

**ANALISIS KECELAKAAN NUKLIR REAKTOR THREE MILE ISLAND  
DENGAN APLIKASI PCTRAN 2LOOP PWR SIMULATOR DAN  
SKENARIO MEMINIMALISIR DAMPAKNYA**

**SKRIPSI**

Diajukan kepada Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam

Universitas Negeri Yogyakarta

untuk Memenuhi Sebagai Persyaratan Guna Memperoleh Gelar Sarjana Sains



**Oleh:**

**WURI NURMA'RIFAH**

**15306141055**

**PROGRAM STUDI FISIKA  
FAKULTAS MATEMATIKA DAN ILMU PENGETAHUAN ALAM  
UNIVERSITAS NEGERI YOGYAKARTA**

**2019**

# **Analisis Kecelakaan Nuklir Reaktor Three Mile Island dengan Aplikasi PCTRAN 2LOOP PWR Simulator dan Skenario Meminimalisir Dampaknya**

Oleh

Wuri Nurma'rifah

15306141055

## **ABSTRAK**

Skripsi ini bertujuan untuk melakukan simulasi kecelakaan reaktor nuklir Three Mile Island yang terjadi pada tanggal 28 Maret 1979 dengan menggunakan aplikasi PCTRAN 2LOOP PWR. Simulasi ini disertai dengan perbandingan hasil simulasi berdasarkan literatur dan penanganan sekaligus pencegahan kecelakaan agar dampak yang diakibatkan dari kecelakaan tidak begitu besar.

Metode dari penelitian ini adalah dengan mengumpulkan data sekuens dari kecelakaan, lalu berdasarkan data tersebut disimulasikan dengan menggunakan aplikasi PCTRAN 2LOOP PWR. Setelah proses simulasi selesai, dilakukan proses perbandingan hasil antara simulasi dengan PCTRAN 2LOOP PWR dengan literatur. Saat hasil perbandingan tersebut sesuai, dilakukan analisa penanganan kecelakaan yang dapat dilakukan di aplikasi tersebut. Penelitian ini dilakukan di Universitas Negeri Yogyakarta dengan menggunakan perangkat keras laptop dan perangkat lunak PCTRAN 2LOOP PWR untuk proses simulasi, Ms. Off. Excell untuk penyimpanan data simulasi dan Ms. Off. Word untuk penulisan penelitian.

Berdasarkan hasil penelitian, simulasi dapat dilakukan dan penanganan kecelakaan dilakukan dengan prinsip Pertahanan Berlapis yang dibagi menjadi dua sistem yaitu penanganan kecelakaan dengan menggunakan sistem *Emergency Core Cooling System* atau ECCS dan pencegahan yang menggunakan hukum Boyle, Charles dan Gay Lussac. Prinsip-prinsip tersebut diterjemahkan kedalam aplikasi dengan melakukan pengaktifan saluran pompa HPI 100% dan 50%, dan pembesaran ukuran volume RCS menjadi 220m<sup>3</sup> berdasarkan hasil studi parameter. Penelitian ini masih harus dikembangkan terutama dalam masalah penanganan kecelakaan.

**Kata Kunci** : Kecelakaan nuklir Three Mile Island, Penanganan dan Pencegahan kecelakaan, PCTRAN 2LOOP PWR

**Accident Analysis of Three Mile Island Nuclear Reactor with PCTRAN 2LOOP  
Application PWR Simulator and Impact Scenarios Minimize**

By

Wuri Nurma'rifah

15306141055

**ABSTRACT**

This thesis aims to simulate the accident of the Three Mile Island nuclear reactor that occurred on March 28, 1979 using the PCTRAN 2LOOP PWR application. This simulation proves by considering the results of simulations in the literature and handling while preventing accidents resulting from accidents is not so large.

The method of this research is to collect sequential data from the accident, then through this data it is denied using the PCTRAN 2LOOP PWR application. After the simulation process is finished, the simulation process the results between the simulation with PCTRAN 2LOOP PWR with literature. When the results are agreed accordingly, an analysis can be performed on the application. This research was conducted at Yogyakarta State University by using laptop and PCTRAN 2LOOP PWR software for the simulation process, Ms. Off Excellent for storing simulation data and Ms. Off Word to start the research.

Based on the results of the study, simulations can be carried out and accident management is carried out with the Layered Defense principle which is divided into two systems namely accident handling using the Emergency Core Cooling System or ECCS and prevention using Boyle, Charles and Gay Lussac laws. These principles are transformed into applications by activating 100% and 50% HPI pump lines, and enlarging the RCS volume size to 220m<sup>3</sup> based on the results of parameter studies. This research still needs to be developed.

**Keywords:** Three Mile Mine Accident, Accident Management and Prevention, PCTRAN 2LOOP PWR

## SURAT PERNYATAAN KEASLIAN

Saya yang bertanda tangan di bawah ini :

Nama : Wuri Nurma'rifah

NIM : 15306141055

Prodi : Fisika

Fakultas : Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam

Judul Skripsi : Analisis Kecelakaan Nuklir Reaktor Three Mile Island dengan Aplikasi PCTTRAN 2LOOP PWR Simulator dan Skenario Meminimalisir Dampaknya

Menyatakan bahwa karya ilmiah ini adalah hasil pekerjaan saya dan sepanjang pengetahuan saya, tidak berisi materi yang telah di publikasikan atau ditulis orang lain atau telah di gunakan sebagai persyaratan penyelesaian studi di Perguruan Tinggi kecuali pada bagian-bagian tertentu yang saya ambil sebagai acuan. Apabila ternyata terbukti pernyataan ini tidak benar, maka sepenuhnya menjadi tanggung jawab saya, dan saya bersedia menerima sanksi sesuai peraturan yang berlaku.

Yogyakarta,

Yang Menyatakan



Wuri Nurma'rifah

NIM 15306141055

**HALAMAN PERSETUJUAN**

Tugas Akhir Skripsi dengan Judul

**ANALISIS KECELAKAAN NUKLIR REAKTOR THREE MILE ISLAND  
DENGAN APLIKASI PCTRN 2LOOP PWR SIMULATOR DAN SKENARIO  
MEMINIMALISIR DAMPAKNYA**

Disusun Oleh :

Wuri Nurma'rifah


15306141055

Telah memenuhi syarat dan disetujui oleh Dosen Pembimbing untuk dilaksanakan  
Ujian Tugas Akhir Skripsi bagi yang bersangkutan.


Yogyakarta, 9 Juli 2019

Menyetujui

Kepala Prodi

  
Nur Kadarisman, M.Si  
NIP. 196402051991011001

Pembimbing

  
Dr. Eng. Rida Siti Nuraini Mahmudah  
NIP. 198408182014042001



**HALAMAN PENGESAHAN**

Tugas Akhir Skripsi

**ANALISIS KECELAKAAN NUKLIR REAKTOR THREE MILE ISLAND  
DENGAN APLIKASI PCTRAN 2LOOP PWR SIMULATOR DAN SKENARIO  
MEMINIMALISIR DAMPAKNYA**

Disusun Oleh :

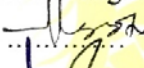

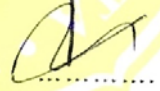
Wuri Nurma'rifah

15306141055

Telah dipertahankan di depan Tim Penguji Tugas Akhir Skripsi Program Studi Fisika  
Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam Universitas Negeri Yogyakarta

Pada tanggal 17 Juli 2019.

**DEWAN PENGUJI**

Nama/Jabatan	Tanda Tangan	Tanggal
1. Dr. Eng Rida Siti Nuraini Mahmudah Ketua Penguji/Pembimbing		13/8-2019
2. Dr. Restu Widiyatmono, M.Si. Penguji		1/8-2019
3. Wipsar Sunu Brams Dwandaru, S.Si., M.Sc., Ph.D. Sekretaris		12/8-2019

Yogyakarta, 13/8/19

Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam

Dekan,



Dr. Hartono, M.Si.

NIP. 196203291987021002

## MOTTO

*“Skripsi itu seperti menikah. Disegerakan namun bukan terburu-buru. Jika diselesaikan hanya karena iri melihat orang lain sudah sidang, bisa jadi skripsimu bukan karya tulis terbaikmu selama kuliah”*

## **HALAMAN PERSEMBAHAN**

Alhamdulillah, selesai sudah perjuangan selama 4 tahun belakang. Satu bendel skripsi ini adalah simbol bahwa selama kuliah aku tak hanya datang, membuat pertemanan, lalu pulang.

### ***Wuri Nurma'rifah***

Yang tak lain dan tak bukan adalah diriku sendiri. Terimakasih sudah berjuang sejauh ini. Terimakasih sudah berlelah-lelah. Walau dirasa skripsi ini bukan hal yang besar, hal yang hebat sehingga mampu membuat orang lain terpana membacanya, namun yakinlah. Bahwa sedikit ilmu yang kau torehkan akan menjadi amal jariyah. Terimakasih, diriku.

### ***Ibuku, Kastimah dan Bapak, Priyono***

Tiada gelar, tiada mengenal skripsi. Namun kalian begitu gigih menyemangatiku, menjadi bayang-bayang terjelas yang membuatku bertekad untuk menyelesaikannya. Yang selalu menanyakan perkembangan perjuanganku, apa kesulitanku, walau mungkin kalian tidak mengerti apa yang aku kerjakan. Namun kalian sungguh dua orang yang ingin aku beri bukti, bahwa anak kalian bisa menyelesaikan tugas yang dirasa berat. Entah kalian bangga atau tidak, tapi yang pasti tujuan kedua setelah beribadah pada Allah adalah agar kalian dapat mendengar kabar yang membuat kalian bahagia “Bu, Pak, ini lagi skripsian. Semester 9 In Syaa Allah ga usah bayar semesteran”. I love you 3000, Mom and Dad. Baarokallahu lakuma.

### ***Teteh, Anisa Munfaatun dan Mas, Tutut Rozichin Hadi Pusoko***

Terimakasih, terimakasih banyak telah membantu mengarahkan dan membimbing adikmu. Maaf jika adikmu merepotkan kalian dengan banyak bertanya. Dan maaf, adikmu banyak nakalnya

***Dosen Pembimbing Skripsi, Ibu Rida Siti Nuraini Mahmudah***

Senang sekali rasanya bisa lebih dekat dengan beliau. Orang tua kedua di perantauan, yang segala tingkah laku dan perkataan beliau menjadi panutan, kehadirannya sangat aku nantikan (walaupun aku tak punya bahan pembicaraan), kata semangat dari beliau sangat membuat aku terpacu untuk melemburkan diri, kalimat “sebentar lagi kan?” dari beliau sangat terngiang di telinga. Terimakasih ibu, maafkan jika selama penggarapan skripsi ini sangat merepotkan, sampai kadang ibu membalas pesan pada larut malam hingga dini hari. Semoga barokah selalu Allah berikan pada Ibu dan keluarga.

***Teman-teman***

Teman kelas, asrama, organisasi. Yang selalu menyemangati, menemani nyekripsi, menanyakan kabar. Terimakasih, kalian sangat berarti bagiku, mengajarkanku kedewasaan dan mengenalkan dunia baru.

## KATA PENGANTAR

Puji syukur saya panjatkan kepada Allah SWT atas berkah dan rahmat-Nya sehingga penyusunan tugas akhir skripsi yang berjudul “**Analisis Kecelakaan Nuklir Reaktor Three Mile Island dengan Aplikasi PCTRAN 2LOOP PWR Simulator dan Skenario Meminimalisir Dampaknya**” dapat diselesaikan dengan baik. Sholawat serta salam semoga senantiasa tercurahkan kepada junjungan baginda Rasulullah SAW beserta keluarga, sahabat, serta umatnya hingga akhir zaman.

Dalam penelitian dan tugas akhir skripsi ini tidak lepas dari dukungan, bimbingan, serta arahan dari berbagai pihak. Oleh karena itu, pada kesempatan ini penulis ingin menyampaikan ucapan terimakasih sebesar-besarnya kepada:

1. Bapak Dr. Hartono, selaku Dekan Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam Universitas Negeri Yogyakarta beserta jajarannya.
2. Bapak Yusman Wiyatmo, M.Si., selaku Ketua Jurusan Pendidikan Fisika FMIPA UNY yang telah memberikan izin dalam pelaksanaan penelitian.
3. Bapak Nur Kadarisman, M.Si., selaku Ketua Program Studi Fisika FMIPA UNY yang telah memberikan izin dalam pelaksanaan penelitian.
4. Ibu Dr. Eng. Rida Siti Nuraini Mahmudah, selaku Dosen Pembimbing yang telah membimbing, memberikan arahan, saran, dan dukungan sehingga skripsi ini mampu diselesaikan dengan baik.
5. Bapak Wipsar Sunu Brams Dwandaru, S.Si.,M.Sc., Ph.D., selaku Penasehat Akademik yang telah memberikan izin dan memberikan bimbingan serta arahan dalam pelaksanaan perkuliahan dan tugas akhir skripsi.
6. Semua Dosen Jurusan Pendidikan Fisika FMIPA UNY yang telah memberikan pengajaran dan ilmu yang bermanfaat.
7. Teman-teman kelas Fisika E 2015 yang telah menemani selama berproses di tanah perantauan.
8. Teman-teman Pejuang Cumlaude (Riski, Salamah, dan Kendis) yang selalu meluangkan waktu dan hatinya untuk bermain dan berjuang bersama.

9. Hernisa, Cory dan Gita yang telah menjadi teman serumah selama setahun sekaligus teman bermain, belajar dan makan bersama.
10. Teman-teman Bom Nuklir Squad (Mba Nanda, Mas Naza, Nurul, Hana dan Ratna) yang telah menemani selama belajar Nuklir dan penyusunan skripsi.
11. Teman-teman asrama Rumah Qur'an Jogja (Afifah, Isnaini, Lilies dan lainnya) yang telah memberikan dukungan dan tempat mencurahkan segala isi hati selama di asrama.
12. Teman-teman HIMAFI 2017 terutama teman-teman di pengurus inti (Adikku Monita, Mas Broto, Merlis, Mas Endras, dan Febri) yang telah memberikan pengalaman berorganisasi yang sangat tak dapat terlupakan.
13. Teman-teman BEM FMIPA UNY 2018 terutama teman-teman Departemen Penalaran (Adikku Atika, Dhiar, Yusti, Tere, Mas Aji dan Mas Endar) yang telah menjadi partner bekerja, sahabat sekaligus keluarga selama di BEM.
14. Semua pihak yang telah membantu dan mendukung baik secara langsung dan tidak langsung yang tidak mampu disebutkan satu-persatu.

Penulis menyadari masih banyak kekurangan dalam penyusunan naskah tugas akhir ini. Oleh karena itu, penulis mengharapkan kritik dan saran yang bersifat membangun dari semua pihak untuk penulisan yang lebih baik. Semoga naskah skripsi ini dapat bermanfaat bagi penulis pada khususnya dan bagi pembaca pada umumnya.

Yogyakarta, 17 Juli 2019

Yang menyatakan

Wuri Nurma'rifah

NIM. 15306141055

## DAFTAR ISI

	Halaman
HALAMAN SAMBUT.....	i
ABSTRAK.....	ii
SURAT PERNYATAAN KEASLIAN .....	<b>Error! Bookmark not defined.</b>
HALAMAN PERSETUJUAN.....	iv
LEMBAR PENGESAHAN .....	<b>Error! Bookmark not defined.</b>
MOTTO .....	viii
HALAMAN PERSEMBAHAN .....	ix
KATA PENGANTAR .....	xi
DAFTAR TABEL.....	xvii
BAB I.....	1
A. Latar belakang.....	1
B. Identifikasi masalah .....	4
C. Batasan masalah.....	5
D. Rumusan masalah .....	5
E. Tujuan penelitian .....	6
F. Manfaat penelitian .....	6
BAB II.....	8
A. Reaksi fisi.....	8
B. Reaksi Fisi Berantai .....	10
C. Reaktor nuklir .....	11
D. Sistem Keselamatan Reaktor Nuklir.....	14
E. Reaktor Three Mile Island .....	19
F. PCTRAN 2LOOP PWR Simulator .....	24
BAB III .....	32
A. Waktu dan Tempat Penelitian .....	32
B. Variabel Penelitian.....	32
C. Alat dan Bahan.....	32

D. Metode dan teknik penelitian.....	33
E. Diagram Alur Penelitian .....	41
BAB IV .....	42
A. <i>Running test</i> PCTRAN 2LOOP PWR.....	42
B. Hasil Simulasi Kecelakaan.....	54
C. Perbandingan Hasil Simulasi PCTRAN 2LOOP PWR dan Literatur.....	61
D. Simulasi Penanganan Kecelakaan.....	64
BAB V.....	69
A. Kesimpulan .....	69
B. Saran .....	69
DAFTAR PUSTAKA .....	71

## DAFTAR GAMBAR

	Halaman
Gambar 1. Reaksi Fisi Uranium.....	8
Gambar 2. Probabilitas Pembentukan Partikel Inti.....	9
Gambar 3. Reaksi Fisi Berantai.....	10
Gambar 4. Pressurized Water Reactor.....	13
Gambar 5. Layar <i>Main System Mimic</i> PCTRAN.....	24
Gambar 6. Layar <i>Dose Mimic</i> PCTRAN.....	25
Gambar 7. Petunjuk Layar <i>Main System Mimic</i> PCTRAN.....	27
Gambar 8. Plot Grafik PCTRAN.....	29
Gambar 9. Diagram Alur Penelitian.....	41
Gambar 10. Grafik Hubungan Tekanan dan Waktu pada Kondisi Normal.....	42
Gambar 11. Grafik Hubungan Suhu dan Waktu pada Kondisi Normal.....	43
Gambar 12. Grafik Konsentrasi Hidrogen pada Simulasi Kondisi Normal.....	44
Gambar 13. Grafik Volume Cairan RCS pada Simulasi Kondisi Normal.....	44
Gambar 14. Grafik Perbandingan Tekanan RCS Power Demand Menurun Menjadi 40% dan Kondisi Normal.....	45
Gambar 15. Grafik Perbandingan Suhu RCS Rata-rata pada Simulasi <i>Power Demand</i> Menurun Menjadi 40% dan Kondisi Normal.....	46
Gambar 16. Grafik Perbandingan Volume Cairan RCS Simulasi Power Demand Menurun Menjadi 40% dan Kondisi Normal.....	46
Gambar 17. Grafik Perbandingan Tekanan Steam Generator pada Simulasi Penurunan Power Demand Menjadi 40% dan Kondisi Normal.....	47
Gambar 18. Grafik Perbandingan Suhu Bahan Bakar pada Simulasi Power Demand Menurun Menjadi 40% dan Kondisi Normal.....	48
Gambar 19. Grafik Perbandingan Konsentrasi Hidrogen pada Smulasi Power Demand Berubah Menjadi 40% dan Kondisi Normal.....	49
Gambar 20. Grafik Perbandingan Tekanan RCS pada Simulasi Kondisi Reaktor Trip dan Kondisi Normal.....	50

Gambar 21. Grafik Perbandingan Suhu Rata-rata RCS pada Simulasi Reaktor Trip dan Kondisi Normal.....	51
Gambar 22. Grafik Perbandingan Volume Cairan RCS pada Simulasi Kondisi Trip Reaktor dan Kondisi Normal.....	51
Gambar 23. Grafik Perbandingan Tekanan Steam Generator A pada Simulasi Kondisi Trip Reaktor dan Kondisi Normal.....	52
Gambar 24. Grafik Perbandingan Suhu Bahan Bakar pada Simulasi Kondisi Reaktor Trip dan Kondisi Normal.....	52
Gambar 25. Grafik Perbandingan Konsentrasi Hidrogen pada Simulasi Kondisi Trip Reaktor dan Kondisi Normal.....	53
Gambar 26. Grafik Tekanan RCS pada Simulasi Kecelakaan.....	59
Gambar 27. Grafik Suhu Bahan Bakar pada Simulasi Kecelakaan.....	60
Gambar 28. Grafik Konsentrasi Hidrogen pada Simulasi Kecelakaan.....	61
Gambar 29. Grafik Tekanan RCS pada Simulasi Kecelakaan Menggunakan PCTRAN dalam Satuan Waktu Jam dan Tekanan PSIA.....	62
Gambar 30. Grafik Tekanan RCS pada Simulasi MAAP.....	62
Gambar 31. Grafik Tekanan Steam Generator A pada Simulasi Kecelakaan Menggunakan PCTRAN dalam Satuan Waktu Jam dan Tekanan PSIA.....	62
Gambar 32. Grafik Teakanan Steam Generator pada Simulasi Kecelakaan Menggunakan MAAP.....	62
Gambar 33. Grafik Konsentrasi Hidrogen pada Simulasi Kecelakaan Menggunakan PCTRAN dalam Satuan Waktu Jam.....	63
Gambar 34. Grafik Volume RCS pada Simulasi Kecelakaan Menggunakan MAAP.....	63
Gambar 35. Grafik Tekanan RCS Hasil Simulasi dengan Variasi Kapasitas Pompa HPI.....	65
Gambar 36. Grafik Suhu Rata-rata RCS Hasil Simulasi dengan Variasi Kapasitas Pompa HPI.....	66
Gambar 37. Grafik Tekanan RCS Hasil Simulasi dengan Variasi Kapasitas Pompa HPI.....	67
Gambar 38. Grafik Konsentrasi Hidrogen pada Simulasi dengan Variasi Kapasitas Pompa HPI.....	68

## DAFTAR TABEL

	Halaman
Tabel 1. Spesifikasi Reaktor Three Mile Island.....	19
Tabel 2. Perbandingan Data Reaktor Three Mile Island Unit 1 dan 2.....	20
Tabel 3. Data Sekuens Kecelakaan Reaktor Three Mile Island.....	23
Tabel 4. Proses Simulasi Kecelakaan dengan PCTRAN .....	54
Tabel 5. Perbandingan Hasil Simulasi PCTRAN dan MAAP .....	62
Tabel 6. Perbandingan Konsentrasi Pompa HPI.....	65

# BAB I

## PENDAHULUAN

### A. Latar belakang

Indonesia merupakan negara dengan sebagian besar sumber energi listriknya berasal dari Pembangkit Listrik Tenaga Batubara (Dewan Energi Nasional, 2014). Batubara yang merupakan sumber energi habis pakai akan semakin berkurang sesuai dengan pertambahan permintaan energi listrik. Salah satu sinyal semakin kritisnya akan kebutuhan energi dapat dilihat dari harga minyak mentah dunia yang saat ini menembus batas psikologis, yaitu diatas U\$100 per barrel. Maka dari itu untuk mengurangi ketergantungan terhadap bahan bakar minyak pemerintah Indonesia telah menerbitkan sebuah peraturan (PP Nomor 5, 2006) tentang kebijakan energi nasional untuk mengembangkan sumber energi alternatif pengganti bahan bakar minyak. Salah satu sumber energi alternatif yang dapat dikembangkan yaitu pembangunan instalasi listrik berbasis nuklir (Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir, PLTN). Namun di Indonesia, penggunaan PLTN sebagai sumber energi listrik masih diragukan terutama mengenai tenaga pengelola dan teknisi yang akan menangani PLTN (Sembiring, 2008).

