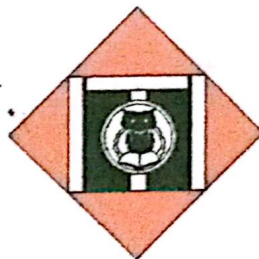


# **SIMULASI KECELAKAAN HILANGNYA AIR UMPAN PADA PWR-600 DENGAN MENGGUNAKAN ARS**

*Tugas Akhir*

*Disusun untuk memenuhi salah satu syarat  
Memperoleh gelar Sarjana Strata-1 (S1)  
pada Jurusan Teknik Informatika*



Oleh:

Nama	: Sandy Ganaaditya
Nomor Pokok	: 015930019
NIRM	: 933206716750018

**TEKNIK INFORMATIKA  
FAKULTAS TEKNOLOGI INDUSTRI  
INSTITUT TEKNOLOGI INDONESIA  
SERPONG 1999**

# LEMBAR PENGESAHAN

*Disetujui sebagai Laporan Tugas Akhir  
dengan judul*

## **SIMULASI KECELAKAAN HILANGNYA AIR UMPAN PADA PWR-600 DENGAN MENGGUNAKAN ARS**

Disusun oleh:

Nama	: Sandy Ganaaditya
Nomor Pokok	: 015930019
NIRM	: 933206716750018

Serpong, Mei 1999

Mengetahui,

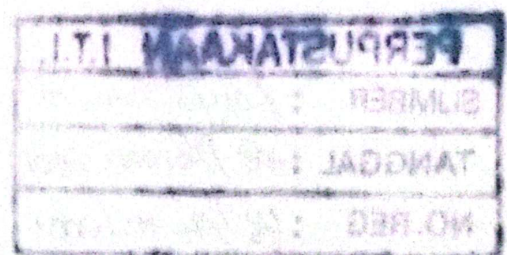
Pembimbing Tugas Akhir

Ketua Jurusan Teknik Informatika

(Ir. Piping Supriatna, M.Sc)



(DR. Ing. Kondar Siahaan)





# IAEA ARS

Advanced Reactor Simulation

Version 1.1

PWR 600 MWe

International Atomic Energy Agency

February 1998

Press any key or mouse button to continue

---

## ABSTRAKSI

### **Simulasi Kecelakaan Hilangnya Air Umpan Pada PWR-600 Dengan Menggunakan ARS**

Dengan semakin meningkatnya penggunaan tenaga listrik di dunia pada umumnya dan di Indonesia pada khususnya, maka kita dituntut untuk dapat memenuhi kebutuhan dari penggunaan listrik tersebut. Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN) merupakan salah satu dari sekian banyak pembangkit listrik yang dapat memenuhi kebutuhan tenaga listrik. Untuk mencegah terjadinya kesalahan fungsi pada pengoperasian reaktor, maka digunakanlah suatu sistem software yang dapat mensimulasikan cara kerja dari reaktor tersebut. Software ini bernama Advance Reactor Simulator (ARS). Topik permasalahan pada makalah ini sangat berhubungan dengan penggunaan ARS, yaitu *Simulasi Kecelakaan Hilangnya Air Umpan Pada PWR-600 Dengan Menggunakan ARS*. Ruang lingkup yang diambil diantaranya:

- Faktor-faktor yang menyebabkan terjadinya kecelakaan hilangnya air umpan pada PWR-600
- Penjelasan mengenai jenis PLTN, yaitu Pressurized Water Reactor-600
- Penggunaan Advance Reactor Simulator

ARS ini merupakan simulasi dari reaktor daya yang *up to date* yang akan selalu dapat diperbaharui sesuai dengan kemajuan teknologi reaktor supaya operator dapat juga memahami perkembangan dari teknologi reaktor ini.



