissile, fissionable*): sifat nuklida yang dapat mengalami proses pembelahan inti melalui interaksi dengan neutron.

Bahan fisil (*fissile, fissionable material*): bahan yang mengalami fisi oleh neutron lambat, misal uranium-235 dan plutonium-239.



Fisi nuklir (*fission, nuclear*): pembelahan inti atom berat, diikuti oleh pancaran neutron, sinar gamma, dan pembebasan sejumlah besar energi. Produk fisi atau fragmen inti yang terbentuk biasanya hampir sama massa dan bersifat radioaktif.

Fluks (*flux*) [*neutron*]: ukuran intensitas radiasi neutron, yaitu jumlah neutron yang melalui luasan satu sentimeter persegi per detik. Dinyatakan sebagai n_v , n = jumlah neutron per sentimeter kubik, v = kecepatannya dalam sentimeter per detik

Fluks panas kritis (*critical heat flux*) [*CHF*]: densitas fluks panas lokal yang terjadi di titik maksimum pendidihan inti yang jika dilampaui dapat menyebabkan temperatur permukaan panas meningkat karena terbentuk film uap di batas permukaan panas dan fluida. Jika terjadi pada elemen bakar dapat terjadinya proses lewat-bakar (*burn-out*) pada elemen bakar hingga melampaui titik leleh, sehingga disebut fluks panas lewat-bakar (*burn-out heat flux*).

Rasio fluks panas kritis (*critical heat flux ratio*): fluks panas kritis teoretis pada titik tertentu dalam teras reaktor dibagi dengan fluks panas reratanya.

① ***Departure from Nucleat Boiling (DNB)***: titik maksimum rezim pendidihan inti yang jika dilampaui, misalkan karena fluks panas yang terus bertambah, berpindah ke rezim pendidihan film yang ditandai dengan terbentuknya lapisan uap pada permukaan bidang panas

Fragmen fisi (*fission fragment*): nuklida yang dihasilkan dari proses fisi inti dan mempunyai energi kinetik.

Gamma/sinar (*rays*): radiasi elektromagnetik berenergi tinggi yang dipancarkan oleh radionuklida yang mengalami peluruhan.

Gray (*gray*) [*Gy*]: satuan dalam sistem SI untuk dosis terserap radiasi pengion, sama dengan satu joule energi terserap per kilogram materi yang diiradiasi. Dimensinya J/kg dan hubungannya dengan satuan dosis terserap dahulu, rad, ialah: $1 \text{ Gy} = 100 \text{ rad} (= 1 \text{ J/kg})$.

Hal penting untuk keselamatan (*items important to safety*): hal yang mencakup: (1) Struktur, sistem dan komponen yang apabila tidak berfungsi dapat mengakibatkan paparan radiasi pada orang yang berada di lokasi atau masyarakat di sekitar lokasi. (2) Struktur, sistem, dan

komponen yang berfungsi untuk mencegah kejadian operasional terantisipasi berkembang menjadi kondisi kecelakaan. (3) Alat tambahan yang berfungsi untuk mengurangi akibat kegagalan struktur, sistem, dan komponen.

Heat pipe: peranti pemindah panas yang mengombinasikan prinsip konduktivitas termal dan perubahan wujud (dari cair ke uap dan sebaliknya) untuk memindah panas di antara dua permukaan; satu permukaan kontak dengan sumber panas dan permukaan lain dengan sumber dingin. Secara fisik berbentuk benda berongga, seperti tabung, tertutup di kedua ujung dan terbuat dari bahan yang memiliki konduktivitas termal tinggi yang di dalamnya berisi zat cair biasanya pada tekanan rendah. Pada permukaan yang berbatas dengan sumber panas fluida (disebut evaporator) yang pada awalnya berwujud cair menerima panas sehingga berubah wujud menjadi uap dan bergerak secara alamiah dan cepat ke permukaan yang berbatasan dengan sumber dingin (disebut kondensor). Pada saat uap sampai di ujung permukaan yang berbatasan dengan sumber dingin, uap akan terkondensasi sembari melepas panas ke sumber dingin. Kondensat secara gravitasi atau kapilaritas akan kembali ke bagian evaporator, demikian seterusnya siklus berlangsung secara terus menerus.

Inti (*nucleus*): bagian kecil atom bermuatan positif, berdiameter $1/10.000$ diameter atom, bermassa hampir sama dengan massa atom.

Isotop (*isotope*): beberapa nuklida yang mempunyai jumlah proton yang sama, tetapi jumlah neutron yang berbeda, misal oksigen mempunyai tiga isotop alam dengan massa 16, 17, dan 18.

Isotop radioaktif (*isotopes, radioactive*): atom tidak stabil yang berubah menjadi isotop lain secara spontan melalui peluruhan radioaktif.

Isotop stabil (*isotope, stable*): isotop yang tidak mengalami peluruhan radioaktif.

Jaminan kualitas (*quality assurance*): semua tindakan yang terencana dan sistematis ditujukan untuk memberikan kepercayaan bahwa struktur, sistem, atau komponen akan bekerja secara memuaskan sesuai dengan persyaratan.



Katup pengatur tekanan (*pressure relief valve*): katup yang berfungsi untuk mengatur tekanan suatu bejana pada batas harga yang telah ditetapkan. Dalam keadaan normal dimana tekanan bejana di bawah batas yang ditetapkan, katup tertutup. Pada saat tekanan melewati batas, katup terbuka sehingga tekanan bejana turun kembali dan katup tertutup lagi.