PLTN pada dasarnya sama dengan Pembangkit Listrik Tenaga Batubara. Hanya saja pada PLTN terdapat reaktor nuklir yang berfungsi sebagai tempat terjadinya reaksi nuklir dan merupakan sumber panas penggerak turbin. Reaktor nuklir jenis *Pressurized Water Reactor* atau PWR merupakan salah satu jenis reaktor yang banyak beroperasi di dunia. Reaktor ini memiliki dua *loop* atau sirkulasi pendingin utama yaitu *loop* primer yang berfungsi memanaskan air dari reaksi nuklir didalam reaktor, dan

*loop* sekunder yang berfungsi memutar turbin dengan menggunakan uap air yang mengalir didalam *loop*. Karakteristik dari reaktor jenis PWR yaitu adanya *pressurizer* yang berfungsi untuk mengatur tekanan *loop* primer agar air pada *loop* primer tidak mendidih pada suhu bahan bakar yang tinggi (Diby, 2009).

Reaktor Three Mile Island yang berlokasi di Pennsylvania, Amerika Serikat adalah salah satu jenis reaktor tipe PWR. Reaktor ini terdiri dari dua unit reaktor yaitu reaktor unit 1 dan unit 2. Kecelakaan pada unit 2 reaktor Three Mile Island terjadi pada tanggal 28 Maret 1979. Kecelakaan disebabkan karena pompa utama pada *loop* sekunder mengalami kemacetan. Matinya pompa utama pada *loop* sekunder menyebabkan pendingin didalam reaktor tidak tersirkulasi sehingga meningkatkan tekanan, suhu bahan bakar reaktor dan konsentrasi hidrogen dalam reaktor. Pada kecelakaan di reaktor Three Mile Island ini tidak terjadi ledakan reaktor, karena kandungan hidrogen yang terbentuk masih berada dibawah batas aman yaitu 5%. Menurut *International Nuclear and Radiological Event Scale* atau INES kecelakaan ini termasuk kedalam kecelakaan dengan dampak yang besar dan mencapai level 5 (Ragheb, 2015). Kecelakaan level 5 termasuk kecelakaan parah dari level tertinggi yaitu 7 seperti yang terjadi di Chernobyl di Ukraina (Spielberg, 2009)

Belajar dari kecelakaan reaktor Three Mile Island tersebut, maka perlu adanya sistem penanganan dan pencegahan kecelakaan reaktor nuklir khususnya PLTN agar dampak kecelakaan reaktor dapat diminimalisir. Penanganan dan pencegahan tersebut dapat dilakukan dengan melakukan simulasi komputer kondisi kecelakaan dan

membuat skenario pengaturan nilai tekanan, suhu bahan bakar dan kandungan hidrogen untuk meminimalisir dampak kecelakaan.

Penanganan dan pencegahan kecelakaan reaktor nuklir dilakukan berdasarkan prinsip Pertahanan Berlapis (*Defence in Depth*). Penanganan Kecelakaan pada Pertahanan Berlapis berfungsi untuk menekan sekecil mungkin akibat dari suatu kecelakaan. Sedangkan pada proses pencegahan digunakan sistem Pencegahan Kecelakaan dengan memberikan faktor keselamatan saat pembuatan atau konstruksi sistem pendingin reaktor (Kuntoro, 2017). Pada kecelakaan reaktor nuklir Three Mile Island Penanganan kecelakaan dilakukan untuk menurunkan nilai tekanan dan suhu bahan bakar dengan menggunakan sistem *Emergency Core Cooling System* atau ECCS. Sedangkan pencegahan kecelakaan reaktor nuklir Three Mile Island dilakukan dengan tujuan mengurangi kandungan hidrogen dalam *Reactor Cooling System* atau RCS dengan menggunakan hukum Boyle, Charles dan Gay Lussac.

Simulasi komputer kondisi kecelakaan reaktor dapat dilakukan dengan menggunakan perangkat lunak PCTRAN 2LOOP PWR yang dikembangkan oleh *International Atomic Energy Agency* atau IAEA. *Software* ini merupakan aplikasi yang dapat mensimulasikan kerja suatu reaktor dan memvariasi variabel–variabel seperti kapasitas pompa pendingin darurat, volume reaktor dan panjang bahan bakar (International Atomic Energy Agency, 2019). Aplikasi ini dapat mensimulasikan beberapa jenis kecelakaan nuklir seperti kecelakaan Three Mile Island unit 2, *Station Blackout* (SBO), dan kecelakaan *Large Break* tanpa *Emergency Core Cooling System* (ECCS) (Cliff, 2011).

Aplikasi lain yang dapat mensimulasikan kecelakaan nuklir reaktor Three Mile Island adalah aplikasi *Modular Accident Analysis Program* (MAAP) yang dilakukan oleh Chang Young Paik dkk (Paik, Henry, & McCartney, 1995). Aplikasi tersebut mampu mensimulasikan kecelakaan raktor nuklir Three Mile Island sampai waktu 5 jam pertama saat kecelakaan, dengan simulasi kejadian kecelakaan pada reaktor selama 100 menit dan sisa waktu yang lainnya merupakan kecelakaan pada bagian diluar reaktor. (Paik, Henry, & McCartney, 1995). Akan tetapi aplikasi ini merupakan aplikasi berlisensi milik *Electric Power Research Institute* atau EPRI (Fauske, 2017), sehingga penggunaannya terbatas. Perangkat lunak PCTRAN 2LOOP PWR sudah cukup memadai dan sesuai untuk keperluan simulasi penanganan dampak dan pencegahan kecelakaan reaktor nuklir jenis PWR seperti reaktor Three Mile Island.

Informasi mengenai nilai tekanan, suhu bahan bakar dan konsentrasi hidrogen pada operasi reaktor nuklir yang tepat diharapkan mampu mencegah dan mengurangi dampak kecelakaan seperti yang terjadi pada kecelakaan Three Mile Island. Pada penelitian ini dilakukan analisis mengenai tiga variabel tersebut dengan menggunakan aplikasi PCTRAN 2LOOP PWR pada jenis kecelakaan reaktor Three Mile Island.

## **B. Identifikasi masalah**

Berdasarkan latar belakang diatas, maka dapat diidentifikasi masalah sebagai berikut:

1. Perlu diketahui penggunaan aplikasi PCTRAN 2LOOP PWR dalam simulasi kondisi kecelakaan Three Mile Island pada tanggal 28 Maret 1979.

2. Perlu diketahui kondisi perubahan tekanan, suhu bahan bakar dan konsentrasi hidrogen pada kecelakaan nuklir Three Mile Island menggunakan hasil simulasi aplikasi PCTRAN 2LOOP PWR.
3. Perlu diketahui nilai tekanan, suhu bahan bakar dan konsentrasi hidrogen yang tepat untuk mencegah dan menangani kecelakaan reaktor nuklir seperti kecelakaan Three Mile Island.

### **C. Batasan masalah**

Batasan dari penelitian ini yaitu:

1. Waktu simulasi kecelakaan dilakukan selama 6000 sekon sesuai dengan rentang waktu kecelakaan yang telah ditetapkan oleh Chang Young Paik dkk (Paik, Henry, & McCartney, 1995).
2. Simulasi pencegahan kecelakaan dilakukan selama 6000 sekon.
3. Simulasi penanganan kecelakaan dilakukan selama 10.000 sekon.

### **D. Rumusan masalah**

Berdasarkan uraian yang telah dikembangkan diatas, dapat dirumuskan permasalahan sebagai berikut:

1. Bagaimana penggunaan aplikasi PCTRAN 2LOOP PWR dalam simulasi kondisi kecelakaan reaktor nuklir Three Mile Island?
2. Bagaimana kondisi perubahan tekanan, suhu bahan bakar dan konsentrasi hidrogen pada kecelakaan nuklir Three Mile Island menggunakan hasil simulasi aplikasi PCTRAN 2LOOP PWR?

3. Bagaimana perbandingan antara hasil simulasi kondisi kecelakaan PCTTRAN 2LOOP PWR dengan hasil yang dilaporkan literatur?
4. Berapa nilai tekanan, suhu bahan bakar dan konsentrasi hidrogen yang tepat untuk mencegah dan menangani kecelakaan seperti kecelakaan Three Mile Island?

#### **E. Tujuan penelitian**

Tujuan dari penelitian ini adalah:

1. Mengetahui penggunaan aplikasi PCTTRAN 2LOOP PWR dalam simulasi kondisi kecelakaan reaktor nuklir Three Mile Island.
2. Mengetahui kondisi perubahan tekanan, suhu bahan bakar dan konsentrasi hidrogen pada kecelakaan nuklir Three Mile Island menggunakan hasil simulasi aplikasi PCTTRAN 2LOOP PWR.
3. Mengetahui perbandingan antara hasil simulasi kondisi kecelakaan PCTTRAN 2LOOP PWR dengan hasil yang dilaporkan literatur.
4. Mengetahui nilai tekanan, suhu bahan bakar dan konsentrasi hidrogen yang tepat untuk mencegah dan menangani kecelakaan seperti kecelakaan Three Mile Island.

#### **F. Manfaat penelitian**

Beberapa manfaat dari penelitian ini adalah:

1. Bagi peneliti:

Mengetahui analisis kecelakaan nuklir dan penanganannya dengan aplikasi PCTTRAN 2LOOP PWR.

2. Bagi pekerja PLTN:

Dapat menjadikan hasil analisis dan penanganan kecelakaan sebagai salah satu sistem penanganan keselamatan pada kecelakaan.

3. Bagi mahasiswa:

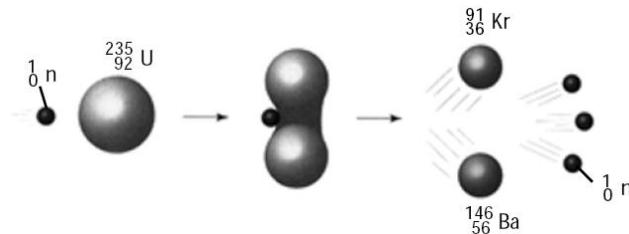
Mengetahui cara mengoperasikan aplikasi PCTRAN 2LOOP PWR untuk mensimulasikan kecelakaan nuklir dan penanganannya.

## BAB II

### KAJIAN PUSTAKA

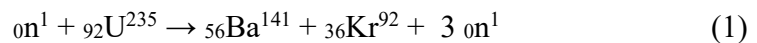
#### A. Reaksi fisi

Reaksi fisi adalah reaksi inti atom terbelah menjadi partikel-partikel inti yang lebih ringan karena tertumbuk oleh partikel inti lain. Reaksi ini merupakan reaksi nuklir eksotermis yang menghasilkan partikel inti lebih ringan (sering disebut produk fisi), beberapa partikel neutron, gelombang elektromagnetik dalam bentuk sinar gamma, dan sejumlah energi (Alatas, et al., 2009). Salah satu contoh reaksi fisi yaitu meledaknya bom atom. Bom atom terjadi akibat adanya reaksi nuklir yang terjadi secara terus menerus dan tidak terkendali. Contoh lain dari reaksi fisi yaitu reaksi inti Uranium-235 didalam reaktor nuklir (Sunarya & Setiabudi, 2009). Gambar 1 melukiskan proses reaksi fisi dari inti atom Uranium-235 (U-235) yang tertumbuk oleh sebuah neutron dengan kecepatan rendah (neutron kecepatan rendah sering disebut sebagai neutron termal).

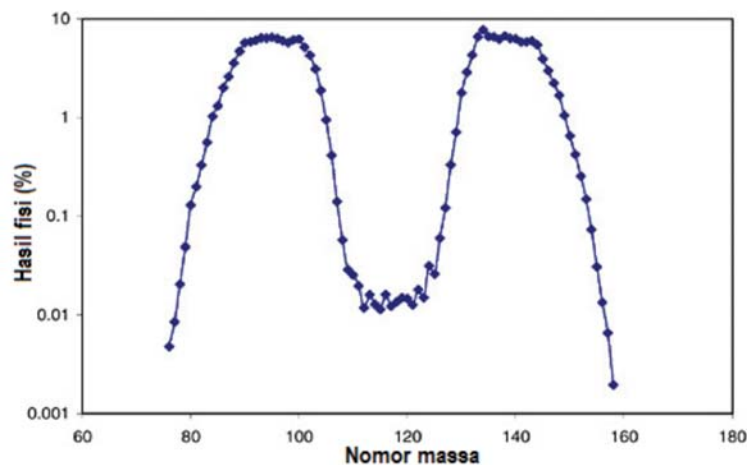


Gambar 1. Reaksi Fisi Uranium  
(Sumber: Brown, et al.,2017)

Reaksi fisi Uranium-235 (U-235) seperti yang ditunjukkan pada persamaan (1) menghasilkan produk fisi berupa Barium-141 (Ba-141) dan Krypton-92(Kr-92), tiga buah neutron cepat (masing-masing neutron memiliki energi kinetik 2 MeV), dan sejumlah energi.



Produk fisi dari reaksi fisi Uranium-235 bisa saja tidak berupa Barium-141 (Ba-141) dan Krypton-92 (Kr-92), tetapi Barium-144 (Ba-144) dan Krypton-90 (Kr-90), atau Zirkonium-94 (Zr-94) dan Telurium-139 (Te-139). Probabilitas terbentuknya partikel inti dalam reaksi fisi Uranium-235 (U-235) ditunjukkan pada Gambar 2 (Alatas, et al., 2009).



Gambar 2. Probabilitas Pembentukan Partikel Inti

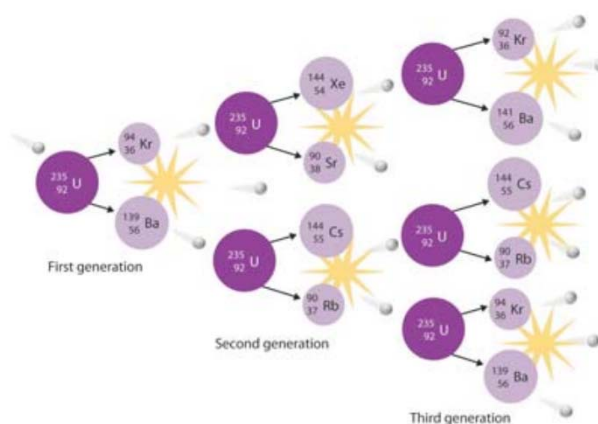
(Sumber: Alatas, et al.,2009)

Pada Gambar 2 terlihat bahwa dua partikel inti produk fisi dari U-235 akan mempunyai probabilitas pembentukan partikel inti yang tinggi dengan nomor massa sekitar 95 dan 140. Reaksi fisi U-235 sangat terkenal karena reaksi nuklir ini mendasari

beroperasinya reaktor nuklir yang banyak beroperasi di dunia. Selain reaksi fisi U-235, masih banyak unsur lain yang dapat mengalami reaksi fisi. Material atom yang dapat mengalami reaksi fisi disebut sebagai bahan fisil (*fissile material*). Dari sekian banyak bahan fisil, empat bahan fisil U-233, U-235, Pu-239, Pu-241 merupakan bahan yang sudah diterapkan dalam proses reaksi nuklir di reaktor nuklir. Unsur atom U-235, Pu-239 dan Pu-241 digunakan dalam bahan bakar reaktor termal dan reaktor pembiak yang memanfaatkan daur bahan bakar uranium, sedangkan U-233 digunakan dalam reaktor yang memanfaatkan daur bahan bakar Thorium (Alatas, et al., 2009).

## B. Reaksi Fisi Berantai

Reaksi fisi berantai adalah reaksi nuklir yang terjadi secara terus menerus. Penyebab dari reaksi ini adalah neutron yang dilepaskan dari reaksi fisi bereaksi kembali dengan inti atom yang lain. Reaksi ini menjadi dasar pembuatan reaktor nuklir dan senjata nuklir (Sunarya & Setiabudi, 2009).



Gambar 3. Reaksi Fisi Berantai

(Sumber: Waris, 2017)

Gambar 3 menjelaskan suatu fenomena reaksi fisi berantai. Awalnya sebuah neutron menumbuk inti uranium-235 (U-235) dan menimbulkan reaksi yang menghasilkan produk fisi (Ba-141 dan Kr-92) serta 3 buah neutron.

Dua dari tiga neutron hasil reaksi fisi itu kemudian menumbuk inti U-235 lainnya dan menimbulkan reaksi fisi berikutnya (reaksi fisi generasi kedua). Neutron hasil fisi dari reaksi fisi kedua ini diharapkan akan menimbulkan reaksi fisi berikutnya (reaksi fisi generasi ketiga), dan selanjutnya akan terjadi reaksi fisi dari generasi ke generasi secara kontinu. Reaksi ini disebut sebagai reaksi fisi berantai (Alatas, et al., 2009).

### **C. Reaktor nuklir**

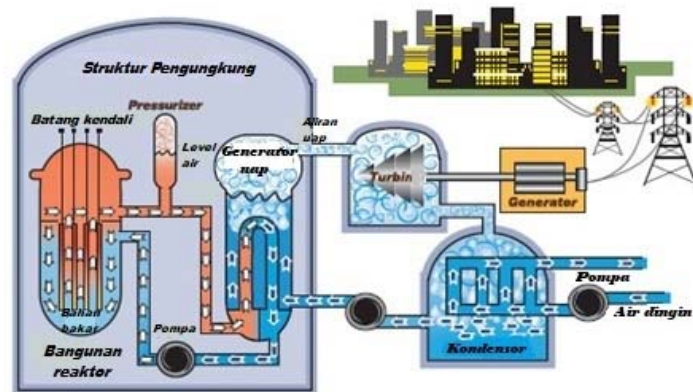
Reaktor nuklir adalah perangkat yang berfungsi mengontrol terjadinya reaksi fisi. Pada reaktor ini berlangsung reaksi fisi berantai terkendali dan kontinu untuk menghasilkan energi nuklir, neutron dan partikel atom baru yang lebih ringan (Duderstadt & Hamilton, 1976). Cara kerja reaktor nuklir yaitu bahan bakar dalam teras reaktor mengalami reaksi fisi yang menghasilkan panas. Panas yang dihasilkan dari reaksi fisi disirkulasikan oleh pendingin pada *loop* primer. Setelah meninggalkan teras reaktor, pendingin mengalir menuju *steam generator*. *Steam generator* adalah tempat dimana terjadinya perubahan wujud dari air menjadi uap pada *loop* sekunder oleh panas dari *loop* primer. Setelah melalui *steam generator* air kembali disirkulasikan ke teras reaktor untuk menerima panas kembali. Di *loop* sekunder, uap yang terbentuk dalam *steam generator* dialirkan sehingga melewati turbin. Turbin

yang berrotasi akibat aliran uap pada *loop* sekunder memutar generator sehingga menghasilkan listrik (International Atomic Energy Agency, 2005).