---

# KATA PENGANTAR

Bismillahirrahmanirrahim

Puji dan syukur penulis panjatkan kehadiran Allah SWT atas terselaksainnya makalah Tugas Akhir ini. Tugas Akhir ini merupakan salah satu syarat akademik pada Jurusan Teknik Informatika Fakultas Teknologi Industri Institut Teknologi Indonesia untuk dapat menyelesaikan pendidikan Strata-1.

Topik pembahasan dalam penyusunan Tugas Akhir ini, adalah mengenai Simulasi Kecelakaan Hilangnya Air Umpan Pada Pressurized Water Reactor-600 (PWR-600) Dengan Menggunakan Advance Reactor Simulator (ARS).

Dalam penyelesaian makalah ini, penulis banyak mendapatkan saran dan bantuan dari berbagai pihak. Oleh karena itu pada kesempatan ini penulis mengucapkan terima kasih kepada:

1. Kedua Orangtuaku yang tersayang, kakak-kakakku, dan adik-adikku yang selalu memberikan semangat dan dukungannya.
2. DR. Ing. Kondar Siahaan, Ketua Jurusan Teknik Informatika Institut Teknologi Indonesia, dan selaku penguji pertama.
3. Ir. Sumiarti, Penasehat Akademik Teknik Informatika Institut Teknologi Indonesia.
4. Ir. Piping Supriatna, M.Sc, Dosen Pembimbing Tugas Akhir Jurusan Teknik Informatika Institut Teknologi Indonesia.
5. DR. HM. Syamsa Ardisasmita, penguji kedua.
6. Dipl.Math. Syafwan Syarief, penguji ketiga.

- 
7. Seluruh Staff baik pada Sekretariat Jurusan maupun Laboratorium Teknik Informatika Institut Teknologi Indonesia.
  8. Mamah, ayah, adik, dan kakak Aniek, khususnya untuk kekasihku yang tercinta Aniek yang selalu memberi dorongan dan membantu dalam menerjemahkan.
  9. Rekan-rekanku dari Angkatan'93 khususnya Ruddy, Erfan, Benny, dan yang lainnya yang tidak dapat disebutkan satu-persatu, terima kasih atas bantuan dan kebersamaannya.
  10. Teman-teman dari Angkatan'94, Abdi, Okta, Putut, terima kasih atas bantuan dan kebersamaannya.
  11. Rekan-rekan dari Angkatan'92, Oscar, Quan, Amril terimakasih atas bantuan dan kebersamaannya.
  12. Pihak-pihak lain yang sangat membantu dalam penyelesaian makalah Tugas Akhir ini.

Penulis menyadari keterbatasan kemampuan dan kekurangan yang dimiliki, untuk itu kritik dan saran yang membangun dari pembaca sangat diharapkan. Akhir kata penulis berharap semoga laporan ini dapat bermanfaat bagi kita semua.

Amien...

Serpong, Mei 1999

Penulis



---

# DAFTAR ISI

	Halaman
Abstraksi .....	i
Kata Pengantar .....	ii
Daftar Isi .....	iv
<b>BAB I. PENDAHULUAN</b>	
I.1. Latar Belakang Penelitian .....	1
I.2. Permasalahan Yang Dihadapi .....	2
I.3. Ruang Lingkup Penelitian .....	3
I.4. Metodologi Penyelesaian Masalah .....	4
I.5. Sistematika Penulisan Laporan .....	5
<b>BAB II. LANDASAN TEORI YANG DIGUNAKAN</b>	
II.1. Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir .....	7
II.1.1. Mekanisme Kerja PLTN Jenis PWR .....	9
II.1.2. Air Umpan Pada PLTN Jenis PWR .....	13
II.2. Advance Reactor Simulator .....	16
II.2.1. Model Matematik dan Model Fisik .....	21
II.2.2. Flowchart Pembentukan Program ARS .....	33