Katup keselamatan (*safety valve*): katup yang berfungsi menjaga agar tekanan dalam suatu bejana atau sistem tidak melampaui batas keselamatan yang ditetapkan. Pada umumnya, katup keselamatan dipergunakan melengkapi katup pengatur tekanan dan diatur terbuka pada batas tekanan yang lebih tinggi dari pada batas yang ditetapkan untuk katup pengatur tekanan.

Kecelakaan (*accident*): setiap kejadian yang tak direncanakan, termasuk kesalahan operasi, kerusakan ataupun kegagalan fungsi alat yang menjurus timbulnya dampak radiasi atau kondisi paparan radiasi yang melampaui batas keselamatan.

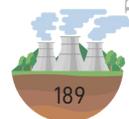
Kecelakaan dasar desain (*accident, design basis*) [*DBA*]: hipotetis kecelakaan berdasarkan analisis tapak yang diperkirakan masih dapat ditahan oleh rancangan suatu fasilitas nuklir yang apabila kecelakaan tersebut terjadi tidak akan menimbulkan dampak atau paparan radiasi yang melampaui batas yang ditetapkan. Kecelakaan tersebut adalah kecelakaan terparah dari perkiraan skenario kecelakaan yang dapat terjadi pada fasilitas nuklir tersebut.

Kegagalan modus umum (*common-mode failure*): kegagalan ganda yang diakibatkan oleh sebab yang sama

Kejadian pemicu terpostulasi (*postulated initiating events*): kejadian yang dipostulasikan dapat memicu timbulnya kecelakaan.

Kelongsong (*cladding*): lapisan terluar elemen bakar nuklir. Kelongsong mencegah terjadinya korosi elemen bakar nuklir dengan demikian mencegah pelepasan produk fisi ke dalam pendingin. Pada umumnya bahan kelongsong terbuat dari aluminium atau logam paduannya, baja nirkarat dan paduan zirkon.

Keselamatan atau keselamatan nuklir (*safety or nuclear safety*): pencapaian kondisi operasi yang ditetapkan, pencegahan kecelakaan, atau pembatasan konsekuensi kecelakaan sehingga memberikan perlindungan pekerja, masyarakat, dan lingkungan terhadap bahaya radiasi.



Komisioning (*commissioning*): proses pada saat komponen dan sistem instalasi nuklir sudah dibangun, sistem tersebut dioperasikan, dan diuji untuk membuktikan apakah kriteria kinerjanya memenuhi desain, termasuk di dalamnya pengujian nuklir dan non-nuklir.

Kondisi kecelakaan (*accident condition*): penyimpangan nyata dari kondisi operasi standar, diharapkan tidak sering terjadi, dapat menyebabkan terlepasnya sejumlah bahan radioaktif melebihi batas yang dapat diterima, disebabkan oleh sistem keselamatan tidak berfungsi sebagaimana mestinya.

Kritis (*critical*): memenuhi syarat bahwa reaksi berantai nuklir dapat berlangsung secara kontinu dengan jumlah neutron tetap (memiliki faktor multiplikasi efektif sama dengan satu).

Kritikalitas (*criticality*): terjadinya reaksi nuklir berantai.

Kecelakaan kritikalitas (*criticality accident*): kecelakaan nuklir yang ditimbulkan oleh reaksi fisi berantai tak terkendali yang melepaskan sejumlah besar energi dalam waktu singkat.

Manajemen kecelakaan dan manajemen kecelakaan parah (*accident management and severe accident management*): tindakan yang diambil oleh operator dan tenaga teknis instalasi selama berlangsungnya kecelakaan untuk:

- 1) mencegah kerusakan teras,
- 2) memberhentikan proses kerusakan teras, apabila hal itu sudah terjadi, dan menjaga teras tetap berada di dalam bejana reaktor,
- 3) mempertahankan keutuhan pengungkung selama mungkin,
- 4) meminimumkan akibat penyebaran bahan radioaktif ke lingkungan.

Tiga hal terakhir menyangkut kecelakaan parah. Tujuan akhir manajemen kecelakaan adalah mencapai keadaan stabil, artinya pengambilan panas peluruhan dapat terjamin untuk jangka waktu yang panjang.

Massa kritis (*critical mass*): jumlah minimum bahan fisil yang dengan pengaturan geometri dan komposisi bahannya dapat menimbulkan kekritisian.

MeV: satu juta elektron volt.



Neutron: partikel elementer tak bermuatan dengan massa sedikit lebih besar dari pada massa proton.

Neutron termal (lambat), *thermal (slow) neutron*: neutron yang sudah diperlambat oleh moderator sehingga kecepatan rerata menjadi sekitar 2.200 meter per detik (pada temperatur kamar) dari kecepatan awal yang jauh lebih tinggi pada saat baru dilepaskan dari reaksi fisi. Kecepatan ini hampir sama dengan kecepatan gerak molekul gas pada temperatur kamar.

Neutron cepat (*fast neutron*): neutron yang memiliki energi di atas 100 keV.

- ① neutron yang dilepaskan pada saat reaksi fisi termasuk dalam neutron cepat

Nuklida (*nuclide*): istilah umum untuk semua atom unsur, yang dibedakan menurut nomor atom, nomor massa, dan tingkat energi.

Operasi normal (*normal operation*): operasi reaktor nuklir dalam kondisi dan batas operasi tertentu, termasuk didalamnya pada saat padam, operasi daya, perawatan, pengujian, dan pemuatulangan bahan bakar.

Panas peluruhan (*decay heat*): panas yang dihasilkan bahan radioaktif karena peluruhan radionuklida menjadi radionuklida lain yang mempunyai tingkat energi berbeda.