Berdasarkan pendinginnya reaktor nuklir terbagi menjadi beberapa macam yaitu *Pressurized Water Reactor* (PWR), *Boiling Water Reactor* (BWR), *Pressurized Heavy Water Reactor* (PHWR), *Gas Cooled Reactor* (GCR), *Liquid Graphite Reactor* (LGR) dan *Liquid Metal Fast Breeder Reactor* (LMFBR). Reaktor PWR merupakan jenis reaktor terbanyak di dunia. Karakteristik dari reaktor ini yaitu adanya *pressurizer* yang berfungsi untuk mengatur tekanan pada *loop* primer agar pendingin air pada *loop* primer tidak mendidih saat pendingin berada pada suhu tinggi (Chaplin, 2015). Berikut merupakan bagian-bagian dari reaktor nuklir jenis PWR seperti diperlihatkan pada Gambar 4:

#### 1. Tangki Reaktor

Tangki reaktor merupakan wadah berbentuk tabung atau bola yang terbuat dari logam campuran dengan ketebalan sekitar 25cm. Fungsi tangki ini yaitu sebagai wadah untuk menempatkan komponen-komponen reaktor lainnya dan sebagai tempat berlangsungnya reaksi nuklir. Tangki yang berdinding tebal ini juga berfungsi sebagai penahan radiasi agar tidak keluar dari sistem reaktor (Badan Tenaga Nuklir Nasional, 2015).



Gambar 4. *Pressurized Water Reactor*

(Sumber: CLP Power Low Carbon Energy Education Center, 2013)

## 2. Teras Reaktor

Teras reaktor merupakan komponen reaktor yang berfungsi sebagai tempat untuk menyimpan bahan bakar. Teras reaktor dibuat berlubang (kolom) untuk menempatkan bahan bakar reaktor yang berbentuk batang. Teras reaktor dibuat dari logam yang tahan panas dan tahan korosi (Badan Tenaga Nuklir Nasional, 2015).

## 3. Bahan Bakar Nuklir

Bahan bakar adalah komponen reaktor nuklir utama yang mengalami reaksi nuklir untuk menghasilkan energi panas. Bahan bakar dibuat dari isotop alam seperti uranium, thorium yang mempunyai sifat dapat membelah apabila bereaksi dengan neutron (Badan Tenaga Nuklir Nasional, 2015).

## 4. Pendingin Reaktor

Pendingin reaktor adalah bahan yang dapat mencegah terjadinya akumulasi panas yang berlebihan pada teras reaktor dengan pertukaran panas. Biasanya bahan

yang digunakan sebagai pendingin yaitu air H<sub>2</sub>O dan D<sub>2</sub>O (Badan Tenaga Nuklir Nasional, 2015)

#### 5. Batang Kendali

Batang kendali adalah komponen reaktor yang berguna untuk mengendalikan jumlah partikel-partikel neutron yang dihasilkan dari reaksi fisi. Untuk mengendalikan reaksi fisi, reaktor dilengkapi dengan batang kendali yang terbuat dari bahan yang dapat menangkap atau menyerap neutron. Batang kendali juga berfungsi untuk menghentikan operasi reaktor (*shut down*) jika sewaktu-waktu diperlukan dan apabila terjadi kecelakaan (Badan Tenaga Nuklir Nasional, 2015).

#### 6. Moderator

Fungsi dari moderator adalah untuk memperlambat laju neutron cepat (moderasi) yang dihasilkan dari reaksi fisi hingga mencapai kecepatan neutron thermal untuk memperbesar kemungkinan terjadinya reaksi nuklir selanjutnya (reaksi fisi berantai). Bahan yang digunakan sebagai moderator adalah air dan grafit (Badan Tenaga Nuklir Nasional, 2015).

### **D. Sistem Keselamatan Reaktor Nuklir**

Pada pengoperasian reaktor, di dalam bahan bakar nuklir terkandung banyak zat radioaktif yang disebut isotop produk fisi yang bersifat radioaktif dalam jumlah dan aktivitas yang sangat besar yaitu dalam orde Giga Curie atau 10<sup>9</sup> Curie. Curie adalah satuan aktivitas radioaktif sebesar  $3,7 \times 10^{10}$  Bacquerel (Bq) atau  $3,7 \times 10^{10}$  disintegrasi per sekon. Kandungan zat radioaktif yang sangat besar ini harus dikungkung dengan baik dan diyakinkan tidak lepas ke lingkungan (Kuntoro, 2017).

Dengan adanya potensi bahaya dalam kecelakaan reaktor nuklir, maka perlu adanya sistem keselamatan nuklir. Prinsip yang dipakai dalam sistem keselamatan nuklir merupakan prinsip Pertahanan Berlapis (*Defence in Depth*). Prinsip Pertahanan Berlapis dikelompokkan menjadi tiga lapis pertahanan keselamatan sebagai berikut (Kuntoro, 2017):

#### 1. Pengoperasian Reaktor Secara Aman dan Handal

Lapis pertahanan pertama adalah pengoperasian reaktor secara aman dan handal, dengan menerapkan persyaratan yang ketat dan tinggi dalam desain sistem, mutu sistem dan kualifikasi personil. Desain harus menjamin bahwa sistem pengoperasi, sistem kendali dan sistem pemantau mampu membatasi segala macam gangguan atau kegagalan operasi dan mengambil tindakan untuk mencegah terjadinya kecelakaan lebih lanjut. Persyaratan mutu dikenakan pada setiap tahap mulai dari desain, fabrikasi, konstruksi dan operasi, misalnya: tiap sistem/komponen mempunyai faktor keselamatan yang besar (konservatif), pemakaian bahan/alat yang teruji, pelaksanaan sistem jaminan mutu, kemudahan dalam perawatan dan pengecekan sistem, tersedianya prosedur dan instruksi kerja untuk seluruh kegiatan. Personil pengoperasi reaktor meliputi operator, supervisor dan perawat reaktor serta pengawas radiasi. Semuanya harus mempunyai kualifikasi dan keahlian tertentu sesuai dengan tugasnya dan mempunyai sertifikat dari pihak yang berwenang yaitu Badan Pengawas Tenaga Nuklir (Kuntoro, 2017).

## 2. Pencegahan Kecelakaan

Untuk memperkecil resiko kecelakaan reaktor nuklir perlu adanya sistem keselamatan yang handal (berfungsi setiap saat) dan mampu membatasi gangguan-gangguan pada reaktor nuklir dan mencegah perkembangan lebih lanjut yaitu terjadinya kecelakaan sehingga mampu melindungi personil, instalasi dan lingkungan. Sistem keselamatan harus didesain dengan syarat tertentu, seperti redundansi, diversiti, bersifat pasif, bila gagal bersifat bertindak ke arah yang selamat (Kuntoro, 2017).

## 3. Penanggulangan Kecelakaan

Penanggulangan kecelakaan merupakan sistem yang bekerja untuk mengurangi dampak kecelakaan yang lebih besar setelah kecelakaan. Sistem ini digunakan untuk mengantisipasi kecelakaan operasi yang disertai dengan pelepasan zat radioaktif. Pada lapis ketiga ini dipersiapkan untuk menanggulangi kecelakaan dengan diadakannya organisasi dan peralatan kedaruratan, baik didalam maupun diluar instalasi yang mampu melaksanakan tindak penanggulangan akibat kecelakaan reaktor yang disertai dengan pelepasan zat radioaktif ke lingkungan (Kuntoro, 2017).

Penanganan kecelakaan yang dapat digunakan untuk mengurangi dampak kecelakaan yang lebih besar yaitu dengan sistem *Emergency Core Cooling System* atau ECCS. Sistem ECCS merupakan sebuah sistem yang dirancang dalam *Pressurized Water Reactor* (PWR) untuk dapat menginjeksikan larutan Boron sebagai racun atau penyerap neutron ke dalam teras reaktor. Hal ini dilakukan untuk

menghindari kerusakan batang bahan bakar oleh karena suatu kecelakaan akibat keluarnya air pendingin dari teras reaktor seperti pecahnya pipa atau disebut sebagai kecelakaan kehilangan air pendingin (*Lost of Coolant Accident, LOCA*). Injeksi air pendingin yang mengandung larutan Boron ini juga dapat dikatakan sebagai penambahan air ke sistem primer (Yuwono, 2017).

Dalam sistem ECCS sendiri terdapat tiga sistem keselamatan, yaitu *High Pressure Injection System* atau HPIS, *Accumulators* dan *Low Pressure Safety Injection System* atau LPIS. Sistem HPIS merupakan pertolongan pertama pada kecelakaan LOCA yang mampu bekerja pada tekanan tinggi. Sedangkan *Accumulators* adalah sistem yang berisi air borat dan nitrogen yang akan beroperasi jika sistem HPIS tidak mampu mengatasi LOCA. Sedangkan LPIS merupakan sistem ECCS yang kapasitasnya lebih tinggi dan berfungsi untuk mengisi ulang air di reaktor (Cliff, 2011). Sistem ECCS ini digunakan pada penelitian dengan mengalirkan air dari sistem HPIS untuk menurunkan nilai tekanan dan suhu bahan bakar *Reactor Coolant System* atau RCS.

Pencegahan kecelakaan dilakukan dengan menggunakan prinsip hukum Boyle, Charles dan Gay Lussac tentang hubungan antara tekanan, suhu dan volume. Hukum Boyle menjelaskan bahwa pada suhu (T) konstan, apabila tekanan (P) gas berubah maka volume (V) gas juga berubah sehingga hasil kali antara tekanan dan volume selalu konstan. Apabila tekanan gas bertambah, volume gas berkurang atau sebaliknya jika tekanan gas berkurang maka volume gas bertambah, sehingga hasil kali antara tekanan dan volume selalu konstan. Sedangkan hukum Charles

menjelaskan bahwa pada tekanan (P) konstan, perubahan volume menyebabkan perubahan suhu. Dan hukum Gay Lussac menjelaskan hubungan tekanan, suhu dan volume. Dalam keadaan volume konstan, perubahan tekanan akan menyebabkan perubahan suhu. Begitu pula sebaliknya (Nofitri, et al., 2013).

Dari ketiga hukum diatas dapat digabungkan menjadi hukum Boyle, Charles, Gay Lussac dengan persamaan sebagai berikut:

$$\frac{P_1V_1}{T_1} = \frac{P_2V_2}{T_2} \quad (2)$$

Dari persamaan tersebut menjelaskan bahwa perubahan tekanan, volume dan suhu pada keadaan pertama sebanding dengan keadaan akhir sistem.

Dalam penelitian Pengaruh Tekanan Reaktor pada Penghidrorengkahan Tar Batubara yang dilakukan oleh Novie Ardhyarini, kenaikan tekanan reaktor akan meningkatkan produksi hidrogen dan sebaliknya tekanan reaktor yang rendah menurunkan produksi hidrogen. Berdasarkan penelitian tersebut maka persamaan (2) dapat digunakan untuk penanganan kecelakaan reaktor dengan tujuan untuk mengurangi prosentase hidrogen dalam RCS, yaitu dengan menurunkan tekanan RCS. Berdasarkan persamaan (2) penurunan tekanan dapat dilakukan dengan memperbesar volume RCS. Perbesaran volume dapat mengakibatkan tekanan RCS menurun dan mengurangi resiko ledakan RCS oleh hidrogen (Ardhyarini, Setiawan, & Nardey, 2013).

Penentuan nilai terbaik untuk penanganan dan pencegahan kecelakaan dapat dilakukan dengan sistem studi parameter. Studi parameter ini bertujuan untuk

menentukan berapa nilai kapasitas pompa HPIS dan perbesaran volume RCS yang tepat. Cara penentuannya yaitu dengan memvariasi kapasitas pompa HPIS dengan pertambahan tertentu, misalnya kapasitas awal 0%, maka dilakukan pertambahan kapasitas sebesar 50% sehingga nilai kapasitas pompa yang diujikan menjadi 0%, 50%, 100% dan seterusnya sampai mencapai hasil yang diinginkan. Hal yang sama juga berlaku pada pertambahan volume RCS (Susanti, 2015).

#### E. Reaktor Three Mile Island

Reaktor Three Mile Island adalah reaktor jenis *Pressurized Water Reactor* (PWR) yang bertempat di Pennsylvania, di Sungai Susquehanna di selatan Harrisburg, Amerika. Berikut adalah spesifikasi dari reaktor Three Mile Island (Ragheb, 2015):

Tabel 1. Spesifikasi Reaktor Three Mile Island

Tekanan Operasi	138 bar
Pendingin ( <i>coolant</i> )	Air H <sub>2</sub> O
Suhu <i>Outlet</i>	325 <sup>o</sup> C
Suhu <i>Inlet</i>	292 <sup>o</sup> C
Bahan Bakar	Uranium
<i>Cladding</i>	Zircaloy

Reaktor ini terdiri dari 2 unit yaitu unit 1 dan 2 dengan keterangan perbandingan seperti pada Tabel 2:

Tabel 2. Perbandingan Data Reaktor Three Mile Island Unit 1 dan 2

No	Spesifikasi	Unit 1	Unit 2
1	Awal pembangunan	18 Mei 1968	1 November 1969
2	Batas Operasi	2 September 1974	3 Desember 1978
3	Pemilik	Exelon	First Energy
4	Kapasitas	819 MW <sub>e</sub>	906 MW <sub>e</sub>

*Steam generator* dari reaktor ini adalah tipe satu aliran yang didesain dan diproduksi oleh Wilcox dan Babcock Company. Pendingin masuk dari bagian atas *steam generator* dan mengalir melalui tabung-tabung vertikal di dalamnya dan keluar dari dasar *steam generator*. Reaktor ini memompa air dari dasar *steam generator* sehingga kembali ke pengungkung reaktor. Sistem primer ini adalah tipe *loop* tertutup yang terdiri dari dua *loop* yaitu *loop* A dan *loop* B (Ragheb, 2015).

Pada hari Rabu, 28 Maret 1979 dini hari, terjadi kecelakaan nuklir di unit 2. Kecelakaan nuklir ini bermula dari sebuah kegagalan fungsional dari pompa utama (*Main Feedwater Pump*) sistem pendingin sekunder. Tidak adanya pendingin sekunder menyebabkan peningkatan suhu di sistem pendingin primer. Walaupun telah padam, inti atau teras reaktor tetap menghasilkan panas residu yang dihasilkan dari peluruhan produk fisi teras reaktor. Suhu dan tekanan reaktor meningkat. Untuk mengendalikan tekanan reaktor, katup PORV atau *Pilot Operated Relief Valves* yang berada di atas *pressurizer* terbuka dan mengalirkan uap dan air pendingin sistem primer keluar dari sistem pendingin menuju ke tangki penampungan yang berada di dasar bangunan. Katup ini akan tertutup kembali setelah tekanan reaktor kembali turun

ke level tekanan normal. Namun hal itu tidak terjadi. Katup tersebut macet dalam kondisi terbuka, namun lampu instrumen di ruang operator memberikan indikasi yang membuat operator menyimpulkan bahwa katup telah tertutup. Air sistem pendingin primer terus mengalir keluar melalui katup tersebut menyebabkan kondisi *Loss of Coolant Accident (LOCA)* (Ragheb, 2015).

Saat reaktor padam, pompa sistem pendingin darurat menyala menggantikan sistem pendingin sekunder. Namun, katup saluran 2 dari 3 sistem pendingin darurat tersebut berada dalam keadaan tertutup dan tidak segera disadari oleh operator reaktor. Pada kondisi seperti ini, pembangkit uap terus mendidih dan menyebabkan pendingin primer berekspansi sementara tekanan terus menurun karena LOCA. Operator tidak mendeteksi terjadinya LOCA dan hanya menyimpulkan bahwa teras reaktor mendapatkan cukup air pendingin dari level air di *pressurizer*. Pada kenyataannya, level air di *pressurizer* ditopang oleh ekspansi dan pembentukan gelembung uap karena kurangnya pendinginan. Saat tekanan makin rendah dan level air di bejana tekan semakin tinggi, sesuai dengan standar operasi saat pelatihan, operator mematikan pompa pendingin primer untuk mencegah kerusakan vibrasi serta mematikan pompa pendinginan darurat untuk mencegah bejana tekan terlalu penuh dengan air dan tak terkendali. Namun ternyata tindakan tersebut menyebabkan semakin minimnya pendinginan inti reaktor dan menjadi terlalu panas hingga akhirnya pelet bahan bakar rusak dan melepaskan sejumlah material radioaktif ke air pendingin primer (Ragheb, 2015).

Air dan uap pendingin primer mengalir keluar melalui katup diujung *pressurizer* atau katup PORV (*Pilot Operated Relief Valves*) dan terkumpul di tangki di dasar bangunan. Seiring bertambahnya volume air dan uap, bertambah pula panas dan tekanan di dalam tangki tersebut hingga akhirnya pecah dan menimbulkan kebocoran tangki. Tumpahan pendingin primer yang mengandung material radioaktif tersebut mengalir dan tertampung dalam sebuah ruang tampung cairan (*sump*) hingga akhirnya dipompa oleh sistem ke bangunan pendukung (*auxiliary building*). Tangki penampung di bangunan pendukung tersebut tidak mampu menampung semua pendingin primer tersebut, sehingga tumpah di dalam bangunan tersebut (Ragheb, 2015).

Material radioaktif yang terlarut dalam air pendingin primer tersebut kemudian berubah menjadi gas-gas di atmosfer bangunan pendukung (*auxiliary building*). Sistem sirkulasi dan filtrasi di bangunan tersebut mampu menyaring sebagian besar material radioaktif seperti Cesium, Strontium, Iodine, dan pemancar partikel alpha lainnya. Hanya saja, sistem tersebut tidak didesain untuk menahan gas mulia seperti Krypton dan Xenon. Karena hal itulah terdapat sejumlah kecil gas radioaktif, termasuk Krypton dan Xenon yang terlepas ke lingkungan di sekitar fasilitas nuklir. Sekitar waktu tengah hari, sistem pendingin dapat kembali diaktifkan, reaktor kembali stabil, dan fasilitas dalam keadaan terkendali. Tidak terjadi ledakan reaksi kimia yang menyebabkan rusaknya gedung pendukung hingga menyebabkan penyebaran material radioaktif lebih lanjut. (Ragheb, 2015).

Berdasarkan keterangan diatas maka dikumpulkan data urutan kejadian seperti yang ditunjukkan pada Tabel 3:

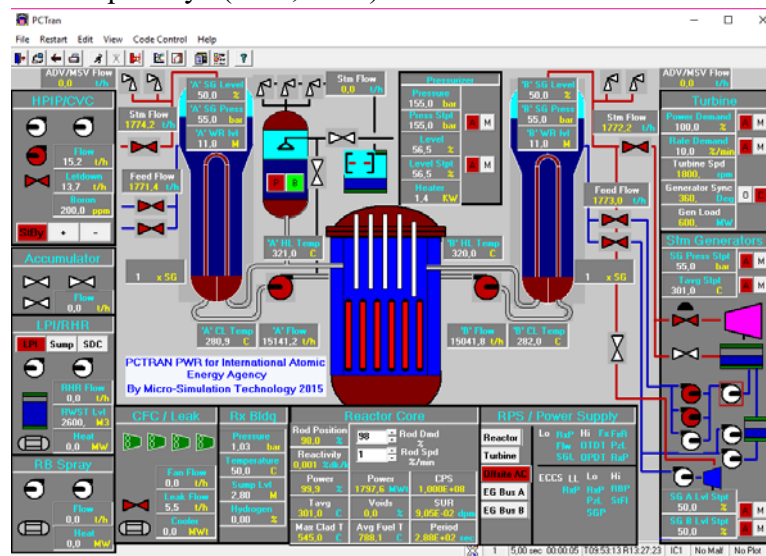
Tabel 3. Data Sekuens Kecelakaan Reaktor Three Mile Island

No	Kejadian
1	Pompa kondensat nonaktif sebagai peyebab utama kecelakaan
2	<i>Auxiliary feedwater isolation valves</i> mati
3	Kecelakaan terdeteksi oleh inti sehingga mengakibatkan penurunan batang kendali atau reaktor trip
4	Keadaan ini diikuti oleh nonaktifnya turbin. Pada saat ini kecelakaan tidak terdeteksi oleh operator dan operator membaca bahwa keadaan ini normal.
5	Akibat suhu yang meningkat, tekanan RCS mulai meningkat
6	Katup PORV terbuka dikarenakan level air di <i>pressurizer</i> penuh sehingga meloloskan air
7	Pompa HPI tertutup dikarenakan tekanan RCS dideteksi kembali normal. Padahal penurunan tekanan RCS diakibatkan oleh lolosnya air melalui katup PORV.
8	Pompa reaktor utama nonaktif
9	Akibat lolosnya air oleh katup PORV, tekanan RCS mulai menurun.
10	Suhu bahan bakar melambung
11	Hidrogen mulai terbentuk akibat lelehan <i>cladding</i> zircaloy yang bereaksi dengan air H <sub>2</sub> O

Data sekuens diatas digunakan sebagai acuan tahapan pada simulasi kecelakaan reaktor nuklir Three Mile Island dengan menggunakan aplikasi PCTRAN 2LOOP PWR.