---

## **BAB III. SIMULASI MEKANISME KERJA PLTN**

### **JENIS PWR**

#### **III.1. Penggunaan ARS Secara Umum Untuk PLTN**

Jenis PWR ..... 34

#### **III.2. Simulasi Kegagalan Fungsi Hilangnya Air Umpan**

Pada PLTN Jenis PWR ..... 42

#### **III.3. Hasil Simulasi Yang Diperoleh ..... 44**

#### **III.4. Analisis & Evaluasi Perubahan Parameter Fisik**

Yang Terkait Secara Real Time ..... 45

## **BAB IV. DISKUSI DAN SARAN**

IV.1. Diskusi Permasalahan Yang Dihadapi ..... 50

IV.2. Saran Pemecahan Permasalahan ..... 51

**KESIMPULAN ..... 52**

**DAFTAR PUSTAKA ..... 54**



---

## LAMPIRAN

Lampiran 1 .....	55
Lampiran 2 .....	56
Lampiran 3 .....	57
Lampiran 4 .....	58
Lampiran 5 .....	59
Lampiran 6 .....	60
Lampiran 7 .....	61
Lampiran 8 .....	61
Lampiran 9 .....	62
Lampiran 10 .....	62
Lampiran 11 .....	63
Lampiran 12 .....	64
Lampiran 13 .....	65
Lampiran 14 .....	66
Lampiran 15 .....	67
Lampiran 16 .....	68
Lampiran 17 .....	69
Lampiran 18 .....	70
Lampiran 19 .....	71
Lampiran 20 .....	72

---

# BAB I

## PENDAHULUAN

### I.1. Latar Belakang Penelitian

Dengan semakin banyaknya kebutuhan akan tenaga listrik di dunia ini, maka sudah selayaknyalah dicari solusi pemecahan dalam pengadaan tenaga listrik tersebut. Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN) merupakan salah satu solusi pemecahan dalam pengadaan tenaga listrik dari bermacam-macam Pembangkit Listrik yang lain yang terdapat di dunia. Dalam pengoperasian PLTN akan dapat ditemui keuntungan-keuntungan maupun kekurangan-kekurangan. Keuntungan-keuntungan maupun kekurangan-kekurangan PLTN akan dibahas pada bab berikutnya.

Pokok bahasan yang diambil oleh penulis dalam penyusunan makalah Tugas Akhir ini adalah *Simulasi Kecelakaan Hilangnya Air Umpan Pada Pressurized Water Reactor-600 (PWR-600) Dengan Menggunakan Advance Reactor Simulator (ARS)*. Untuk kelancaran dalam pengoperasian reaktor nuklir, banyak faktor-faktor yang harus diperhatikan. Salah satu diantaranya adalah faktor air umpan. Faktor air umpan ini berpengaruh secara langsung terhadap pengoperasian peralatan keras reaktor, karena air umpan merupakan Konfigurasi Sistem Dasar (Basic System Configuration) dari reaktor nuklir. Faktor penting yang perlu diperhatikan dalam pengoperasian PLTN ini antara lain kesiapan operator agar dapat mengoperasikan reaktor daya tersebut secara aman, handal,



---

dan berhasil guna. Untuk itu, maka operator ini perlu mendapat pelatihan baik secara teori, maupun praktek. Untuk praktek pengoperasian reaktor, dilakukan secara langsung melalui ruang kendali utama reaktor, dan dapat juga dilakukan melalui simulator.

Adapun keuntungan pelatihan operasi reaktor dengan menggunakan simulator ini, adalah:

- ⇒ menjamin keselamatan secara menyeluruh dalam pengoperasian reaktor.
- ⇒ meningkatkan kemampuan dan kesiapan operator dalam mengoperasikan reaktor.
- ⇒ menghilangkan resiko kegagalan operasi dalam taraf pelatihan operasi reaktor.
- ⇒ menekan terjadinya 'Human Error' dalam pengoperasian reaktor.