Panas residu (*residual heat*): jumlah panas yang berasal dari peluruhan radioaktif dan fisi setelah reaktor dihentikan.

Paparan (*exposure*): (1) Pengertian khusus, adalah pasangan ion (dQ) yang terbentuk dalam satuan volume udara (dm) akibat radiasi dan seluruh partikel yang terbentuk oleh radiasi terserap dalam volume udara tersebut, dinyatakan sebagai: (2) Pengertian umum, adalah kondisi materi atau manusia teradiasi oleh sumber radiasi.

Peluruhan radioaktif (*decay, radioactive*): pemancaran spontan partikel alfa atau beta atau radiasi elektromagnetik oleh atom akibat transisi yang terjadi di dalam intinya.

Pembangkit tenaga nuklir (*nuclear power plant*): instalasi yang mengubah energi nuklir menjadi bentuk tenaga yang berguna, misal tenaga mekanik, listrik, atau panas proses. Dalam pembangkit listrik tenaga nuklir (PLTN), panas yang dihasilkan oleh reaktor dipakai untuk

membuat uap, guna memutar turbin, yang pada akhirnya memutar generator listrik.

Pendingin (*coolant*): bahan yang dialirkan ke dalam teras reaktor nuklir untuk memindahkan panas. Materi yang biasanya digunakan ialah air, udara, karbon dioksida, natrium cair dan paduan natrium-kalium.

Pendingin primer (*coolant, primary*): pendingin yang digunakan untuk memindahkan panas dari sumber panas, misal teras reaktor.

Pendingin sekunder (*coolant, secondary*): pendingin yang digunakan untuk memindahkan panas dari sistem pendingin primer.

Pengayaan (*enrichment*): proses peningkatan kadar isotop tertentu dalam bahan

Pengungkung (*containment*): struktur atau gedung pada suatu reaktor yang berfungsi pencegahan penglepasan, bahkan dalam kondisi kecelakaan reaktor sekalipun, bahan radioaktif yang melebihi jumlah yang diizinkan keluar daerah yang diawasi, termasuk sistem pengungkungan itu sendiri.

Pertahanan berlapis (*defence in depth*): penerapan secara hirarkis berbagai peralatan dan prosedur pada tingkat yang berbeda untuk mencegah eskalasi kejadian operasional terantisipasi dan untuk mempertahankan efektivitas barrier fisik yang diletakkan di antara sumber radiasi atau material radioaktif dan pekerja, publik atau lingkungan, baik pada saat operasi normal maupun kondisi kecelakaan.

① Tujuan pertahanan berlapis adalah:

Untuk mengkompensasi kegagalan komponen atau kesalahan manusia;

Untuk mempertahankan efektivitas barrier sehingga menghindari kerusakan pada fasilitas maupun pada barrier itu sendiri;

Untuk melindungi pekerja, publik dan lingkungan dari bahaya kondisi kecelakaan atau ketika barrier tidak bekerja secara efektif.

Produk fisi (*fission product*): nuklida stabil atau radioaktif yang dihasilkan oleh reaksi fisi inti uranium, plutonium, atau inti atom berat lain.

Program manajemen kecelakaan (*accident management programme*): rencana dan tindakan yang dilakukan operator dan tenaga teknis untuk menjamin bahwa personel yang diberi tanggung jawab untuk



mengelola kecelakaan telah benar-benar dipersiapkan untuk melaksanakan tindakan yang efektif di lapangan untuk mencegah atau membatasi konsekuensi kecelakaan parah.

proton (*proton*): penyusun inti atom, identik dengan inti atom hidrogen normal (1H). Proton mempunyai massa $1,67248 \times 10^{-24}$ g dan muatan listrik positif $4,8025 \times 10^{-10}$ satuan elektrostatik.

Quenching: proses pendinginan benda panas secara cepat. Dalam keselamatan reaktor, *quenching* terjadi pada saat air pendingin darurat menggenangi teras dan mendinginkan dengan cepat bahan bakar yang sudah kekurangan air pendingin menyusul kecelakaan kehilangan air pendingin.

Radiasi elektromagnetik (*electromagnetic radiation*): radiasi terdiri atas gelombang listrik dan magnet yang bergerak pada kecepatan cahaya. Contoh: gelombang radio, sinar gamma, sinar-X.

Radiasi pengion (*ionizing radiation*): radiasi elektromagnetik atau partikel yang mampu menghasilkan ion, langsung atau tidak langsung, dalam lintasannya menembus materi, misal sinar-X, sinar alfa, sinar beta, sinar gamma, proton, elektron, positron, dan partikel berat bermuatan.

Radioaktif (*radioactive*): mampu memancarkan secara spontan dan terus menerus radiasi partikel atau elektromagnetik.

Radioisotop (*radioisotope*): isotop tak stabil yang meluruh secara spontan dengan memancarkan radiasi.

Reaksi nuklir (*nuclear reaction*): reaksi yang terjadi dalam inti atom, misal fisi, fusi, penangkapan neutron, atau peluruhan radioaktif, berbeda dari reaksi kimia yang terbatas pada perubahan struktur elektron di sekitar inti.

Reaktor air ringan (*light water reactor*): reaktor nuklir dengan bahan moderator air ringan (H₂O) atau air biasa. Bahan moderator ini berfungsi pula sebagai pendingin yang mengambil panas reaksi fisi dari teras reaktor. Reaktor air dididih dan reaktor air tekan termasuk dalam jenis reaktor ini.