## F. PCTTRAN 2LOOP PWR Simulator

PCTTRAN adalah program perangkat lunak simulasi transien dan kecelakaan reaktor yang dapat beroperasi pada komputer pribadi. Sejak dirilis pertama kali pada tahun 1985, Teknologi Micro-Simulasi terus meningkatkan kinerjanya dan memperluas kemampuannya (Cliff, 2011).



Gambar 5. Layar Main System Mimic PCTTRAN

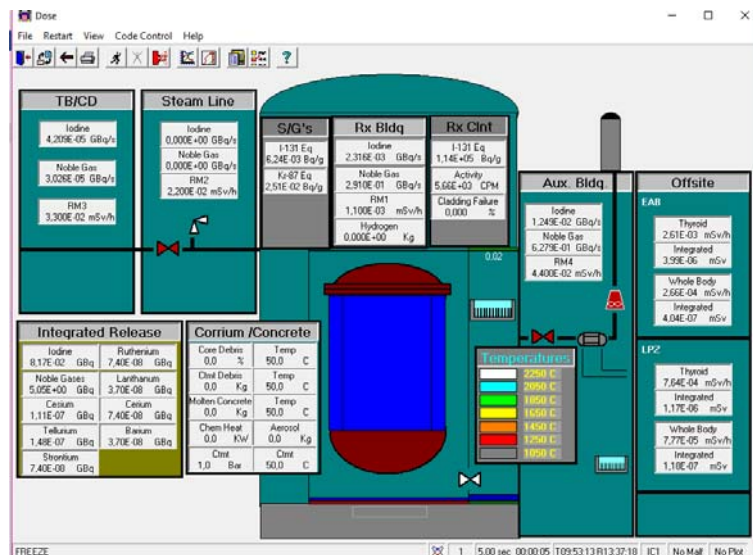
(Sumber: IAEA, 2019)

Model instalasi adalah PWR dua *loop* dengan generator uap huruf U terbalik dan sistem pengungkung kering, seperti desain Westinghouse dan Framatome dengan *output* termal di kisaran 1800 MWt (600 MWe) (Batra, Jeremovic, & Lee, 2019). Simulator PCTTRAN dapat mengatasi perilaku kecelakaan di bawah kecelakaan parah, sebagai berikut:

1. Kecelakaan Three Mile Island unit 2: kecelakaan ini disimulasikan dengan memicu kombinasi hilangnya pompa kondensat, pompa air umpan utama dan melumpuhkan

*auxiliary feedwater* sehingga memungkinkan pengguna untuk menganalisis: level *steam generator*, suhu kelongsong puncak dan tekanan sistem yang berubah seiring waktu selama kecelakaan (Batra, Jeremovic, & Lee, 2019).

2. *Station Blackout (SBO)*, baik *AC off-site* dan *diesel on-site* yang hilang: hanya *pressurizer* yang dioperasikan secara DC dan generator uap *Pilot Operated Relief Valve (PORV)* yang beroperasi untuk menghilangkan tekanan. SBO yang berkepanjangan dapat menyebabkan kegagalan penguang serta melelehnya inti (Batra, Jeremovic, & Lee, 2019).
3. Kerusakan besar tanpa ECCS: kecelakaan parah yang dimodelkan dengan menonaktifkan akumulator, pompa *High Pressure Injection (HPI)* dan *Low Pressure Injection (LPI)*. Inti terbuka dengan cepat dan mulai meleleh, kemudian runtuh dan meleleh melalui dasar penguang (Batra, Jeremovic, & Lee, 2019).

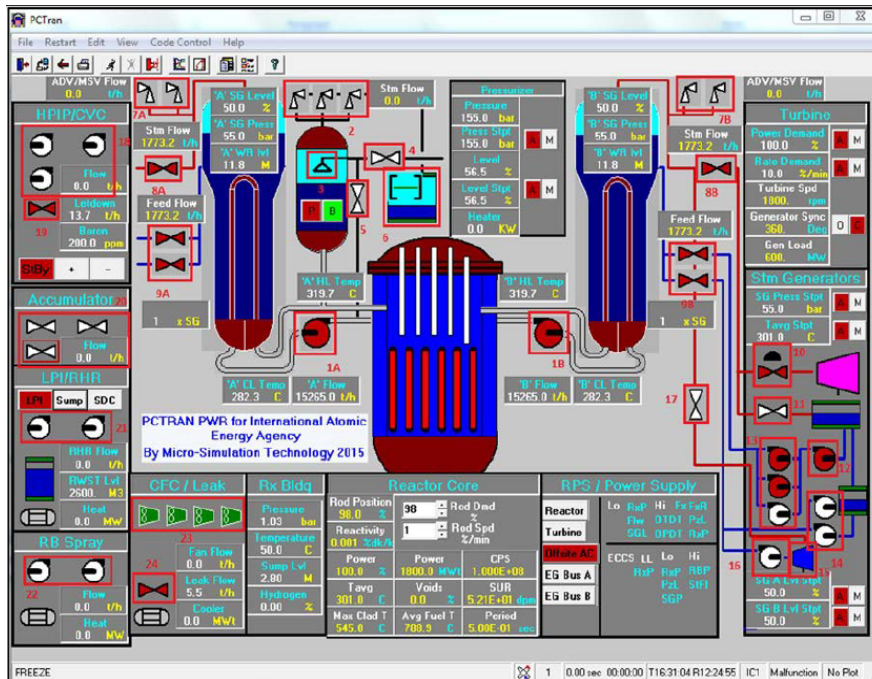


Gambar 6. Layar Dose Mimic PCTRAN

(Sumber: IAEA, 2019)

Operasi yang dapat dilakukan oleh aplikasi ini adalah operasi normal yang meliputi pengurangan/peningkatan daya dan *running* reaktor normal dan kerusakan transien seperti pengurangan entalpi *feedwater*, pecahnya tabung *steam generator* dan hilangnya *feedwater*. PCTTRAN terdiri dari dua layar yaitu layar *Main System Mimic* yang ditunjukkan pada gambar 7 dan layar *Dose Mimic* yang ditunjukkan pada gambar 8. PCTTRAN memiliki beberapa menu yaitu File, Restart, Edit, View, Code Control dan Help (Batra, Jeremovic, & Lee, 2019).

Dibawah menu terdapat *toolbar* yang terdapat juga di dasar layar. Simulasi dapat diawali dengan menekan tombol *run* pada toolbar atas dan untuk menghentikannya dapat dengan menekan tombol *freeze*, atau dapat dengan menekan tombol atom pada toolbar bawah sebagai *toggle*. Waktu simulasi dapat dipercepat dengan menekan angka disamping gambar atom dengan percepatan 2, 4, 8 sampai 16 kali. Waktu simulasi ditunjukkan di samping waktu percepatan. Simulasi yang dijalankan dapat mencapai waktu 1000 sekon, dan untuk menambah waktu dapat dilakukan dengan menekan tombol toolbar atas *Save as Initial Condition*.



Gambar 7. Petunjuk Layar Main System Mimic PCTRAN

(Sumber: IAEA, 2019)

Dibawah ini adalah komponen dasar dari aplikasi PCTRAN 2LOOP PWR

Keterangan :

1A, 1B: *Reactor Coolant Pumps (RCPs)*

2 : *Pilot-Operated Relief Valves (PORV)*

3 : *Pressurizer spray nozzle*

4 : *Pressurizer auxiliary spray valve (from CVCS)*

5 : *Pressurizer spray valve (from a cold leg)*

6 : *Pressurizer relief tank*

7A, 7B: *Atmospheric Dump Valves (ADVs) or Main Steam Safety Valves (MSSVs)*

8A, 8B: *Main Steam Isolation Valves (MSIVs)*

9A, 9B: *Feed Water Isolation Valves (FWIVs)*

10 : *Turbine governor valve*

11 : *Turbine bypass valve*

12 : *Condensate pumps*

13 : *Feedwater pumps*

14 : *Motor-driven auxiliary feedwater pumps*

15 : *Turbine of the auxiliary feedwater pump*

16 : *Turbine-driven auxiliary feedwater pump*

17 : *Valve for steam to the turbine of the auxiliary feedwater pump*

18 : *High pressure injection (HPI) pumps / Charging pump*

19 : *Letdown valve*

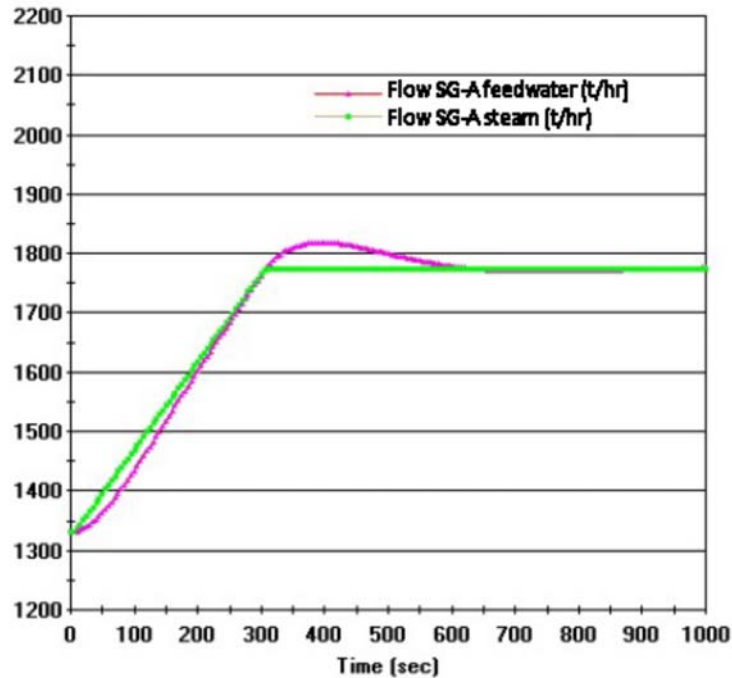
20 : *Accumulators*

21 : *Low pressure injection (LPI) pumps*

22 : *Reactor building spray pumps*

23 : *Containment cooling fans*

24 : *Containment vent valve*



Gambar 8. Plot Grafik PCTTRAN

(Sumber: PCTTRAN Manual Handbook)

Pengeplotan dapat dilakukan dengan memilih menu View dan pilih variabel yang akan diplot. Data hasil *running* dapat disimpan dalam bentuk *file* Access Database atau Ms. Excell. Dari data tersebut dapat dilakukan proses *plotting* kembali jika data *running* lebih dari 1000 detik, karena proses *plotting* tidak bisa dilakukan di PCTTRAN jika lebih dari 1000 detik (Batra, Jeremovic, & Lee, 2019).

### G. Kerangka Berpikir

Penelitian ini bertujuan untuk mengatasi dampak kecelakaan reaktor nuklir seperti yang terjadi pada kecelakaan reaktor nuklir Three Mile Island. Berdasarkan data kecelakaan dibentuk suatu langkah untuk mensimulasikan kecelakaan menggunakan aplikasi PCTTRAN 2LOOP PWR. Hasil simulasi digunakan untuk

memperoleh analisa kondisi tekanan, bahan bakar dan konsentrasi hidrogen dalam RCS.

Hasil analisa kondisi kecelakaan, digunakan untuk mengatasi dampak kecelakaan dengan cara menurunkan nilai tekanan, suhu bahan bakar dan konsentrasi hidrogen. Proses ini dilakukan berdasarkan prinsip *Defence in Depth* dengan mengambil dua prinsip yaitu Penanggulangan dan Pencegahan Kecelakaan. Penanggulangan kecelakaan dilakukan dengan menggunakan sistem ECCS, yaitu dengan mengalirkan air dari sistem HPIS ke dalam RCS. Proses ini dilakukan dalam waktu 4000 sekon setelah simulasi kecelakaan. Sedangkan pencegahan dilakukan dengan menggunakan hukum Boyle, Charles dan Gay Lussac tentang hubungan Tekanan, Suhu dan Volume. Volume RCS diperbesar sampai konsentrasi hidrogen dalam RCS bernilai nol sampai akhir simulasi kecelakaan.

Proses pencarian nilai terbaik dalam penanggulangan dan pencegahan kecelakaan dilakukan dengan menggunakan studi parameter. Pada proses penanggulangan kecelakaan dilakukan pengaliran air dari sistem HPIS dimulai dari pengaktifan pompa HPI dengan kapasitas 50% dengan penambahan 50% sampai mencapai penurunan nilai tekanan dan suhu bahan bakar. Sedangkan pada pencegahan kecelakaan dilakukan perbesaran nilai volume RCS dengan nilai awal 180m<sup>3</sup> dengan penambahan nilai volume 100m<sup>3</sup> sampai mencapai konsentrasi hidrogen dalam RCS bernilai nol saat simulasi kecelakaan.

Pada penelitian ini dilakukan pula perbandingan hasil simulasi kecelakaan berdasarkan hasil simulasi dengan menggunakan PCTRAN 2LOOP PWR dengan hasil

simulasi yang dilakukan oleh Chang Young Paik dkk (Paik, Henry, & McCartney, 1995) yang menggunakan aplikasi *Modular Accident Analyzer Program* atau MAAP.

## **BAB III**

### **METODE PENELITIAN**

#### **A. Waktu dan Tempat Penelitian**

Penelitian ini dilakukan pada bulan Januari–April 2019. Lokasi penelitian bertempat di Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam Universitas Negeri Yogyakarta.

#### **B. Variabel Penelitian**

Variabel yang digunakan pada penelitian ini adalah:

##### 1. Variabel Bebas

Variabel bebas pada penelitian ini yaitu kapasitas pompa HPIS pada penanganan kecelakaan dan volume RCS pada pencegahan kecelakaan.

##### 2. Variabel Terikat

Variabel terikat pada penelitian ini yaitu perubahan nilai tekanan RCS, suhu bahan bakar dan kandungan hidrogen pada RCS.

##### 3. Variabel Kontrol

Variabel kontrol pada penelitian ini yaitu waktu simulasi pada saat *running test* 2.000 sekon, simulasi kecelakaan 6.000 sekon, dan waktu simulasi penanganan kecelakaan 10.000 sekon.

#### **C. Alat dan Bahan**

Alat yang digunakan berupa perangkat keras dan perangkat lunak. Perangkat keras yang digunakan berupa laptop Toshiba Satellite C55t-C dengan sistem operasi Windows 10 Ultimate 64-bit Copyright ©2018 Microsoft Corporation. Dengan

*processor* : Intel® Core™ i3-4005U CPU @1,70GHz, *Installed Memory* (RAM) 4,00 GB. Perangkat lunak berupa aplikasi PCTTRAN 2LOOP PWR dan *software* Microsoft Office Word 2010, dan Microsoft Office Excell 2010.

#### **D. Metode dan teknik penelitian**

##### **1. Tahap Persiapan**

Tahap persiapan dilakukan dengan mengumpulkan informasi mengenai kecelakaan reaktor Three Mile Island. Informasi yang dimaksud disini yaitu berupa jenis reaktor, cara kerja reaktor, kronologi kejadian kecelakaan, dan cara menanggulangi kecelakaan reaktor itu sendiri. Informasi yang diperlukan dapat diperoleh melalui buku dan jurnal yang membahas reaktor Three Mile Island dan kecelakaannya.

Tahap persiapan ini juga dilakukan dengan mempelajari cara pengoperasian aplikasi PCTTRAN 2LOOP PWR yang akan digunakan dalam penelitian. Aplikasi ini melakukan proses simulasi berdasarkan perubahan variabel yang diatur dan memberikan hasil berupa grafik. Hal yang perlu dipelajari dari aplikasi ini meliputi cara menjalankan aplikasi, mengubah nilai *power demand*, melakukan proses *scram* atau trip reaktor, menggunakan pompa dan katup pendingin *High Pressure Injection* (HPI), dan cara mengubah nilai volume *Reactor Coolant System*(RCS).

##### **2. Teknik Pengumpulan Data**

Mengumpulkan data sekuens kecelakaan dengan setiap peristiwanya dan menyesuaikan perlakuan antara data sekuens reaktor dengan aplikasi PCTTRAN 2LOOP PWR.

### 3. Pengoperasian Aplikasi

Pengoperasian aplikasi diawali dengan *running test* untuk memastikan apakah aplikasi dapat digunakan untuk simulasi atau tidak. Hasil *running* akan ditampilkan dalam bentuk grafik yang diolah dalam *software* Microsoft Office Excell dikarenakan *running* dijalankan lebih dari 1000 sekon. Hal ini dikarenakan aplikasi PCTTRAN tidak mampu menampilkan grafik hasil *running* lebih dari 1000 sekon. Maka dari itu pembuatan grafik dilakukan dalam *software* Microsoft Office Excell yang *file*-nya sudah disimpan saat selesai proses *running*.

Grafik yang akan ditampilkan menggunakan beberapa singkatan yang akan dijelaskan seperti di bawah ini:

- 1) P (*Pressure RCS*) : Tekanan pada *reactor coolant system* (RCS)
- 2) PSGA (*Pressure Steam Generator A*) : Tekanan pada *steam generator A*
- 3) TAVG (*Temperature RCS Average*) : Suhu rata-rata RCS
- 4) TFPK (*Temperature Peak Fuel*) : Suhu bahan bakar
- 5) VOL ( *Volume RCS Liquid*) : Volume cairan RCS
- 6) CNH<sub>2</sub> (*Concentration of H<sub>2</sub> in containment*) : Konsentrasi hidrogen

Singkatan tersebut berdasarkan besaran yang terdapat pada aplikasi.

#### a. Kondisi normal

Kondisi normal menunjukkan reaktor bekerja tanpa gangguan. Berikut adalah langkah menjalankan aplikasi dengan kondisi normal:

- 1) Membuka aplikasi PCTTRAN

- 2) Memilih menu Restart lalu pilih submenu Initial Conditions. Klik Initial Condition 1, lalu klik OK.
- 3) Jika muncul kotak pertanyaan, klik NO.
- 4) Menjalankan *running* dengan klik tombol Run pada *toolbar* atau Toggle di bawah.
- 5) Untuk menambah kecepatan *running* dapat dilakukan dengan klik tombol angka disamping Toggle. Kecepatan dapat ditingkatkan sampai 16 kali.
- 6) Jika *running* berhenti pada detik ke-1000 dan muncul kotak pertanyaan untuk keluar, maka klik NO.
- 7) Lalu klik menu Restart, pilih submenu Initial Condition.
- 8) Klik Save New IC, klik IC nomor 6. Isi deskripsi IC sebagai nama IC baru, lalu klik OK, dan jika muncul kotak pertanyaan kembali, klik Yes.
- 9) Klik IC nomor 6 sebagai IC baru, lalu klik OK. Jika muncul kotak pertanyaan untuk menyimpan data *running*, klik OK jika ingin menyimpan. Pilih lokasi penyimpanan, jenis dan nama file, lalu klik OK. Jika tidak ingin menyimpan, klik NO pada kotak pertanyaan penyimpanan file.
- 10) Melanjutkan *running* dengan kembali memilih tombol Run atau Toggle.
- 11) Jika proses *running* sudah mencapai detik ke-3000, hentikan proses dengan klik tombol Freeze pada *toolbar* atau Toggle di bawah.
- 12) Proses pembuatan grafik dapat dilakukan dengan membuka kembali file yang tersimpan dan membuat grafik secara manual.

**b. Power demand menurun menjadi 40%**

*Power demand* merupakan jumlah energi panas reaktor yang diinginkan. Penurunan *power demand* dilakukan dengan penurunan menjadi 40% dari keadaan normal 100%. Berikut cara menjalankan aplikasi dengan penurunan *power demand* 40%:

- 1) Membuka aplikasi PCTRAN
- 2) Memilih menu Restart lalu pilih submenu Initial Conditions. Klik Initial Condition 1, lalu klik OK.
- 3) Jika muncul kotak pertanyaan, klik No.
- 4) Jalankan aplikasi sampai detik ke-5 untuk mendapatkan keadaan *steady state*. Setelah selesai lalu menekan tombol *freeze*.
- 5) Untuk menurunkan nilai Power Demand, klik tombol M pada kotak Turbine di sebelah kanan atas, lalu ketik angka 40%. Klik OK.
- 6) Lalu melanjutkan proses *running* seperti pada proses *running* kondisi normal nomor 4 sampai selesai.