Tugas Akhir dengan pokok bahasan *Simulasi Kecelakaan Hilangnya Air Umpan Pada PWR-600 Dengan Menggunakan Advance Reactor Simulator (ARS)* ini disusun untuk memenuhi salah satu syarat dalam memperoleh gelar Sarjana Strata-1 (S1) pada jurusan Teknik Informatika Fakultas Teknologi Industri Institut Teknologi Indonesia.

## **1.2. Permasalahan Yang Dihadapi**

Dalam pengoperasian reaktor tidak terlepas dari masalah-masalah yang dapat menghambat daya operasi atau menyebabkan kerusakan lain yang akan berakibat fatal. Sesuai dengan pokok bahasan yang diambil oleh penulis, maka permasalahan permasalahan yang dihadapi adalah *kecelakaan hilangnya air umpan*

---

pada PWR-600. Untuk mengatasi masalah tersebut, dilakukanlah analisis terhadap kecelakaan hilangnya air umpan pada PWR-600 dengan menggunakan ARS.

Pertimbangan-pertimbangan yang perlu diperhatikan untuk menghindari permasalahan demi kelancaran pengoperasian reaktor dan keselamatan kerja, adalah:

- ⇒ kemampuan yang maksimal yang dimiliki oleh operator dalam pengoperasian reaktor.
- ⇒ mensimulasikan terlebih dahulu pengoperasian dari reaktor seperti kondisi sebenarnya pada reaktor.
- ⇒ adanya sarana pelatihan reaktor tanpa harus menanggung resiko kegagalan operasi.

Dengan penyusunan skripsi Tugas Akhir ini diharapkan dapat menambah khasanah pengetahuan tentang simulasi reaktor umumnya, dan pengetahuan tentang kegagalan fungsi penyediaan air umpan di dalam sistem reaktor.

### **1.3. Ruang Lingkup Tugas Akhir**

Untuk lebih terarah dan tidak menyimpang dari pokok bahasan yang diambil, maka ruang lingkup Tugas Akhir ini antara lain sebagai berikut:

- Faktor-faktor yang menyebabkan terjadinya *kecelakaan hilangnya air umpan* pada PWR-600, hal ini dapat dianalisis hanya dengan menggunakan ARS.
- Penjelasan mengenai jenis PLTN yaitu Pressurized Water Reactor-600 (PWR-600) dan spesifikasinya serta mekanisme kerja dari PLTN tersebut.



- 
- Penyebab kegagalan fungsi pada komponen PLTN, sehingga untuk pencegahan terjadinya kegagalan fungsi tersebut maka sistem keamanan dan keselamatan PLTN harus terjamin.

#### **I.4. Metodologi Penyelesaian Masalah**

Dalam penulisan makalah ini, agar didapatkan data yang sesuai dengan apa yang diharapkan serta memperoleh hasil yang objektif, maka penulis menggunakan metode:

- **Study Literatur**  
dilakukan melalui buku-buku yang menunjang/mendukung dalam pembahasan uraian mengenai mekanisme kerja PLTN, yaitu berupa buklet tentang reaktor (khususnya jenis PWR), buku-buku baik mengenai mekanisme kerja reaktor ataupun mengenai ARS.
- **Penguasaan Advance Reactor Simulator (ARS)**  
untuk memahami mekanisme kerja PLTN pada umumnya (terutama PLTN jenis PWR) khususnya simulasi mengenai Analisis Kecelakaan Hilangnya Air Umpan Pada PWR-600 Dengan Menggunakan ARS.
- **Melakukan Analisis Dan Evaluasi Hasil Simulasi**  
yaitu dengan mengamati perubahan nilai-nilai parameter fisik yang terkait dengan fenomena kegagalan fungsi hilangnya air umpan.

- 
- Pembuatan Laporan Hasil Simulasi Secara Lengkap

dengan menyertakan lampiran-lampiran model dari reaktor maupun hasil dari grafik kurva hasil simulasi.