Reaktor nuklir (*nuclear reactor*): tempat reaksi fisi berantai dapat dimulai, dipertahankan, dan dikendalikan. Komponen terpentingnya ialah teras berbahan bakar fisil, moderator, reflektor, perisai, pendingin, dan pengendali.

Reaktor daya (*reactor, power*): reaktor yang digunakan terutama untuk tujuan penghasil daya, misal reaktor daya listrik, reaktor propulsi dan reaktor proses panas. (Lihat production reactor, research reactor)

Reaktor riset (*reactor, research*): (1) Reaktor yang dayanya digunakan untuk penelitian; (2) Reaktor yang dirancang khusus untuk menghasilkan neutron untuk eksperimen, pelatihan, uji bahan, dan produksi radioisotop.

Reaktor air didih (*boiling water reactor*) [*BWR*]: reaktor yang air pendingin teras reaktornya dibiarkan mendidih, air berfungsi sebagai pendingin dan moderator. Uap air yang terbentuk dapat langsung digunakan untuk menggerakkan turbin.

Reaktor air tekan (*pressurized water reactor*) [*PWR*]: reaktor daya yang menggunakan air sebagai medium pemindah panas dari teras ke alat penukar panas di bawah tekanan tinggi agar sistem primer dapat mencapai temperatur tinggi tanpa terjadi pendidihan.

Reaktor air-berat tekan (*pressurized heavy water reactor*) [*PHWR*]: Reaktor nuklir dengan moderator air-berat (D_2O). Sebagai pendingin yang mengambil panas dari reaksi fisi digunakan air (H_2O) bertekanan.

Reaktor integral (*reactor, integral*): reaktor dengan bejana reaktor yang berisi penukar panas antara pendingin primer dan pendingin sekunder sehingga tidak ada pipa sistem pendingin primer di luar bejana reaktor.

Reaktor kolam (*pool reactor*): reaktor dengan elemen bakar berada dalam kolam air yang berfungsi sebagai reflektor, moderator, perisai dan pendingin.

Reaktor uji bahan (*reactor, materials testing*) [*MTR*]: reaktor yang digunakan untuk uji bahan dan komponen reaktor selama dalam medan radiasi.

Reaksi rantai (*chain reaction*): reaksi yang dapat berlangsung ulang. Dalam reaksi rantai pembelahan, inti fisil menyerap neutron dan mengalami pembelahan sambil melepaskan neutron. Neutron yang terlepas ini dapat diserap oleh inti fisil lain dan menyebabkannya membelah sambil melepaskan lebih banyak neutron lagi. (Lihat criticality)



Reaksi rantai nuklir (*chain reaction, nuclear*): reaksi fisi nuklir berantai yang disebabkan oleh neutron yang dihasilkan dari reaksi fisi sebelumnya.

Reflektor (*reflector*): lapisan bahan selimut teras reaktor yang merefleksikan/memantulkan neutron ke dalam teras sehingga tidak lolos keluar teras.

Reflooding: pengisiulangan darurat tangki reaktor untuk mendinginkan teras pada saat kehilangan air pendingin.

Rewetting: kejadian saat permukaan panas terbasahi oleh fluida yang mendinginkannya karena temperatur permukaan panas tersebut telah turun.

Scram: (1) Penghentian reaktor nuklir secara mendadak, biasanya dilakukan dengan penyisipan batang pengaman. Kondisi darurat atau terjadinya penyimpangan dari operasi normal akan menyebabkan operator reaktor atau perlengkapan otomatis memancing reaktor. (2) Istilah lain untuk trip reaktor.

Shutdown: penghentian sementara atau selamanya kegiatan operasi fasilitas nuklir.

Sinar kosmik (*cosmic rays*): radiasi pengion (sebagian besar berupa inti atom, misal proton) berumur pendek, tetapi berenergi sangat tinggi yang berasal dari luar angkasa. Radiasi kosmik merupakan bagian dari radiasi latar. Terdapat sinar kosmik yang mempunyai energi lebih tinggi dari radiasi buatan.

Sistem keselamatan (*safety systems*): sistem yang disediakan untuk menjamin, kondisi apapun, penghentian reaktor secara aman dan pengambilan panas dari teras serta untuk memperkecil akibat kejadian operasional terantisipasi dan kondisi kecelakaan.

Sistem pendinginan teras darurat (*emergency core cooling system*) [ECCS]: sistem yang dilengkapi untuk pemindahan panas sisa dari reaktor karena kehilangan kemampuan pemindahan panas secara normal atau karena kecelakaan kehilangan pendinginan (LOCA).

Sistem proteksi (*protection system*): sistem yang meliputi alat mekanis dan elektrik, dari sensor hingga terminal penggerak, yang bekerja untuk memberikan sinyal sesuai dengan fungsi proteksi.

Siting/penentuan tapak: proses pemilihan tapak untuk pembangunan instalasi nuklir, proses ini meliputi tahap: konsep dan perencanaan, survai daerah, karakterisasi tapak, dan konfirmasi tapak.

Suku sumber radioaktif (*radioactive source term*): besaran yang menunjukkan jumlah, jenis dan komposisi zat radioaktif yang terlepas dari suatu sumber atau kegiatan tertentu.

Tabung berkas neutron (*neutron beam tube*): tabung yang digunakan untuk mengarahkan berkas neutron dari teras reaktor (riset) ke instrumen pengukuran tertentu, seperti difraktometer.

① **Difraktometer (*diffractometer*):** instrumen pengukur untuk menganalisis struktur materia berdasarkan pola hamburan yang terjadi ketika berkas radiasi atau partikel berinteraksi dengan material tersebut.