**c. Trip reaktor**

Trip reaktor merupakan keadaan reaktor dimana batang kendali diturunkan semua sehingga menghentikan aktivitas reaktor. Trip reaktor dapat dilakukan dengan menekan tombol Reactor pada *Main Mimic*. Berikut adalah langkahnya:

- 1) Membuka aplikasi PCTRAN

- 2) Memilih menu Restart lalu pilih submenu Initial Conditions. Klik Initial Condition 1, lalu klik OK.
- 3) Jika muncul kotak pertanyaan, klik No.
- 4) Jalankan aplikasi sampai detik ke-5 untuk mendapatkan keadaan *steady state*. Setelah selesai lalu menekan tombol *freeze*.
- 5) Untuk melakukan trip reaktor, tekan tombol *Reactor* sampai tombol berubah menjadi merah.
- 6) Lalu melanjutkan proses *running* seperti pada proses *running* kondisi normal nomor 4 sampai selesai.

#### 4. Simulasi kecelakaan

- a. Memulai simulasi seperti pada *running* test dengan Initial Condition 1 dengan *Power demand* 100%.
- b. Menjalankan simulasi selama 5 sekon untuk mencapai keadaan *steady state*.
- c. Menghentikan proses simulasi.
- d. Memulai simulasi kecelakaan dengan menonaktifkan *condensate pumps* dan kedua *auxiliary feedwater isolation valves*.
- e. Menjalankan simulasi dengan menambah kecepatan sampai waktu ke-1500 sekon.
- f. Mengaktifkan katup PORV saat tekanan RCS mencapai 165 bar.
- g. Melanjutkan simulasi sampai waktu ke-6000 sekon.
- h. Mengamati grafik perubahan tekanan reaktor (P), temperatur reaktor (TAVG), temperatur bahan bakar (TFPK) dan lainnya.

Hasil simulasi kecelakaan ini akan dibandingkan dengan literatur penelitian yang dilakukan oleh Chang Young Paik dkk.

## **5. Studi Parameter Meminimalisir Dampak Kecelakaan**

Peminimalisir dampak kecelakaan ini dilakukan berdasarkan prinsip *Defence in depth*. Prinsip *Defence in Depth* yang digunakan pada penelitian ini yaitu pencegahan dan penanggulangan kecelakaan. Pada penanggulangan digunakan sistem ECCS yaitu mengalirkan air dari pompa HPI yang bertujuan untuk menurunkan nilai tekanan dan suhu bahan bakar yang mengalami LOCA. Sedangkan pada pencegahan kecelakaan digunakan cara memperbesar volume RCS untuk meminimalisir kandungan hidrogen penyebab ledakan berdasarkan hukum Boyle, Charles dan Gay Lussac. Studi parameter ini bertujuan untuk menentukan kapasitas air dari pompa HPI dan volume RCS. Pada proses penentuan kapasitas air dari pompa HPI, semakin besar kapasitas air yang dialirkan maka semakin dingin reaktor. Dan dalam pengubahan volume RCS, semakin besar volume RCS maka prosentase hidrogen dalam RCS semakin kecil.

Pada penelitian ini dilakukan studi parameter dengan urutan variasi kapasitas air dari pompa HPI yang terdiri dari 3 pompa dengan dimulai dengan mengaktifkan 1 pompa HPI dengan kapasitas 50%, 1 pompa HPI dengan kapasitas 100%, 2 pompa HPI dengan kapasitas 100% dan 50%, 2 pompa HPI dengan kapasitas 100% 100%, mengaktifkan 3 pompa HPI dengan kapasitas 100% 100% 50%, mengaktifkan 3 pompa HPI dengan kapasitas ketiganya 100%. Dari beberapa nilai

tersebut akan diambil data terbaik yang ditandai dengan adanya penurunan nilai suhu dan tekanan reaktor.

Sedangkan saat penentuan nilai volume RCS, peningkatan nilai volume akan dilakukan dengan penambahan  $100\text{m}^3$  dari volume RCS awal  $180\text{m}^3$  sehingga nilai yang akan dipakai yaitu  $190\text{m}^3$ ,  $200\text{m}^3$ ,  $210\text{m}^3$ ,  $220\text{m}^3$ ,  $230\text{m}^3$  dan seterusnya. Nilai terbaik yang akan diambil adalah nilai yang menghasilkan konsentrasi hidrogen 0% selama simulasi.

## **6. Proses simulasi penanganan kecelakaan**

### **a. Penanganan dengan Pengaktifan Pompa HPI**

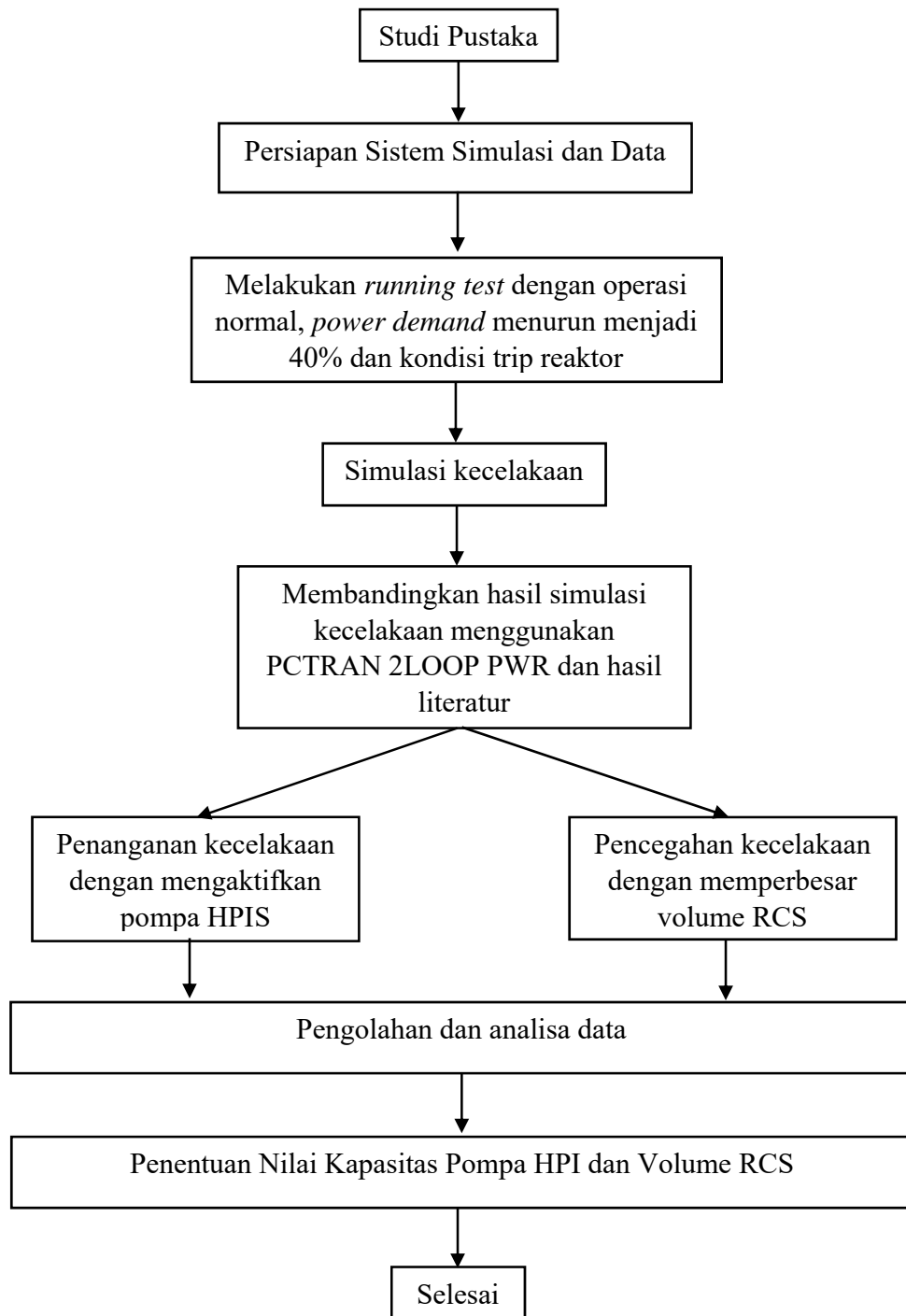
- 1) Menjalankan simulasi kecelakaan sampai waktu ke-6000 sekon.
- 2) Mengaktifkan 1 pompa HPI dengan kapasitas 50%, 1 pompa HPI dengan kapasitas 100%, 2 pompa HPI dengan kapasitas 100% dan 50%, 2 pompa HPI dengan kapasitas 100% 100%, mengaktifkan 3 pompa HPI dengan kapasitas 100% 100% 50%, mengaktifkan 3 pompa HPI dengan kapasitas ketiganya 100%.
- 3) Mengamati dan menganalisis grafik perubahan tekanan RCS (P), temperatur rata-rata RCS (TAVG), dan volume cairan RCS (VOL).

### **b. Penanganan dengan Perbesaran Nilai Volume RCS**

- 1) Membuka aplikasi PCTTRAN
- 2) Memilih menu Restart lalu pilih submenu Initial Conditions. Klik Initial Condition 1, lalu klik OK.
- 3) Jika muncul kotak pertanyaan, klik No.

- 4) Untuk mengubah nilai volume RCS dapat dilakukan dengan memilih menu Edit, lalu pilih submenu Basic Data.
- 5) Dalam kotak Select Variable, pilih VRCS sebagai variabel volume RCS.
- 6) Pada kotak New Value, isi angka 1,90 e 02 sebagai nilai volume RCS baru.
- 7) Klik Save, lalu Close.
- 8) Lalu melanjutkan proses *running* seperti pada proses *running* kondisi normal nomor 4 sampai selesai
- 9) Mengulangi proses *running* untuk variasi volume 200m<sup>3</sup>, 210m<sup>3</sup> dan 220m<sup>3</sup>.
- 10) Mengamati dan menganalisis grafik konsentrasi Hidrogen yang dihasilkan.

### E. Diagram Alur Penelitian



Gambar 9. Diagram Alur Penelitian

## BAB IV

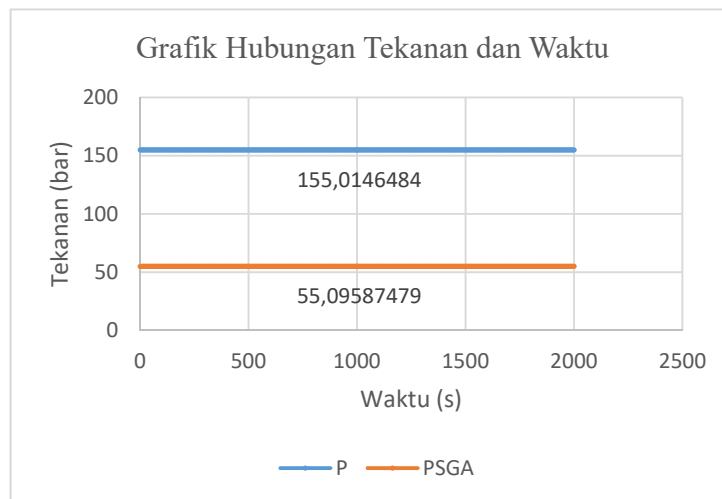
### HASIL PENELITIAN DAN PEMBAHASAN

#### A. *Running test* PCSTRAN 2LOOP PWR

Untuk mengetahui apakah aplikasi dapat digunakan untuk mensimulasikan berjalannya suatu reaktor, maka perlu diadakan *running test*. Berikut adalah hasil dari proses *running* dengan tiga parameter yaitu Kondisi Tanpa Gangguan, *Power Demand* Menurun Menjadi 40%, dan Keadaan Reaktor Trip.

##### 1. Kondisi Tanpa Gangguan

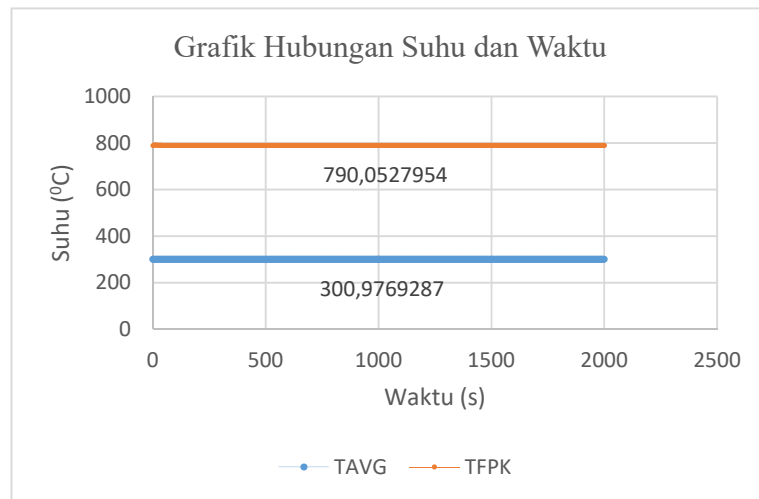
Kondisi tanpa gangguan adalah kondisi reaktor tanpa adanya perubahan pengaturan. Kondisi ini diperlihatkan dengan nilai tekanan RCS, tekanan *steam generator*, suhu bahan bakar dan parameter lainnya yang konstan. Hasil simulasi kondisi tanpa gangguan untuk tekanan diperlihatkan pada Gambar 10 dibawah ini.



Gambar 10. Grafik Hubungan Tekanan dan Waktu pada Kondisi Normal

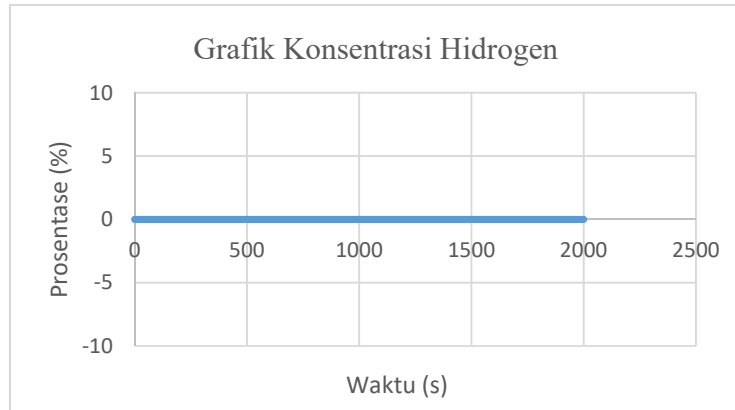
Pada Gambar 10 ditunjukkan grafik hubungan tekanan dan waktu dimana terdapat dua data yaitu data dengan nama P yang berarti Tekanan RCS dan PSGA yang merupakan Tekanan *Steam Generator A*. Pada gambar terlihat hasil simulasi pada kondisi normal memberikan nilai tekanan yang konstan terhadap waktu yaitu nilai P sekitar 155 bar dan PSGA sekitar 55 bar.

Kondisi konstan ini terjadi pula pada grafik hubungan suhu dan waktu yang ditunjukkan pada Gambar 11.



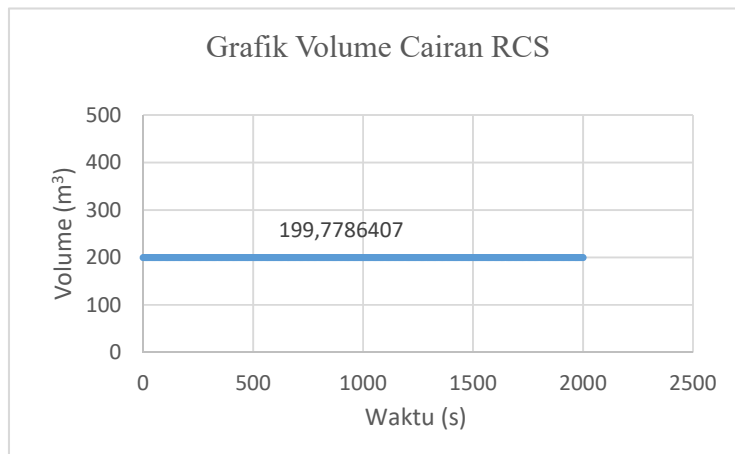
Gambar 11. Grafik Hubungan Suhu dan Waktu pada Kondisi Normal

Pada Gambar 11 memperlihatkan grafik hubungan suhu dan waktu dengan dua data yaitu TAVG yang berarti Suhu Rata-rata RCS dan TFPK yang merupakan Suhu Bahan Bakar. Hasil yang didapat dari *running test* kondisi normal pada grafik hubungan suhu dan bahan bakar memberikan nilai yang konstan pada TAVG dengan nilai sekitar 300°C dan TFPK sekitar 790°C. Hal ini berlaku pula pada grafik konsentrasi hidrogen pada Gambar 12.



Gambar 122. Grafik Konsentrasi Hidrogen pada Simulasi Kondisi Normal

Gambar 12 menunjukkan grafik konsentrasi hidrogen bernilai 0 konstan yang berarti selama simulasi *running test* kondisi normal tidak ada kandungan hidrogen dalam RCS.



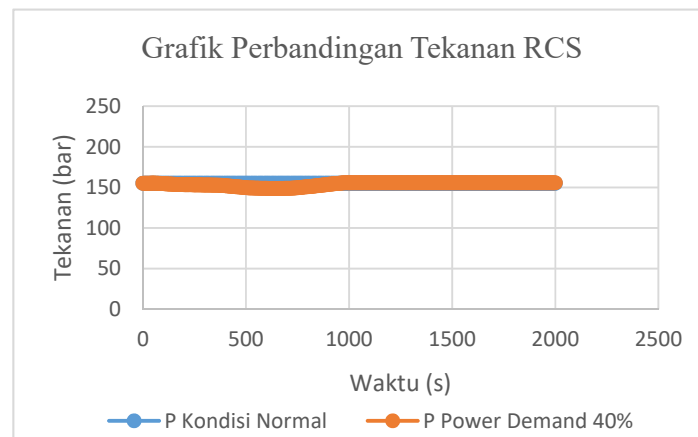
Gambar 13. Grafik Volume Cairan RCS pada Simulasi Kondisi Normal

Gambar 13 menunjukkan grafik volume cairan RCS yang konstan. Keadaan konstan ditunjukkan dengan grafik yang tetap pada angka sekitar  $199\text{m}^3$ .

*Running test* PCTRAN 2LOOP PWR berjalan dengan baik. Hasil simulasi sesuai dengan hasil simulasi yang dilakukan oleh Dr. Li-Chi Cliff (Cliff, 2011). Hal ini menunjukkan bahwa hasil simulasi kondisi normal oleh PCTRAN 2LOOP PWR baik.

## 2. *Power Demand* Menurun Menjadi 40%

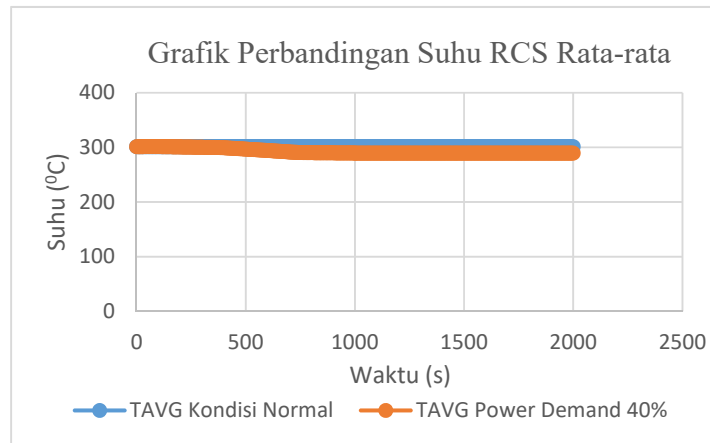
Kondisi *power demand* menurun menjadi 40% yaitu keadaan reaktor dimana permintaan daya turbin diatur menjadi 40%. Keadaan ini menimbulkan perubahan pada reaktor untuk menyesuaikan *power demand* yang berubah dari 100% menjadi 40%. Hasil simulasi *running test* dengan *power demand* menurun menjadi 40% yang dibandingkan dengan hasil simulasi kondisi normal dapat dilihat pada grafik dibawah.