Tapak (*site*): area tempat instalasi nuklir, dengan batas tertentu dan di bawah pengendalian efektif dari organisasi pelaksana.

Teras (*core*): bagian utama reaktor nuklir yang berisi elemen bakar dan biasanya juga moderator, selain reflektor.

Ukuran kritis (*critical size*): dimensi fisik minimum teras reaktor atau perangkat yang dapat membuat kekritisan untuk suatu susunan geometri dan komposisi bahan tertentu.

Umur paro (*half-life*): waktu yang diperlukan bahan radioaktif meluruh menjadi separuh jumlah awalnya.

Veda-Vodyanoi Energetichesky Reaktor (VVER): reaktor air tekan yang dirancang oleh Rusia.

Zirkaloi (*zircalo*): nama dagang logam paduan yang mengandung zirkonium sebagai komponen utamanya, digunakan untuk membuat kelongsong dan bahan struktur bahan bakar atau perangkat bahan bakar.



DAFTAR SINGKATAN

ADS	: <i>Automatic depressurization system</i>
ATWS	: <i>Anticipated transient without scram</i>
AOO	: <i>Anticipated operational occurrences</i>
BAPETEN	: Badan Pengawas Tenaga Nuklir
BATAN	: Badan Tenaga Nuklir Nasional
BDBA	: <i>Beyond design basis accident</i>
BRIN	: Badan Riset dan Inovasi Nasional
BWR	: <i>Boiling water reactor</i>
CCFL	: <i>Counter current flow limitation</i>
CDA	: <i>Core disruptive accident</i>
CDF	: <i>Core damage frequency</i>
CHF	: <i>Critical heat flux</i>
CHFG	: <i>Critical heat flux in gap</i>
CMA	: <i>Core melt accident</i>
CMT	: <i>Core make-up tank</i>
CVCS	: <i>Chemical and volume control system</i>
DBA	: <i>Design basis accident</i>

DCH	: <i>Direct containment heating</i>
DEC	: <i>Design extension condition</i>
DEGB	: <i>Double ended guillotine break</i>
DNB	: <i>Departure from nucleate boiling</i>
DVI	: <i>Direct vessel injection</i>
ECSS	: <i>Emergency core cooling system</i>
EOP	: <i>Emergency operating procedures</i>
EPR	: <i>European Pressurized Reactor</i>
ERVC	: <i>External reactor vessel cooling</i>
ESF	: <i>Engineered safety feature</i>
HPIS	: <i>High pressure injection system</i>
HPME	: <i>High pressure melt ejection</i>
IAEA	: <i>International Atomic Energy Agency</i>
IC	: <i>Isolation condenser</i>
IET	: <i>Integral effect test</i>
IRWST	: <i>In-containment refuelling water storage tank</i>
IVR	: <i>In-vessel retention</i>
LB-LOCA	: <i>Large break LOCA</i>
LOCA	: <i>Loss-of-coolant accident</i>
LPIS	: <i>Low pressure injection system</i>
MB-LOCA	: <i>Medium break LOCA</i>
MCCI	: <i>Molten core concrete interaction</i>
MFCI	: <i>Molten fuel coolant interaction</i>
MTR	: <i>Material testing reactor</i>
NEA	: <i>Nuclear Energy Agency</i>
ONB	: <i>Onset of nucleate boiling</i>
PDHR	: <i>Passive decay heat removal</i>
PLTN	: <i>Pembangkit listrik tenaga nuklir</i>
PIE	: <i>Postulated initiating event</i>
PIRT	: <i>Phenomena Identification and Ranking Table</i>
PORV	: <i>Pilot operated relief valve</i>



PRHR	: <i>Passive residual heat removal</i>
PRHR-HX	: <i>Passive residual heat removal heat exchanger</i>
PP	: Peraturan Pemerintah
PPTKR	: Pusat Penelitian Teknologi Keselamatan Reaktor
PSA	: <i>Probabilistic safety assessment</i>
PTKRN	: Pusat Teknologi dan Keselamatan Reaktor Nuklir
PWR	: <i>Pressurized water reactor</i>
RCIC	: <i>Reactor core isolation cooling</i>
RSG-GAS	: Reaktor Serba Guna-G.A. Siwabessy
SAM	: <i>Severe accident management</i>
SB-LOCA	: <i>Small break LOCA</i>
SBO	: <i>Station black out</i>
	: <i>Sustainable Development Goals</i>
SET	: <i>Separated effect test</i>
SIS	: <i>Safety injection system</i>
TMI-2	: <i>Three Mile Island unit 2</i>
TRIGA	: <i>Training, Research, and Isotope production by General Atomic</i>
UNSCEAR	: United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation
USNRC	: United States Nuclear Regulatory Commission
UU	: Undang-undang
UUTR	: Untai Uji Termohidraulika Reaktor





Buku ini tidak diperjualbelikan.

DAFTAR SIMBOL

- A : Aktivitas radioaktif (becquerel)
N : Jumlah radionuklida
q : Fluks panas (W/m^2 , kW/m^2)
 ΔT : Beda temperatur ($^{\circ}\text{C}$, K)
 T_w : Temperatur dinding pemanas ($^{\circ}\text{C}$, K)
 T_{sat} : Temperatur saturasi ($^{\circ}\text{C}$, K)
 ΔT_{sh} : Temperatur superheat ($^{\circ}\text{C}$, K)
 $T_{\frac{1}{2}}$: Umur paro (detik)

Buku ini tidak diperjualbelikan.





Buku ini tidak diperjualbelikan.