Gambar 13. Grafik Perbandingan Tekanan RCS Power Demand Menurun Menjadi 40% dan Kondisi Normal

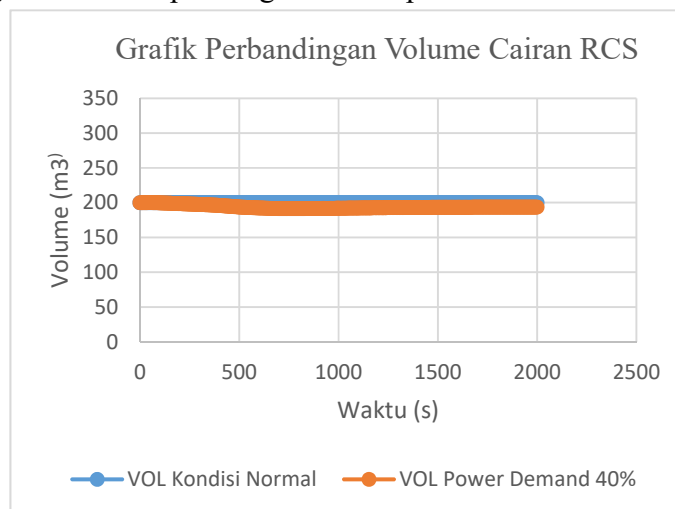
Gambar 14 menunjukkan hasil simulasi dalam grafik perbandingan tekanan RCS pada *Power demand* menurun menjadi 40% dengan grafik warna oranye dan kondisi normal yang berwarna biru. Pada saat *power demand* menurun menjadi 40%

katup pengatur memungkinkan lebih sedikit uap ke turbin pada *loop* sekunder. Hal ini mengakibatkan penurunan tekanan RCS seperti yang ditunjukkan pada Gambar 14, dan penurunan suhu RCS rata-rata seperti yang digambarkan pada Gambar 15.



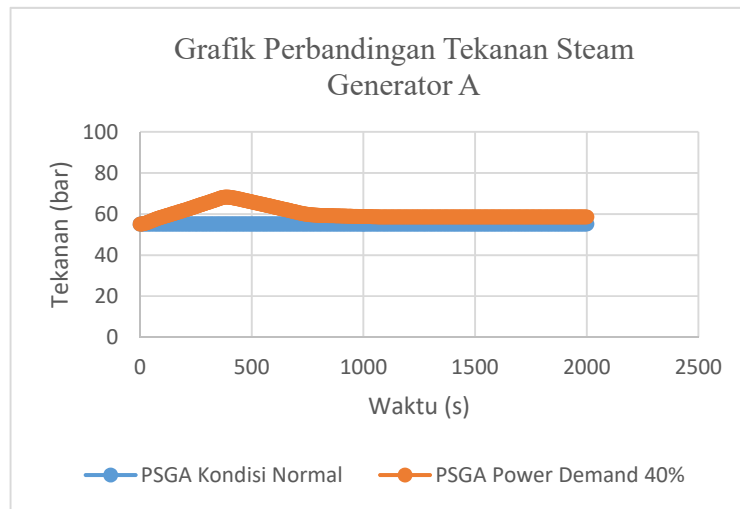
Gambar 15. Grafik Perbandingan Suhu RCS Rata-rata pada Simulasi *Power Demand* Menurun Menjadi 40% dan Kondisi Normal

Suhu rata-rata RCS mengalami penurunan akibat berkurangnya uap air yang mengalir pada *loop* sekunder. Menurunnya suhu rata-rata RCS mengakibatkan volume cairan dalam RCS juga menurun seperti digambarkan pada Gambar 16.



Gambar 16. Grafik Perbandingan Volume Cairan RCS Simulasi *Power Demand* Menurun Menjadi 40% dan Kondisi Normal

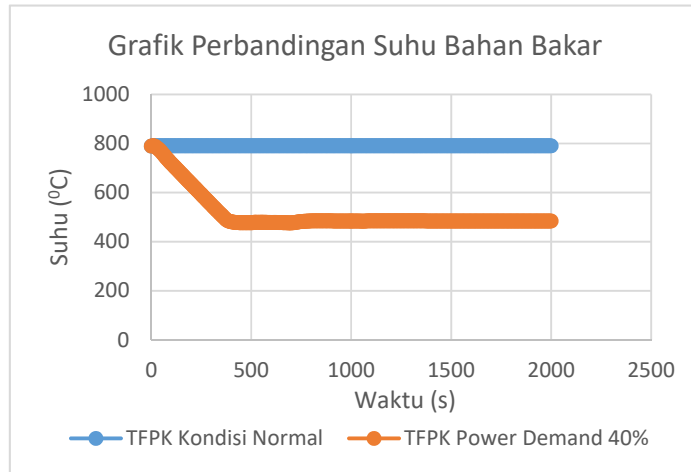
Penurunan aliran uap pada *loop* sekunder juga mengakibatkan penurunan tekanan pada *steam generator* seperti pada Gambar 17.



Gambar 17. Grafik Perbandingan Tekanan Steam Generator pada Simulasi Penurunan Power Demand Menjadi 40% dan Kondisi Normal

Namun setelah daya turbin mencapai 40% pada sekitar 300 detik tekanan RCS kembali stabil. Aliran air dalam RCS menyesuaikan aliran uap pada *loop* sekunder yang diperlukan pada level ini. Volume cairan RCS mengikuti perubahan aliran air hingga kondisi tunak.

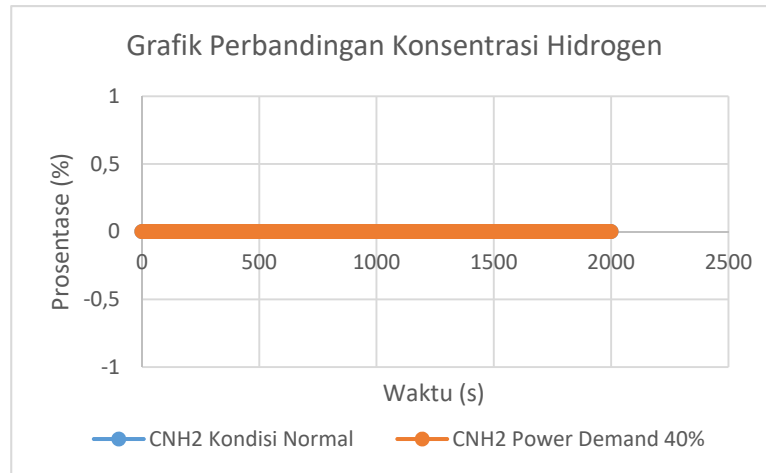
Pada grafik suhu bahan bakar seperti pada Gambar 18 terdapat adanya penurunan nilai.



Gambar 18. Grafik Perbandingan Suhu Bahan Bakar pada Simulasi Power Demand Menurun Menjadi 40% dan Kondisi Normal

Gambar 18 menunjukkan perbandingan antara suhu bahan bakar atau TFPK pada kondisi normal yang berwarna biru dengan saat *power demand* menurun menjadi 40%. Pada saat *power demand* menurun menjadi 40% terdapat adanya perbedaan permintaan daya antara turbin dan reaktor. Keadaan daya turbin yang lebih rendah memberikan sinyal di reaktor bahwa reaktor harus menyesuaikan daya yang dihasilkan dengan daya permintaan turbin. Permintaan daya turbin yang menurun membuat reaktor menerima sinyal untuk menurunkan daya dengan mengurangi aktivitas reaksi fisi didalam reaktor. Cara untuk menurunkan reaksi fisi didalam reaktor dilakukan dengan menurunkan batang kendali yang akan mengendalikan jumlah neutron dalam reaktor. Reaksi fisi yang berkurang menyebabkan penurunan suhu yang dihasilkan yang selanjutnya dinamakan dengan suhu bahan bakar. Penurunan suhu bahan bakar

pada simulasi ini dapat dilihat pada Gambar 18 pada simulasi detik awal sampai detik ke-300. Setelah detik ke-300 suhu bahan bakar kembali konstan karena daya yang dihasilkan oleh reaktor sudah sesuai dengan *power demand* turbin.

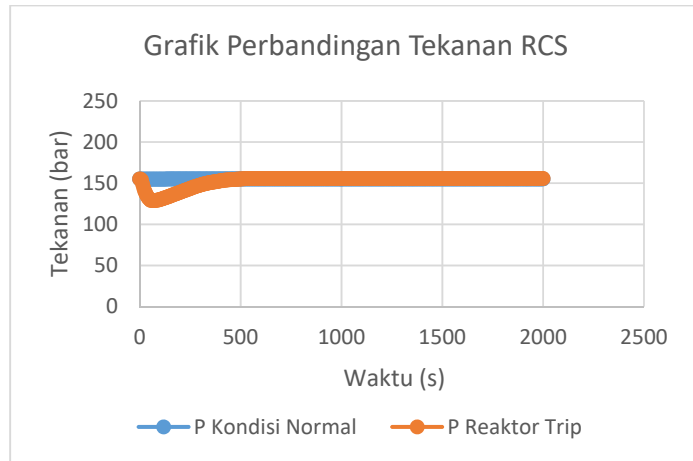


Gambar 19. Grafik Perbandingan Konsentrasi Hidrogen pada Simulasi Power Demand Berubah Menjadi 40% dan Kondisi Normal

Pada saat simulasi *power demand* menurun menjadi 40% tidak terdapat adanya kecelakaan yang menyebabkan terbentuknya gas hidrogen didalam RCS. Hal ini terbukti seperti ditunjukkan pada Gambar 19 dimana konsentrasi hidrogen didalam reaktor selama simulasi bernilai 0. Hasil simulasi *power demand* menurun menjadi 40% sesuai dengan hasil simulasi yang dilakukan oleh Dr. Li-Chi Cliff (Cliff, 2011).

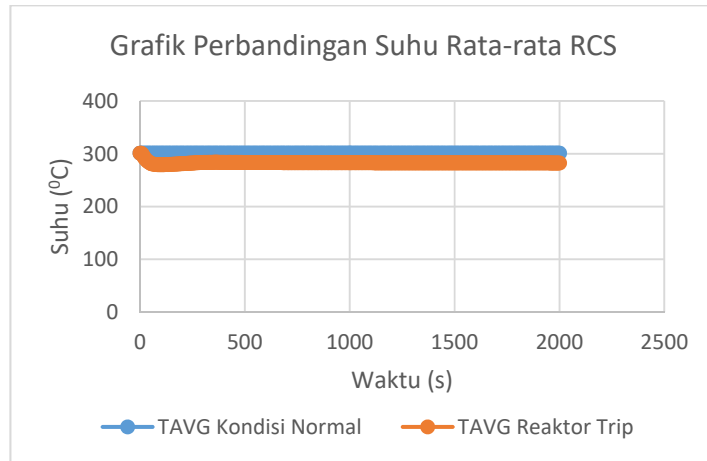
### 3. Keadaan Trip Reaktor

Keadaan trip reaktor adalah keadaan dimana seluruh batang kendali turun. Pada aplikasi PCTAN, trip reaktor dapat dilakukan dengan menekan tombol *Reactor* sehingga berubah warna menjadi merah.



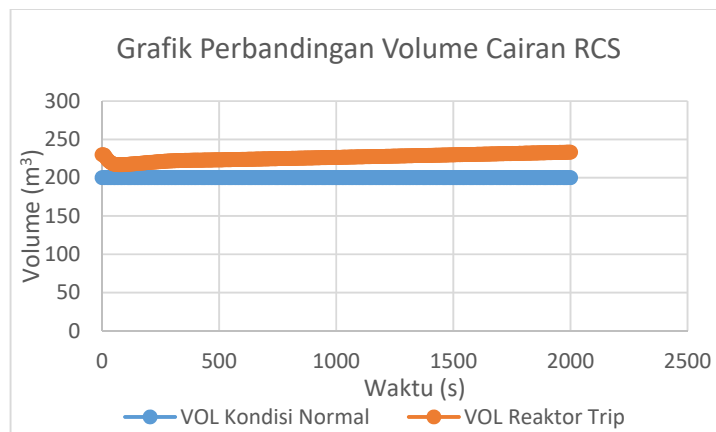
Gambar 20. Grafik Perbandingan Tekanan RCS pada Simulasi Kondisi Reaktor Trip dan Kondisi Normal

Pada Gambar 20 terdapat adanya perbedaan data antara simulasi trip reaktor dengan simulasi kondisi normal. Pada Gambar 20 terdapat adanya penurunan nilai tekanan RCS pada saat reaktor trip. Sama seperti saat simulasi penurunan *power demand* menjadi 40%, penurunan ini diakibatkan oleh berkurangnya aliran pendingin pada *loop* sekunder dalam bentuk uap air. Pada keadaan trip reaktor penurunan tekanan RCS lebih besar dibandingkan dengan saat simulasi penurunan *power demand* menjadi 40% karena batang kendali yang turun lebih banyak.



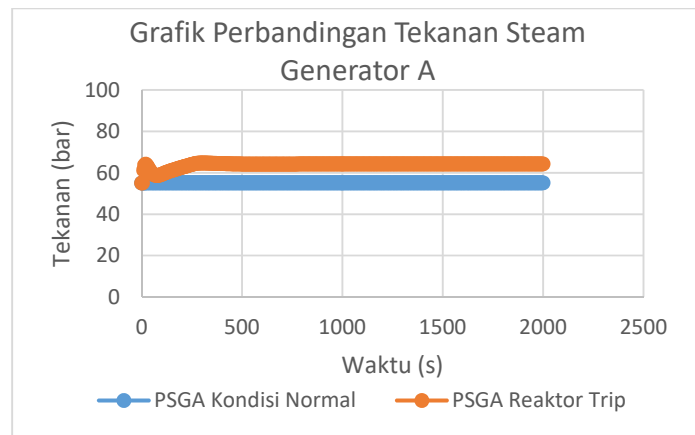
Gambar 21. Grafik Perbandingan Suhu Rata-rata RCS pada Simulasi Reaktor Trip dan Kondisi Normal

Penurunan aliran uap pada *loop 2* diikuti pula oleh penurunan suhu rata-rata RCS. Penurunan suhu rata-rata RCS menyebabkan penyusutan air pada RCS seperti yang diperlihatkan pada Gambar 21.



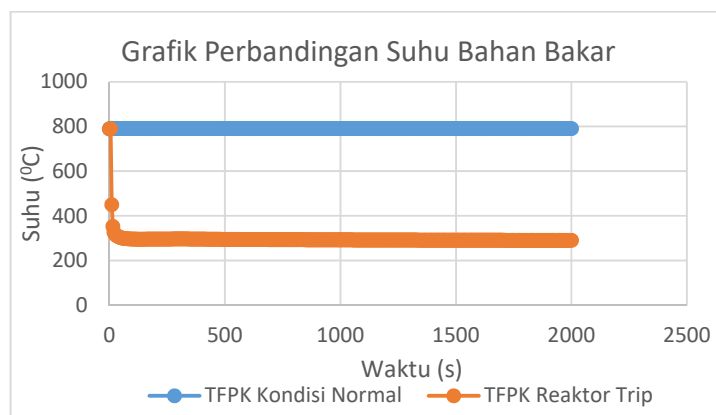
Gambar 22. Grafik Perbandingan Volume Cairan RCS pada Simulasi Kondisi Trip Reaktor dan Kondisi Normal

Namun penurunan ini hanya sebentar. Volume RCS kembali stabil seiring dengan stabilnya nilai tekanan RCS.



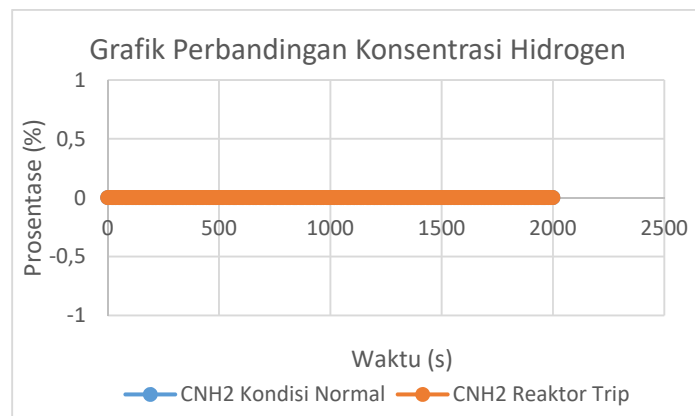
Gambar 23. Grafik Perbandingan Tekanan Steam Generator A pada Simulasi Kondisi Trip Reaktor dan Kondisi Normal

Tekanan *steam generator* atau PSGA juga menurun akibat sedikitnya uap air yang mengalir pada *loop* sekunder.



Gambar 24. Grafik Perbandingan Suhu Bahan Bakar pada Simulasi Kondisi Reaktor Trip dan Kondisi Normal

Kedua trip reaktor yang merupakan turunya seluruh batang kendali menghentikan sebagian besar aktivitas reaksi fisi didalam reaktor. Hal ini menyebabkan energi panas hasil reaksi fisi berkurang secara drastis. Hal ini terlihat pada Gambar 24 pada dimulai dari detik ke-5 sampai detik ke-100. Setelah detik ke-100 tidak ada lagi penurunan atau bahkan kenaikan nilai suhu bahan bakar dikarenakan seluruh bahan kendali tetap turun dan tidak mengalami perubahan.



Gambar 25. Grafik Perbandingan Konsentrasi Hidrogen pada Simulasi Kondisi Trip Reaktor dan Kondisi Normal

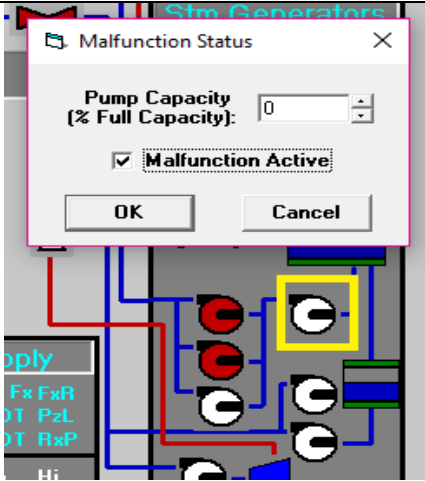
Simulasi kondisi reaktor trip tidak menghasilkan hidrogen dalam RCS. Hal ini dikarenakan bahan bakar tidak meleleh sehingga *cladding* zircaloy tidak mengalami reaksi.

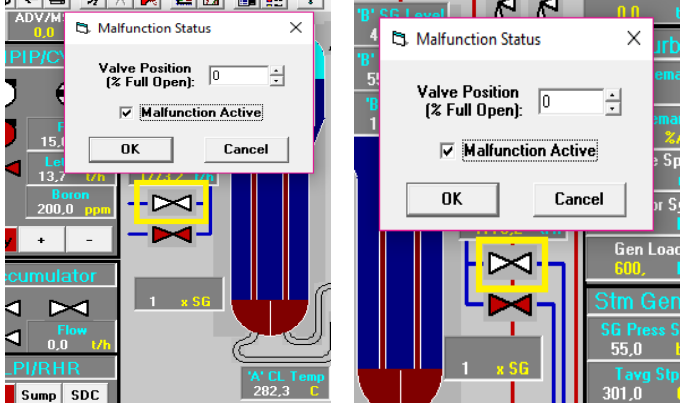
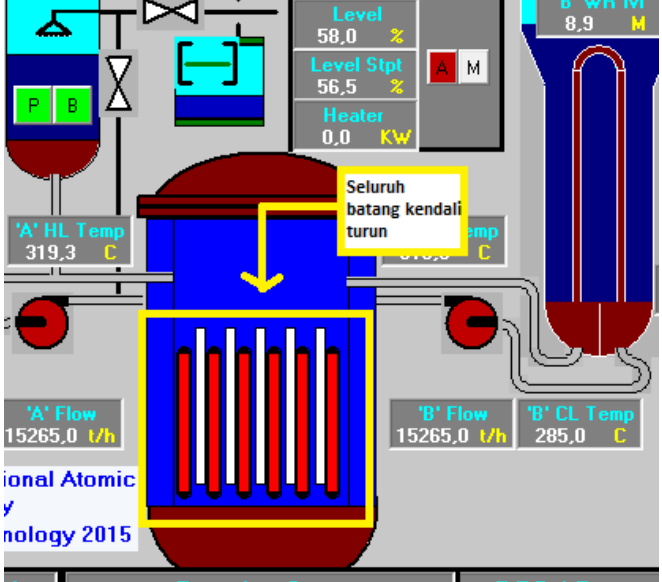
Simulasi kondisi reaktor trip ini sesuai dengan yang dilaporkan oleh Dr. Li-Chi Cliff (Cliff, 2011). Maka simulasi kondisi trip reaktor ini berjalan dengan baik.