INDEKS

- ADS, 81, 116, 144, 197
Akumulator, 29, 43, 80, 81, 82, 84,
87, 89, 101, 102, 144, 186
ATWS, 121, 123, 197
- Barier ganda, 14, 23, 24, 25, 29, 184
203
- Batang kendali, 8, 9, 28, 44, 48, 49,
50, 84, 120, 183, 184, 185
BETA, 96, 101, 106, 111
BWR, 9, 10, 47, 54, 55, 72, 100, 122,
145, 156, 180, 194, 197
- CCFL, 84, 88, 99, 138, 139, 141,
169, 197
Chernobyl, 3, 15, 22, 27, 41, 47, 49,
51, 52, 54, 64, 65, 68, 69, 125,
155, 156, 159, 163, 164, 165, 173,
175, 177, 181
CHF, 75, 76, 139, 141, 147, 148,
149, 150, 169, 180, 187, 197, 203
- DBA, 5, 27, 32, 33, 72, 189, 197
DCH, 126, 144, 145, 198
Dekomisioning, 17, 30, 68, 70, 185
Dekontaminasi, 47 66, 67, 68, 70,
185
Deterministik, 31, 32, 153, 184
- ECCS, 13, 29, 43, 77, 79, 80, 81, 84,
85, 86, 89, 91, 93, 94, 102, 104,
105, 106, 112, 113, 116, 117, 121,
124, 147, 169, 186, 195, 198
ERVC, 147, 148, 149, 150, 198
- Fisi, 7, 8, 12, 13, 18, 23, 24, 29, 31,
35, 48, 50, 52, 58, 65, 85, 124,
143, 184, 186, 187, 189, 190, 191,
192, 193, 194, 195
Fukushima Dai-ichi, 3, 15, 22, 27,
41, 54, 55, 56, 60, 64, 65, 66, 67,
69, 70, 122, 146, 153, 155, 156,
167, 168



- HPIS, 43, 44, 45, 80, 82, 84, 102,
116, 122, 198
HPME, 125, 144, 198
- IET, 92, 97, 98, 101, 105, 116, 198
IRWST, 29, 81, 116, 198
IVR, 136, 144, 145, 147, 148, 149,
150, 151, 198
- Kecelakaan dasar desain, 5, 6, 24,
27, 28, 32, 69, 72, 79, 100, 116,
117, 119, 121, 156, 189
Kecelakaan parah, 5, 6, 14, 15, 16,
19, 20, 21, 24, 27, 33, 41, 46, 49,
50, 52, 64, 68, 69, 72, 78, 116,
117, 119, 120, 121, 122, 123, 124,
127, 141, 143, 144, 145, 146, 147,
149, 150, 152, 153, 156, 161, 178,
190, 193, 208
- Konsep pertahanan berlapis, 5, 13,
14, 15, 17, 20, 21, 22, 24, 25, 64,
143
- Ledakan uap, 51, 52, 69, 121, 125,
126, 127, 128, 130, 131, 133, 134,
135, 136, 145, 159, 160
- LOCA, 19, 29, 30, 72, 76, 77, 78, 79,
80, 81, 82, 83, 86, 87, 88, 89, 90,
91, 92, 93, 97, 98, 99, 100, 101,
103, 104, 105, 111, 112, 114, 115,
116, 117, 118, 121, 122, 123, 125,
126, 138, 149, 161, 162, 165, 166,
169, 170, 171, 174, 175, 176, 177,
178, 179, 182, 195, 198, 199
- LPIS, 43, 80, 84, 85, 87, 89, 102,
116, 144, 198
- Manajemen kecelakaan, 15, 16, 20,
24, 116, 117, 119, 143, 144, 146,
147, 156, 178, 190, 192
- MCCI, 126, 198
MFCI, 124, 126, 198
- Neutron, 7, 8, 9, 13, 18, 28, 35, 36,
37, 50, 112, 113, 115, 183, 184,
186, 187, 188, 190, 191, 193, 194,
195, 196
- Panas peluruhan, 8, 12, 56, 62, 63,
78, 101, 113, 118, 190, 191
- Pengungkung, 14, 19, 20, 23, 24,
30, 31, 49, 54, 57, 58, 59, 60, 61,
62, 69, 85, 91, 111, 116, 118, 123,
125, 126, 142, 143, 145, 146, 178,
192
- PLTN, 2, 3, 4, 5, 6, 9, 10, 11, 15, 18,
19, 22, 25, 27, 29, 30, 40, 41, 42,
44, 47, 48, 49, 52, 54, 55, 56, 60,
64, 66, 67, 68, 69, 70, 71, 72, 76,
77, 78, 92, 93, 94, 95, 97, 101,
102, 112, 118, 119, 121, 122, 123,
124, 125, 127, 142, 143, 144, 146,
150, 151, 153, 155, 156, 157, 158,
160, 162, 169, 178, 191, 198
- Pressurizer*, 9, 42, 43, 44, 45, 78, 87,
93, 101, 104, 117, 143, 162, 169,
172
- PRHR, 81, 116, 199
- Probabilistik, 31, 32, 144, 153, 178,
184
- PWR, 5, 9, 10, 23, 28, 29, 30, 42, 72,
76, 77, 78, 79, 80, 81, 82, 83, 86,
90, 91, 93, 94, 95, 96, 97, 99, 100,



- 102, 104, 105, 106, 116, 118, 121, 122, 123, 124, 127, 135, 143, 144, 145, 151, 156, 160, 161, 164, 165, 167, 171, 172, 173, 176, 177, 178, 180, 182, 194, 199
- Quenching*, 85, 86, 97, 105, 106, 109, 110, 139, 141, 168, 169, 193
- Radiasi, 1, 2, 5, 7, 11, 18, 20, 21, 31, 34, 35, 36, 37, 38, 39, 40, 45, 52, 53, 57, 58, 59, 60, 61, 65, 66, 76, 174, 182, 183, 185, 186, 187, 189, 191, 192, 193, 194, 195, 196
- Radioaktif, 2, 4, 7, 8, 11, 12, 13, 14, 15, 16, 19, 20, 21, 23, 24, 25, 27, 29, 30, 34, 35, 36, 37, 39, 45, 52, 53, 54, 57, 58, 60, 65, 66, 68, 69, 70, 126, 141, 142, 143, 150, 151, 183, 185, 186, 187, 188, 190, 191, 192, 193, 196, 201
- Radionuklida, 2, 35, 36, 37, 39, 65, 112, 161, 184, 187, 191, 201
- RBMK, 47, 48, 49, 69, 100
- Reaksi inti berantai, 7, 8, 9, 11, 12, 13, 20, 28, 50, 64
- Reaktor daya, 5, 32, 49, 112, 174, 178, 185, 194
- Reaktor riset, 5, 31, 112, 194
- RELAP5, 33, 34, 100, 102, 104, 112, 113, 159, 161, 162, 166, 168, 175, 177, 179, 180, 182
- Rewetting*, 85, 106, 109, 111, 139, 141, 142, 195
- SBO, 56, 118, 122, 123, 143, 151, 170, 199
- SDGs, 1, 2, 199
- SET, 92, 97, 98, 106, 116, 199
- Sistem pendingin darurat, 13, 57
- Teras, 8, 9, 11, 12, 13, 14, 15, 18, 19, 20, 27, 28, 29, 31, 41, 43, 45, 46, 47, 48, 49, 50, 52, 56, 57, 61, 68, 69, 70, 72, 77, 78, 79, 81, 84, 85, 88, 89, 90, 91, 93, 95, 99, 100, 105, 113, 116, 119, 120, 122, 123, 124, 125, 126, 127, 136, 137, 143, 144, 147, 151, 152, 153, 156, 160, 185, 187, 190, 192, 193, 194, 195, 196
- TMI-2, 27, 42, 43, 44, 46, 47, 64, 68, 69, 72, 78, 101, 116, 119, 137, 156, 171, 174, 181, 199
- Umur paro, 36, 37, 65, 196, 201
- Uranium, 7, 8, 186, 192
- UUTR, 93, 94, 95, 96, 101, 102, 103, 111, 161, 162, 175, 180, 181, 199



Buku ini tidak diperjualbelikan.

TENTANG PENULIS



Anhar Riza Antariksawan

lahir di Semarang 6 November 1962. Sejak Sekolah Dasar hingga Sekolah Menengah Atas diselesaikan di Semarang. Kemudian, melanjutkan pendidikan Strata 1 di Jurusan Teknik Nuklir Fakultas Teknik Universitas Gadjah Mada pada 1981 dan memperoleh gelar Insinyur pada tahun 1986. Sejak tahun itu pula menjadi Calon Pegawai Negeri Sipil di Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN). Melanjutkan pendidikan Strata 2 dan Strata 3 di Prancis sejak tahun 1987. Gelar DEA dan Doktor diperoleh dari Ecole National Supérieure de Physique de Grenoble (ENSPG), Institut National Polytechniques de Grenoble (INPG) pada tahun 1993 dengan bidang kompetensi termohidraulika. Setelah menyelesaikan program doktoral, kembali ke BATAN bekerja di Pusat Penelitian Teknologi dan Keselamatan Reaktor (PPTKR) BATAN yang sekarang bernama Pusat Teknologi dan Keselamatan Reaktor Nuklir (PTKRN). Menggeluti riset di bidang keselamatan reaktor, khususnya analisis kecelakaan reaktor baik secara eksperimental maupun simulasi numerik. Pernah menerima dua kali pendanaan riset kompetitif dari

Buku ini tidak diperjualbelikan.



Kementrian Riset dan Teknologi melalui program Riset Unggulan Terpadu ke III (1995–1998) dan ke VIII (2001–2003). Menjalani pertukaran peneliti (*research exchange*) dan *post doctoral* di JAERI pada tahun 1998 dan 2000 dalam bidang kecelakaan parah. Dalam jabatan struktural, pernah menduduki jabatan Kepala Pusat Teknologi Reaktor dan Keselamatan Nuklir, Deputi Kepala BATAN Bidang Penelitian Dasar dan Terapan, Deputi Kepala BATAN Bidang Pendayagunaan Teknologi Nuklir, serta yang terakhir sebagai Kepala BATAN. Dalam kegiatan profesional lainnya, berpengalaman sebagai editor buletin Sigma Epsilon, editor Majalah BATAN dan Atom Indonesia, serta menjadi *reviewer* di jurnal nasional dan internasional. Pengalaman lain, mengikuti berbagai kegiatan di tingkat internasional dan regional, juga berbagai kegiatan di International Atomic Energy Agency (IAEA), Association of South East Asian Nations (ASEAN) di bidang energi, Regional Cooperative Agreement (RCA), dan Forum for Nuclear Cooperation in Asia (FNCA). Saat ini bekerja sebagai peneliti di Organisasi Riset Tenaga Nuklir (ORTN), Badan Riset dan Inovasi Nasional (BRIN).