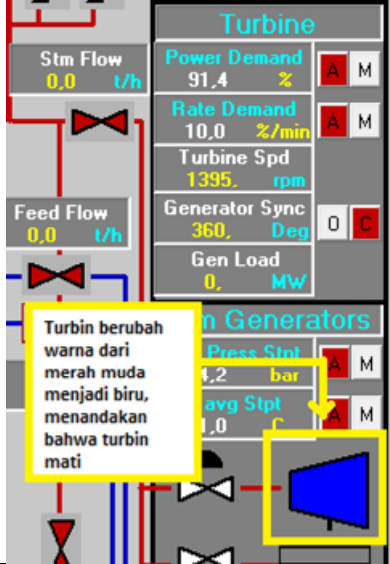
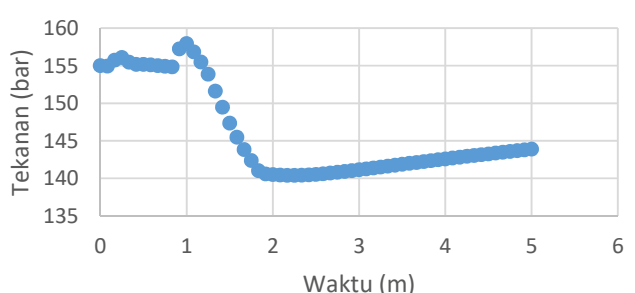
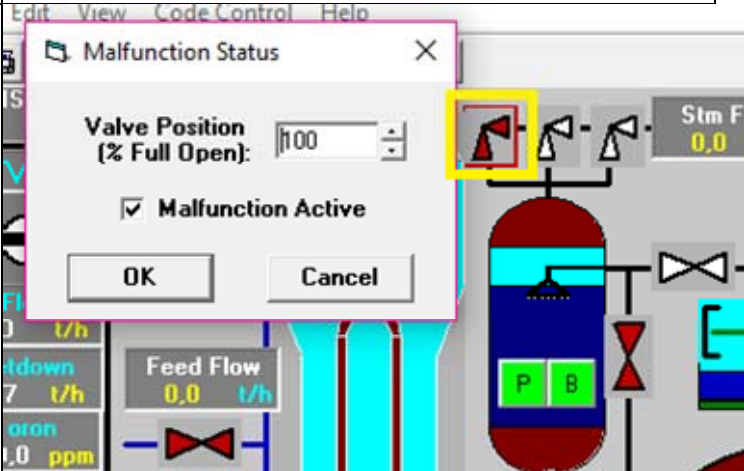
## B. Hasil Simulasi Kecelakaan

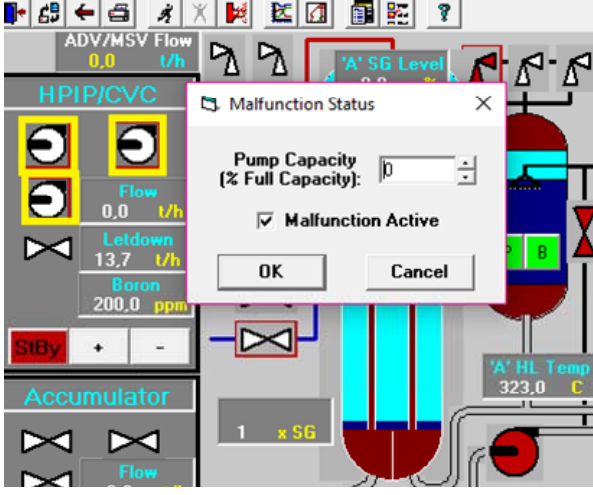
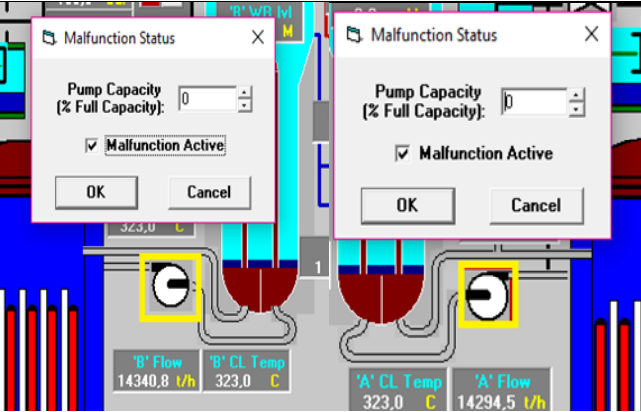
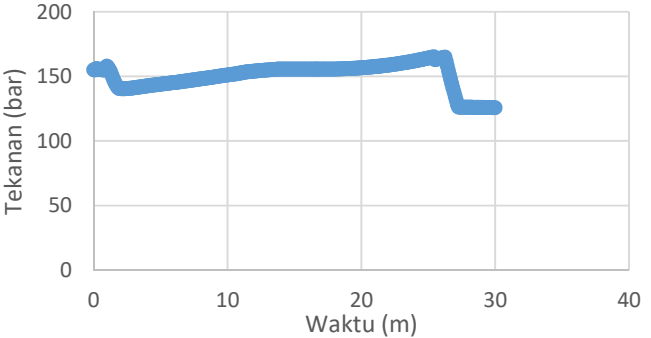
Simulasi kecelakaan dilakukan berdasarkan tahapan yang disusun dari kronologi kejadian. Simulasi ini dilakukan dengan menyesuaikan antara data sekuens dengan spesifikasi aplikasi PCSTRAN. Berikut proses simulasi kecelakaan oleh PCSTRAN 2LOOP PWR berdasarkan data sekuens:

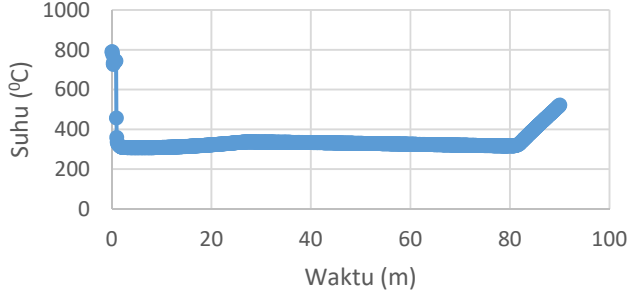
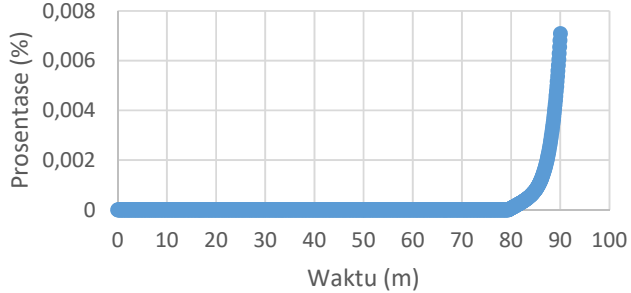
Tabel 4. Proses Simulasi Kecelakaan Three Mile Island dengan Aplikasi PCSTRAN 2LOOP PWR

Waktu	Kejadian	Gambar
00.00.05	Pompa kondensat nonaktif sebagai peyebab utama kecelakaan	 <p data-bbox="719 1361 1377 1478">Pipa kondensat yang diberi tanda kotak kuning mati ditandai dengan perubahan warna menjadi warna putih</p>

00.00.06	<p><i>Auxiliary feedwater isolation valves</i> mati</p>	 <p>Kedua katup <i>auxiliary feedwater</i> mati ditandai dengan katup berwarna putih</p>
00.00.50	<p>Kecelakaan terdeteksi oleh inti sehingga mengakibatkan penurunan batang kendali atau reaktor trip</p>	

00.00.56	Keadaan ini diikuti oleh nonaktifnya turbin. Pada saat ini kecelakaan tidak terdeteksi oleh operator dan operator membaca bahwa keadaan ini normal.	
00.02.20	Akibat suhu yang meningkat, tekanan RCS mulai meningkat	<p style="text-align: center;">Grafik Tekanan RCS</p>  <p style="text-align: center;">Tekanan RCS mulai meningkat dari menit ke-2 akibat sisa panas di inti</p>
00.25.00	Katup PORV terbuka dikarenakan level air di <i>pressurizer</i> penuh sehingga meloloskan air	

00.25.05	Pompa HPI tertutup dikarenakan tekanan RCS dideteksi kembali normal. Padahal penurunan tekanan RCS diakibatkan oleh lolosnya air melalui katup PORV.	
00.25.16	Pompa reaktor utama nonaktif	 <p data-bbox="730 1288 1374 1384">Kedua pompa reaktor utama mati ditandai dengan perubahan warna menjadi putih</p>
00.26.20	Tekanan reaktor berkurang	<p data-bbox="890 1413 1177 1451">Grafik Tekanan RCS</p>  <p data-bbox="719 1805 1369 1881">Tekanan RCS berkurang setelah menit ke 20 akibat lepasnya uap melalui katup PORV</p>

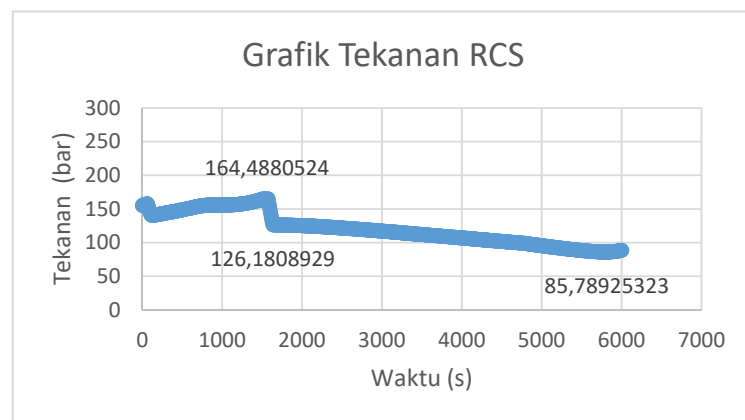
01.19.32	Suhu bahan bakar melambung	<p style="text-align: center;"><b>Grafik Suhu Bahan Bakar</b></p>  <p style="text-align: center;">Suhu bahan bakar melambung setelah menit ke-80 akibat LOCA</p>
01.19.37	Hidrogen mulai terbentuk akibat lelehan <i>cladding</i> zircaloy yang bereaksi dengan air H <sub>2</sub> O	<p style="text-align: center;"><b>Grafik Konsentrasi Hidrogen</b></p>  <p style="text-align: center;">Hidrogen mulai terbentuk setelah menit ke-80 akibat reaksi antara <i>cladding</i> Zircaloy dengan air H<sub>2</sub>O</p>

Tabel diatas menampilkan proses simulasi berdasarkan tahapan simulasi kecelakaan. Untuk gambar proses, objek yang mengalami perubahan ditandai dengan kotak warna kuning.

Simulasi kecelakaan dengan PCTTRAN dianalisis hingga 6000 detik. Setelah itu, level air SG mulai turun hingga mencapai *setpoint running* reaktor sekitar 40 detik. Karena kekurangan pendingin, suhu dan tekanan pendingin reaktor meningkat hingga

reaktor trip. Penurunan volume cairan RCS juga terjadi saat reaktor trip. Namun, karena masih terdapat sisa panas di inti, tekanan RCS naik lagi meskipun penyemprot *pressurizer* aktif.

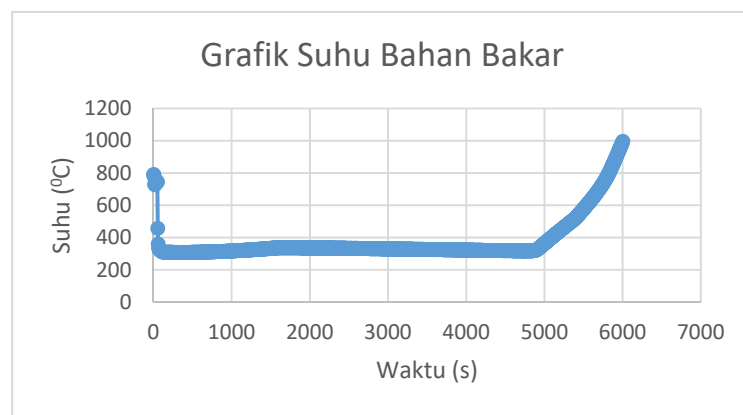
Ketika PORV terus terbuka, uap dilepaskan melalui katup dan sistem pendingin reaktor cepat tertekan. Melalui PORV yang terus terbuka, pendingin reaktor terus-menerus keluar dalam bentuk uap dan volume cairan sistem pendingin reaktor lebih rendah. Karena HPIS dimatikan secara manual, dan air pendingin reaktor mendidih, inti terbuka dan suhu bahan bakar mulai naik. Akhirnya, ketika suhu kelongsong puncak cukup tinggi dan menghasilkan hidrogen. Konsentrasi hidrogen di gedung reaktor mulai meningkat



Gambar 26. Grafik Tekanan RCS pada Simulasi Kecelakaan

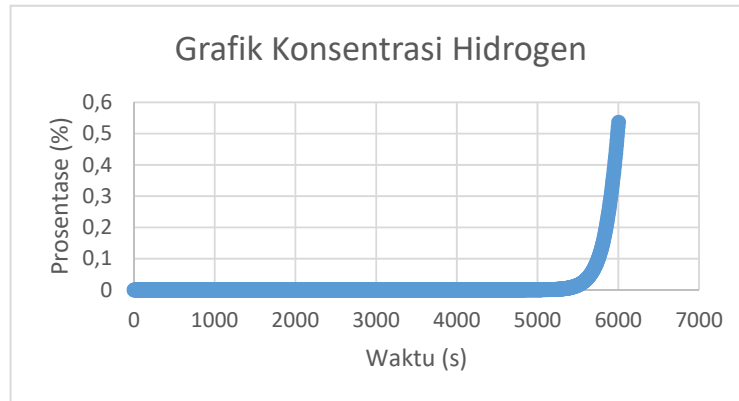
Gambar 26 menyajikan perubahan tekanan sistem pendingin reaktor selama 6000 detik simulasi. Setelah penurunan tekanan awal, tekanan meningkat hingga mencapai *setpoint* untuk pembukaan PORV sekitar 1500 detik. Setelah dibuka, PORV terus menerus terbuka karena kerusakan mekanisnya, bahkan setelah tekanan

mencapai *setpoint* penutupan PORV. Karena pendingin terus mengalir melalui katup PORV, tekanan RCS berkurang dan membuat semua cairan pendingin mengering. Penurunan tajam terjadi di awal grafik suhu bahan bakar seperti ditunjukkan pada Gambar 27, dan bahan bakar yang terendam berhasil dipertahankan konstan suhu sekitar 300°C.



Gambar 27. Grafik Suhu Bahan Bakar pada Simulasi Kecelakaan

Dibandingkan dengan grafik hasil simulasi tanpa kecelakaan, perubahan naik turun pada grafik hasil simulasi kecelakaan menunjukkan adanya kecelakaan. Contoh kecelakaan dapat dilihat dengan membandingkan grafik suhu bahan bakar kondisi normal (Gambar 11) yang berada di suhu sekitar 790°C, grafik suhu bahan bakar saat kecelakaan (Gambar 27) mengalami penurunan yang drastis di awal dan pada akhir *running* suhu melambung, berbeda jauh dengan grafik pada kondisi normal.



Gambar 28. Grafik Konsentrasi Hidrogen pada Simulasi Kecelakaan

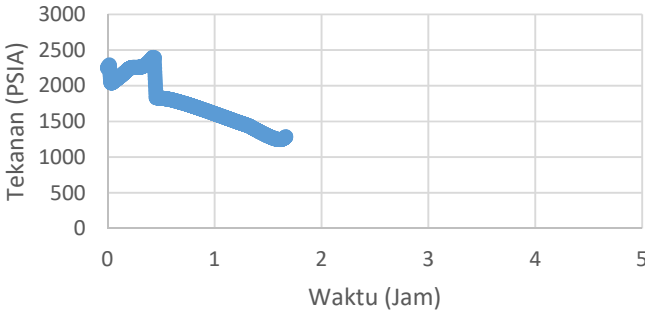
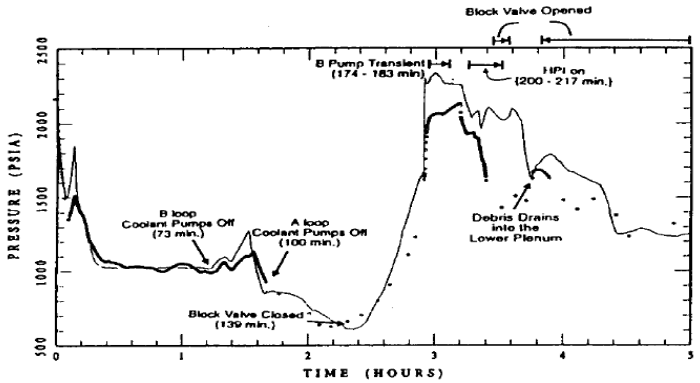
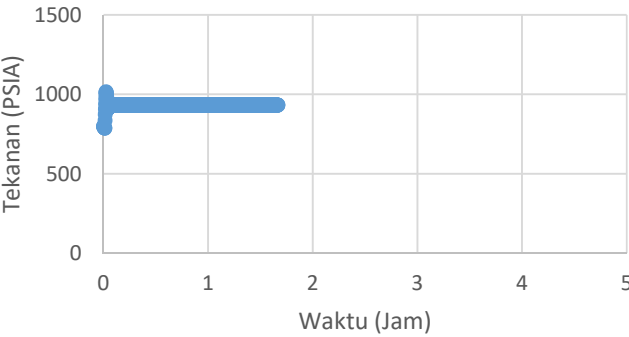
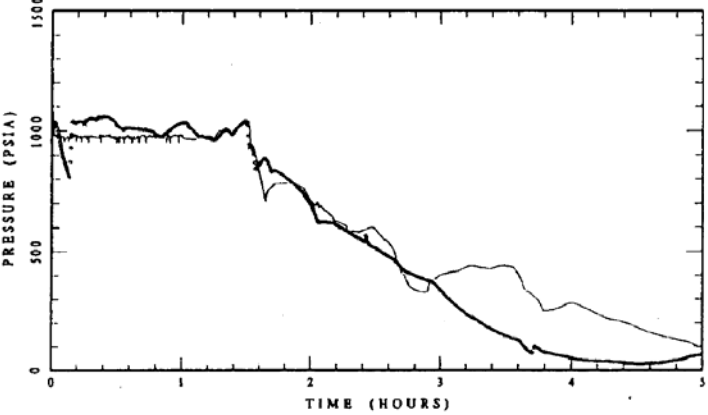
Namun, pada saat bahan inti mulai rusak (sekitar 4.500 detik), suhu bahan bakar puncak mulai melambung dan reaksi hidrogen meningkat. Setelah suhu *cladding* Zircaloy meningkat dengan cepat, reaksi yang menghasilkan hidrogen antara zirkonium dan air mengalami peningkatan dan konsentrasi hidrogen dalam reaktor bangunan meningkat (Gambar 28). Gas hidrogen ringan terakumulasi di bagian atas reaktor bangunan dan ketika konsentrasinya melebihi 5%, ia dapat meledak bahkan dari percikan kecil.

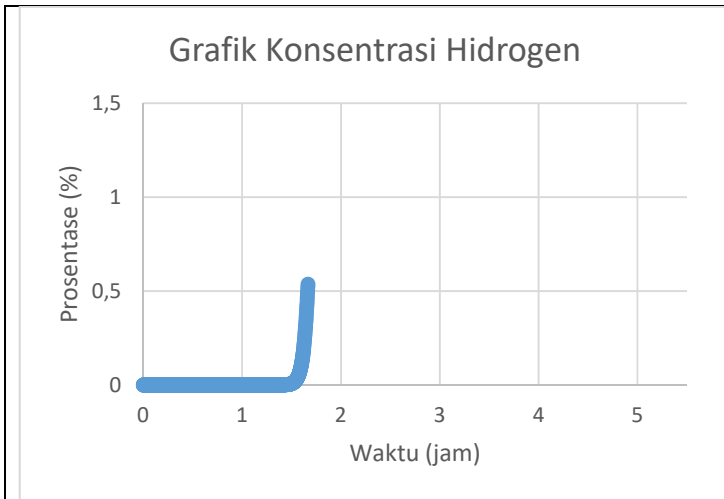
### C. Perbandingan Hasil Simulasi PCTRAN 2LOOP PWR dan Literatur

Untuk memastikan apakah hasil simulasi kecelakaan nuklir reaktor Three Mile Island dengan menggunakan PCTRAN 2LOOP PWR benar, maka dilakukan proses membandingkan antara hasil simulasi PCTRAN 2LOOP PWR dengan literatur. Literatur yang digunakan sebagai perbandingan adalah hasil penelitian yang dilakukan oleh Chan Young Paik dkk (Paik, Henry, & McCartney, 1995). Setelah hasil perbandingan selesai dan terdapat kesesuaian antara hasil simulasi PCTRAN 2LOOP

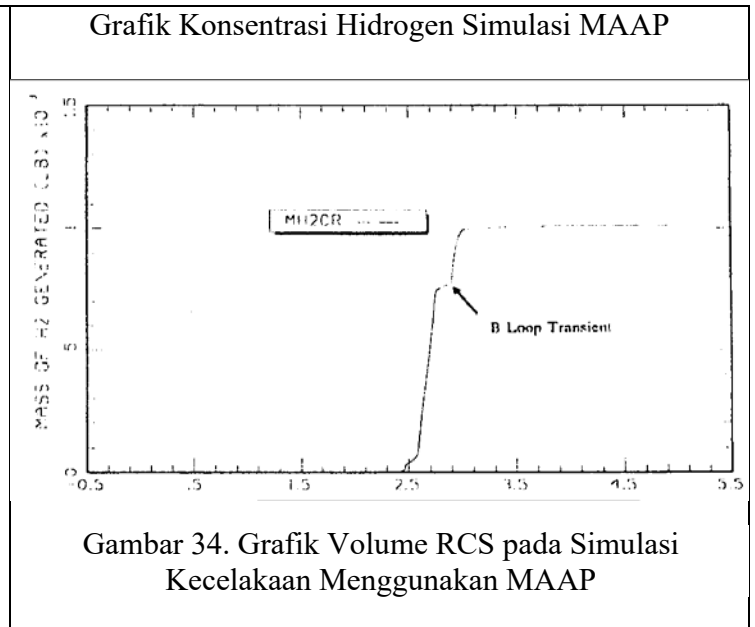
PWR dengan hasil penelitian Chan Young Paik dkk, maka dilakukan proses penanganan dan pencegahan kecelakaan reaktor nuklir Three Mile Island.