Mulya Juarsa

lahir di Kota Bogor pada tanggal 8 September 1969. Anak sulung dari 5 bersaudara pasangan (alm.) M. Hartono, D.S. dan Titi Rukmawati. Menempuh pendidikan formal dari SD hingga SMA di Kota Bogor. Melanjutkan jenjang pendidikan sarjana dalam bidang Fisika Energi di Jurusan Fisika FMIPA Universitas Padjdjaran Bandung, lulus tahun 1996 dengan beasiswa DIKTI Kemedikbud.

Mulai berkarir sebagai peneliti pada bidang Pengkajian Keselamatan Reaktor di kantor BATAN Pusat sejak tahun 1997 hingga 1999, kemudian berpindah pada bidang Litbang Teknologi Keselamatan Reaktor Nuklir di BATAN Kawasan PUSPIPTEK Tangerang Selatan. Selama bekerja di BATAN, berkesempatan memperoleh dua beasiswa. Beasiswa STAID-BPPT tahun 2000 untuk menempuh studi magister pada bidang *Heat Transport* di *Department of Fundamental Energy Science, Graduate School of Energy Science, Kyoto University, Jepang* dan lulus tahun 2003. Kemudian, beasiswa BATAN untuk menempuh studi doktoral pada bidang Konversi



Energi di Departemen Teknik Mesin, Fakultas Teknik Universitas Indonesia, Depok dan lulus pada tahun 2014. Bidang penelitian yang digeluti adalah Termohidrolika Eksperimental dengan dasar keilmuan perpindahan panas, dinamika fluida, dan proses pendidihan dalam kepakaran Teknologi Keselamatan Reaktor Nuklir. Saat ini bekerja sebagai peneliti di Organisasi Riset Tenaga Nuklir (ORTN), Badan Riset dan Inovasi Nasional (BRIN). Selama menjadi peneliti di PTKRN-BATAN, penulis telah memperoleh beberapa hibah penelitian, yaitu Program Insentif Riset Dasar KNRT TA. 2007–2009, dilanjutkan hibah DIKTI yaitu Hibah Bersaing Nasional tahun 2011, Hibah Strategis Nasional tahun 2014, kemudian di tahun 2017 memperoleh hibah internasional dari International Atomic Energy Agency dalam *Coordinated Research Program* (CRP) untuk tahun 2017–2019, terakhir memperoleh hibah Program Insinas Pratama Kemitraan Kemenristekdikti tahun 2017–2019. Menulis karya tulis ilmiah hasil penelitian pada media ilmiah pusat, nasional akreditasi, seminar nasional dan konferensi internasional, serta jurnal internasional bereputasi. Pernah memperoleh *Best Paper Award* Atom Indonesia tahun 2010 juara pertama, 2013 juara keempat, dan tahun 2016 juara keempat. Serta terlibat dalam beberapa kegiatan proyek di BATAN. Penulis juga aktif membimbing tugas akhir mahasiswa dan mengajar pada Perguruan Tinggi Swasta.





Buku ini tidak diperjualbelikan.

KESELAMATAN REAKTOR NUKLIR: KECELAKAAN DASAR DESAIN DAN KECELAKAAN PARAH

Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN) telah memberikan kontribusi yang signifikan pada pembangkitan energi dunia. Meskipun demikian, pertanyaan tentang keselamatan PLTN masih menjadi perdebatan. Tiga kecelakaan terburuk pada PLTN komersial yang terjadi dalam sejarah dunia, yaitu kecelakaan PLTN Three Mile Island unit 2 di Amerika Serikat, PLTN Chernobyl unit 4 di Ukraina, dan PLTN Fukushima Dai-ichi unit 1–4 di Jepang, menjadi salah satu subjek debat tentang keselamatan reaktor nuklir. Di sisi lain, ketiga kecelakaan tersebut juga menjadi dasar dari perbaikan keselamatan PLTN. Kecelakaan-kecelakaan tersebut telah mendorong dilakukannya banyak penelitian dalam rangka melakukan perbaikan dan mengevaluasi standar keselamatan PLTN.

Buku ini menjelaskan apa yang terjadi pada ketiga kecelakaan tersebut dan upaya perbaikan melalui riset yang dilakukan serta hasil-hasilnya, terutama yang dilakukan oleh penulis. Pembahasan berfokus pada kecelakaan dasar desain dan kecelakaan parah seperti yang terjadi pada ketiga reaktor nuklir di atas. Lingkup pembahasan buku ini adalah kecelakaan pada reaktor berbasis air ringan, khususnya pada reaktor air bertekanan (pressurized water reactor, PWR). Dari aspek keilmuan, buku ini membahas kecelakaan reaktor nuklir dari sisi keilmuan termohidraulika.

Buku ini sangat tepat dibaca bagi mahasiswa, dosen, peneliti, praktisi, serta masyarakat pemerhati nuklir. Buku ini diharapkan dapat memberikan pengetahuan tentang keselamatan reaktor nuklir dengan contoh kecelakaan PLTN dan hasil-hasil riset terkait kecelakaan PLTN.



Diterbitkan oleh:
Penerbit BRIN, anggota Ikapi
Direktorat Repositori, Multimedia, dan Penerbitan Ilmiah
Gedung B.J. Habibie, Jln. M.H. Thamrin No. 8,
Kb. Sirih, Kec. Menteng, Kota Jakarta Pusat,
Daerah Khusus Ibukota Jakarta 10340
E-mail: penerbit@brin.go.id
Website: penerbit.brin.go.id

DOI: 10.55981/brin.572



e-ISBN 978-623-8052-52-3



9 786238 105252 3

Buku ini tidak diperjualbelikan.