Tabel 5. Perbandingan Hasil Simulasi PCTTRAN dan MAAP

Hasil Simulasi Kecelakaan Menggunakan PCTTRAN	Hasil Literatur
<p data-bbox="279 633 568 672">Grafik Tekanan RCS</p>  <p data-bbox="114 1041 762 1146">Gambar 29. Grafik Tekanan RCS pada Simulasi Kecelakaan Menggunakan PCTTRAN dalam Satuan Waktu Jam dan Tekanan PSIA</p>	<p data-bbox="922 663 1410 701">Grafik Tekanan RCS Simulasi MAAP</p>  <p data-bbox="810 1099 1524 1137">Gambar 30. Grafik Tekanan RCS pada Simulasi MAAP</p>
<p data-bbox="151 1238 660 1276">Grafik Tekanan Steam generator A</p>  <p data-bbox="79 1680 754 1785">Gambar 31. Grafik Tekanan Steam Generator A pada Simulasi Kecelakaan Menggunakan PCTTRAN dalam Satuan Waktu Jam dan Tekanan PSIA</p>	<p data-bbox="842 1249 1490 1288">Grafik Tekanan Steam Generator Simulasi MAAP</p>  <p data-bbox="837 1720 1503 1792">Gambar 32. Grafik Teakanan Steam Generator pada Simulasi Kecelakaan Menggunakan MAAP</p>



Gambar 33. Grafik Konsentrasi Hidrogen pada Simulasi Kecelakaan Menggunakan PCTRAN dalam Satuan Waktu Jam



Gambar 34. Grafik Volume RCS pada Simulasi Kecelakaan Menggunakan MAAP

Grafik perbandingan diatas hanya menampilkan tiga parameter dikarenakan pada literatur hanya menampilkan beberapa grafik dan yang parameternya sama seperti parameter di PCTRAN hanya ada tiga.

Grafik yang dihasilkan oleh literatur yang disimulasikan oleh aplikasi MAAP mensimulasikan kecelakaan sampai 5 jam. Namun proses kecelakaan yang ditampilkan di grafik hanya berlangsung selama 100 menit. Pada grafik tersebut juga ditampilkan perbandingan antara hasil simulasi MAAP yang ditandai dengan garis halus dengan kejadian aslinya yang ditandai dengan garis tebal. Perbandingan yang dihasilkan antara hasil simulasi PCTRAN dengan MAAP tidak terlalu jauh. Hanya saja pada grafik konsentrasi hidrogen MAAP tidak menunjukkan adanya peningkatan konsentrasi hidrogen selama 100 menit pertama, berbeda dengan hasil simulasi PCTRAN yang sudah menunjukkan adanya hidrogen dalam reaktor. Hal ini

dikarenakan simulasi PCTTRAN hanya berdasarkan skenario yang diterjemahkan ke dalam grafik, sedangkan hasil simulasi MAAP adalah hasil simulasi berdasarkan data asli kecelakaan. Pada grafik tekanan RCS juga terdapat perbedaan dimana pada data simulasi PCTTRAN tekanan RCS puncak mencapai hampir 2500 PSIA sedangkan hasil simulasi MAAP bahkan tidak mencapai 2000 PSIA. Hal ini dikarenakan simulasi dengan PCTTRAN hanya berdasarkan analisa data sekuens secara kualitatif tidak seperti hasil simulasi MAAP yang berdasarkan data sekuens asli dengan data kuantitatifnya.

#### **D. Simulasi Penanganan Kecelakaan**

Selanjutnya, akan disimulasikan penanganan kecelakaan yang dapat dilakukan untuk mengurangi dampak kecelakaan pada reaktor Three Mile Island unit 2. Seperti yang sudah disampaikan sebelumnya, penyebab utama kecelakaan Three Mile Island unit 2 adalah kegagalan fungsional pompa pendingin sekunder yang dapat ditangani oleh dua hal: (1) menambah pasokan air sebagai pendingin dari sistem ECCS, dan (2) menambah volume RCS untuk mengurangi konsentrasi hidrogen penyebab ledakan.

Pada bagian ini, akan disimulasikan beberapa parameter pada kedua hal di atas untuk melihat kombinasi yang paling baik untuk menangani kecelakaan pada Three Mile Island unit 2.

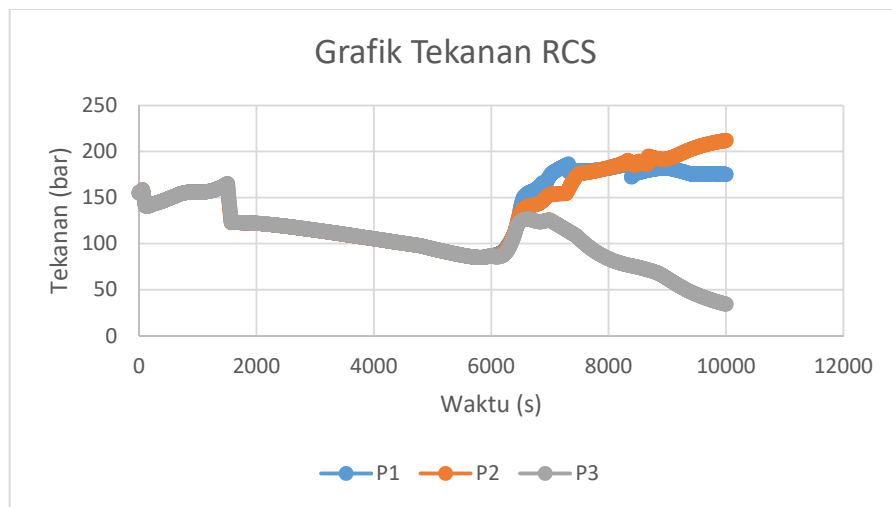
##### **1. Hasil *Running* dengan Pemberian Air Pompa HPI**

Terdapat tiga buah pompa HPI pada Three Mile Island unit 2, yaitu HPI 1, HPI 2 dan HPI 3. Pada penelitian ini dilakukan simulasi beberapa kombinasi penggunaan ketiga pompa ini, yaitu:

Tabel 6. Perbandingan Konsentrasi Pompa HPI

Kasus	HPI 1	HPI 2	HPI 3
P1	50%	0%	0%
P2	100%	0%	0%
P3	100%	50%	0%
P4	100%	100%	0%
P5	100%	100%	50%
P6	100%	100%	100%

Dari hasil simulasi secara berurutan dari P1, nilai terbaik didapatkan dengan melakukan percobaan kasus P3, maka dari itu hasil kasus P4 dan selanjutnya tidak ditampilkan. Hasil dari simulasi kasus ini dapat dilihat pada Gambar 35, Gambar 36 dan Gambar 37.

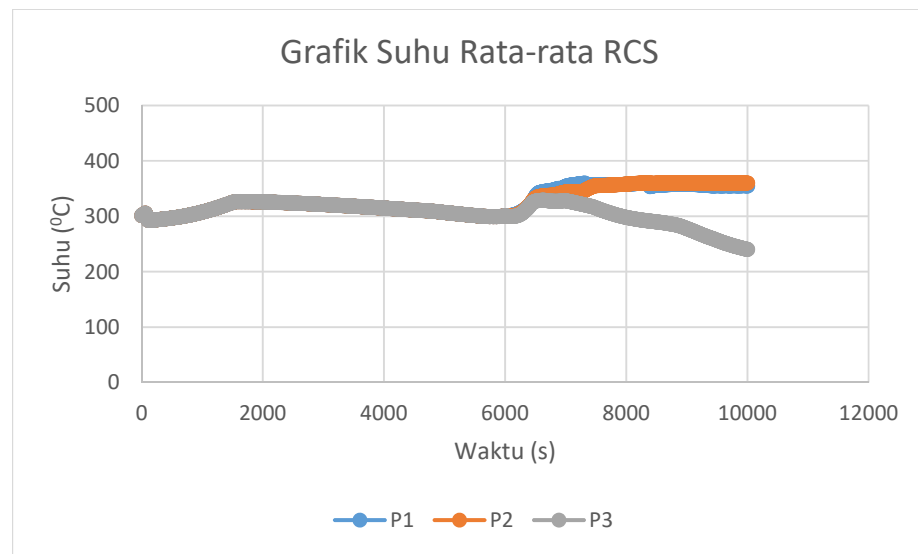


Gambar 35. Grafik Tekanan RCS Hasil Simulasi dengan Variasi Kapasitas Pompa HPI

Dari grafik dapat terlihat adanya penurunan tekanan RCS setelah detik ke 6000 pada kasus P3, dibandingkan dengan hasil simulasi kasus P1 dan P2. Hal ini dikarenakan dengan kapasitas keluaran air dari pompa HPI pada kasus P3 sudah

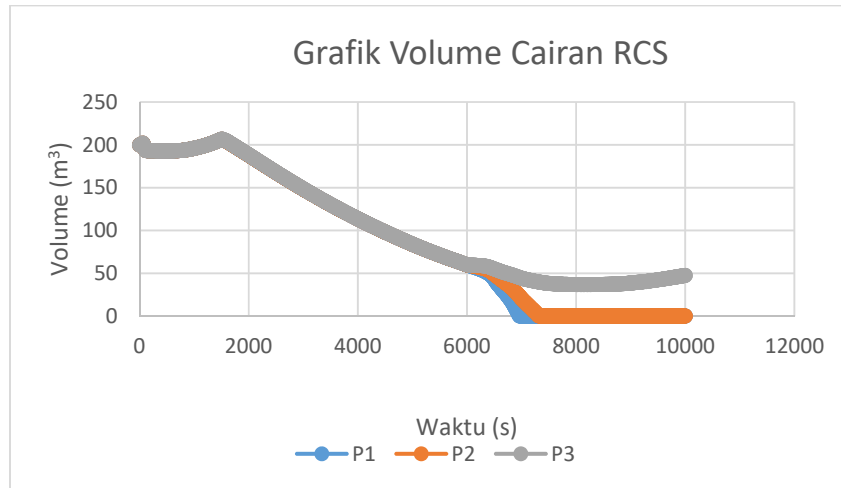
mampu menurunkan tekanan RCS reaktor pasca kecelakaan. Hal ini diikuti pula oleh penurunan suhu rata-rata RCS seperti grafik di bawah ini.

Penurunan nilai suhu rata-rata RCS juga terlihat setelah detik ke-6000 pada data hasil simulasi kasus P3. Hal ini dikarenakan kapasitas air yang keluar dari



Gambar 36. Grafik Suhu Rata-rata RCS Hasil Simulasi dengan Variasi Kapasitas Pompa HPI

pompa HPI mampu mendinginkan RCS sehingga tidak terjadi peningkatan suhu rata-rata RCS lebih tinggi.



Gambar 37. Grafik Tekanan RCS Hasil Simulasi dengan Variasi Kapasitas Pompa HPI

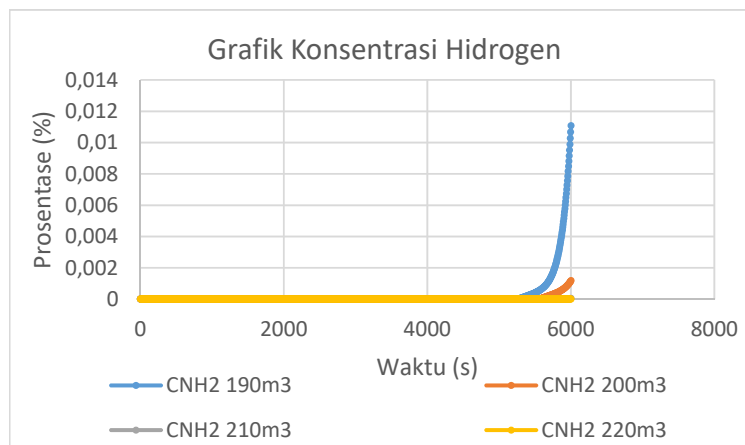
Sedangkan pada grafik volume cairan RCS, pada data kasus P1 dan P2 setelah detik ke-6000 mencapai  $0\text{m}^3$  yang berarti bahwa cairan pendingin pada RCS benar-benar habis menjadi uap melalui katup PORV seperti dijelaskan pada data kecelakaan di BAB II. Sedangkan pada data kasus P3 masih terdapat cairan RCS seperti ditunjukkan pada grafik.

Tujuan utama dari sistem keselamatan ini adalah menurunkan nilai temperatur dan tekanan RCS. Dan dari grafik terlihat bahwa ada penurunan nilai pada suhu RCS rata-rata dan tekanan RCS yang merupakan keadaan yang lebih baik dibandingkan dengan jika kita mengatur keluaran pompa yang lebih sedikit.

## 2. Hasil Simulasi dengan Penambahan Volume RCS

Penyebab ledakan pada suatu reaktor adalah volume hidrogen yang bertambah akibat reaksi antara *cladding* Zircaloy dengan uap sehingga menimbulkan pertambahan tekanan yang jika diteruskan maka akan menimbulkan ledakan. Untuk itu perlu adanya penanganan kecelakaan dengan mempertimbangkan penurunan konsentrasi hidrogen terhadap volume RCS. Penanganan penurunan konsentrasi hidrogen dilakukan dengan memperbesar volume RCS.

Dari hasil studi parameter, didapat nilai volume terbaik yaitu 220 m<sup>3</sup> dari



Gambar 38. Grafik Konsentrasi Hidrogen pada Simulasi dengan Variasi Kapasitas Pompa HPI

sampel 190 m<sup>3</sup>, 200 m<sup>3</sup> dan 210 m<sup>3</sup> dari nilai volume awal 180 m<sup>3</sup>. Nilai terbaik ditandai dengan konsentrasi hidrogen 0%. Dari grafik tersebut, data antara penambahan volume 210m<sup>3</sup> dengan 220m<sup>3</sup> hampir terlihat sama. Namun terdapat sedikit perbedaan dimana pada data volume 210m<sup>3</sup> tidak menunjukkan konsentrasi yang bernilai 0%.

## **BAB V**

### **KESIMPULAN DAN SARAN**

#### **A. Kesimpulan**

Dari hasil penelitian yang dihasilkan, maka dapat disimpulkan bahwa:

1. Aplikasi PCTRAN 2LOOP PWR dapat mensimulasikan kecelakaan nuklir Three Mile Island berdasarkan data kecelakaan dan menghasilkan grafik kecelakaan yang sesuai dengan data kecelakaan.
2. Kondisi perubahan tekanan, suhu bahan bakar dan kandungan hidrogen dalam RCS memberikan hasil bahwa reaktor Three Mile Island mengalami kecelakaan.
3. Perbandingan hasil simulasi PCTRAN 2LOOP PWR dengan literatur menunjukkan kesesuaian dengan membandingkan hasil simulasi dari kedua aplikasi.
4. Skenario meminimalisir dampak kecelakaan dilakukan dengan mengalirkan air dari pompa HPI dengan kapasitas 100% dan 50% dengan tujuan utama untuk mendinginkan reaktor dan dengan memperbesar ukuran RCS menjadi 220m<sup>3</sup> mengurangi konsentrasi hidrogen yang dapat menyebabkan ledakan reaktor.

#### **B. Saran**

Dalam penelitian ini pasti terdapat kekurangan, sehingga diperlukan pengembangan guna menyempurnakan penelitian ini. Oleh karena itu penulis memberikan saran sebagai berikut:

1. Perlu adanya sistem keselamatan lain yang mampu dengan lebih efektif meminimalisir dampak kecelakaan nuklir.
2. Perlu adanya pengembangan aplikasi agar proses *running* tidak berhenti setiap 1000 sekon dan dapat melakukan proses *plotting* langsung pada aplikasi tersebut.
3. Sebaiknya dilakukan proses perhitungan matematis lagi untuk menyesuaikan antara volume air ECCS dari pompa HPI di aplikasi dan di reaktor sebenarnya.

## DAFTAR PUSTAKA

- Alatas, Z., Hidayati, S., Akhadi, M., Purba, M., Purwadi, D., Ariyanto, S., Syahril. (2009). *Buku Pintar Nuklir*. Jakarta: Badan Tenaga Nuklir Nasional.
- Ardhyarini, N., Setiawan, D. I., & Nardey, S. (2013). *Pengaruh Tekanan Reaktor pada Penghidrorengkahan Batu Bara*. Jurnal Kimia Terapan Indonesia.
- Badan Tenaga Nuklir Nasional. (2015). *Reaktor Nuklir dan Keselamatannya*. Jakarta: Badan Tenaga Nuklir Nasional BATAN.
- Batra, C., Jeremovic, T., & Lee, J. (2019). *PCTTRAN Generic Pressurized Water Reactor Simulator Exercise Handbook*. Vienna: International Atomic Energy Agency.
- Chaplin, R. (2015). *Introduction to Nuclear Reactors. The Essential CANDU*.
- Cliff, Li Chi. (2011). *PCTTRAN Personal Computer Transient Analyzer For a Two-loop PWR and TRIGA Reactor*. New Jersey: Micro-Simulation Technology.
- Dewan Energi Nasional. (2014). *Outlook Energi Indonesia*.
- Dibyو, S. (2009). *Perhitungan Desain Termal Kondensor pada Sistem Pendingin PWR*. Seminar Nasional V SDM Teknologi Nuklir. Yogyakarta.
- Duderstadt, J., & Hamilton, L. (1976). *Nuclear Reactor Analysis*. New York: Wiley.
- Fauske, A. (2017). *Integrating MAAP with Other Software Using the MAAP API*.
- International Atomic Energy Agency. (2005). *WWER-1000 Reactor Simulator: Material for Training Courses and Workshops*. Vienna: IAEA.
- International Atomic Energy Agency. (2019). *PCTTRAN Generic Pressurized Water Reactor Simulator Exercise Handbook*. Vienna.
- Kuntoro, I. (2017). *Keselamatan Reaktor Nuklir*. Jakarta: BATAN Press.
- Nofitri, Akbar, H., Ismawati, S. S., Verina, H., Lyjamil, V. N., Soleh, M., . . . Irzaman. (2013). *Pembuktian Hukum Boyle pada Gas Ideal Berbantuan Data Studio Software dalam Praktikum Termodinamika*. Prosiding Simposium Nasional Inovasi dan Pembelajaran Sains. Bandung: <http://proceedings.fi.itb.ac.id/cps/>.
- Paik, C. Y., Henry, R. E., & McCartney, M. A. (1995). *MAAP4.0 Benchmarking with The TMI-2 Experience*. International Conference on Probabilistic Safety Assessment.

- Ragheb, M. (2015). Three Mile Island Accident.
- Sembiring, T. (2008). Kemungkinan Dibangunnya Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir di Indonesia.
- Spielberg, R. (2009). A Matter of Degree. International Atomic Energy Agency IAEA.
- Sunarya, Y., & Setiabudi, A. (2009). Mudah dan Aktif Belajar Kimia. Jakarta: Setia Purna Inves.
- Susanti. (2015). Pengaruh Variasi Konsentrasi Uranium dalam Bahan Bakar Uranil Nitrat dan Uranil Sulfat Terhadap Nilai Keff Aqueous Homogenous Reactor (AHR). Prosiding Pertemuan dan Presentasi Ilmiah - Penelitian Dasar Ilmu Pengetahuan dan Teknologi Nuklir 2015. Yogyakarta: Pusat Sains dan Teknologi Akselerator - BATAN.