### **1.5. Sistematika Penulisan Laporan**

Secara keseluruhan laporan Tugas Akhir ini terdiri dari empat bab, kesimpulan, daftar pustaka, dan lampiran. Masing-masing bab terdiri dari beberapa sub bab yang secara garis besar adalah sebagai berikut:

#### **BAB I : PENDAHULUAN**

Pada bab ini dikemukakan mengenai latar belakang penelitian Tugas Akhir dan judul Tugas Akhir, permasalahan yang dihadapi, ruang lingkup penelitian, metodologi penyelesaian masalah, dan sistematika penulisan laporan.

#### **BAB II : LANDASAN TEORI YANG DIGUNAKAN**

Bab ini menguraikan perihal Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN), yaitu mekanisme kerja PLTN jenis Pressurized Water Reactor (PWR) dan air umpan pada PLTN jenis PWR. Advance Reactor Simulator (ARS), yaitu model matematik dan model fisik serta flowchart pembentukan program ARS.

---

### BAB III: SIMULASI MEKANISME KERJA PLTN JENIS PRESSURIZED WATER REACTOR (PWR)

Pada bab ini akan diterangkan mengenai penggunaan Advance Reactor Simulator (ARS) secara umum untuk PLTN jenis Pressurized Water Reactor (PWR), simulasi kegagalan fungsi hilangnya air umpan pada PLTN jenis PWR, hasil simulasi yang diperoleh, serta analisis dan evaluasi perubahan parameter fisik yang terkait secara real time.

### BAB IV : DISKUSI DAN SARAN

Bab ini mengungkapkan permasalahan yang dihadapi dalam penggunaan Advance Reactor Simulator (khususnya untuk fenomena kehilangan air umpan pada PLTN jenis PWR) dan saran pemecahan untuk penyelesaian masalah tersebut.

### KESIMPULAN

Merupakan rangkuman dari uraian yang penulis susun dalam pembahasan laporan Tugas Akhir.

### DAFTAR PUSTAKA

Melampirkan nama buku-buku yang digunakan untuk menunjang laporan Tugas Akhir ini, lengkap dengan pengarang buku dan penerbit buku.

### LAMPIRAN

Pada bab ini akan disajikan lampiran-lampiran yang dapat berupa gambar ataupun data-data yang berkaitan erat dengan topik permasalahan Tugas Akhir.



---

## BAB II

### LANDASAN TEORI YANG DIGUNAKAN

#### **II.1. Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir**

Dalam pengoperasiannya PLTN tetap memperhatikan faktor keramahan terhadap lingkungan. Faktor-faktor tersebut antara lain:

- ◊ tidak mencemarkan udara
- ◊ menghasilkan bahan-bahan padat lebih sedikit
- ◊ penyediaan bahan bakarnya memerlukan penambangan yang lebih sedikit
- ◊ persoalan pengangkutan bahan bakar lebih mudah
- ◊ pemilihan letak lebih luwes
- ◊ lebih ekonomis
- ◊ cadangan sumber bahan bakar nuklir lebih melimpah terutama apabila menggunakan sistem Fast Breeder Reactor (FBR)

Pada umumnya keberatan-keberatan yang ditujukan terhadap PLTN lebih bersifat emosional oleh akibat gambaran tenaga nuklir sebagai tenaga penghancur yang maha dahsyat. Persoalan-persoalan yang bersangkutan dengan pelepasan bahan radio aktif, pembuangan bahan sisa, dan persoalan keselamatan lain hanyalah merupakan persoalan biaya. Dengan mengeluarkan biaya yang lebih besar, maka terjadinya kecelakaan dapat ditekan menjadi lebih rendah.

---

Jenis-jenis PLTN yang sampai sekarang ini masih digunakan antara lain:

- Light Water Reactor (LWR), Reaktor jenis air ringan merupakan hasil dari program penelitian dan pengembangan di Amerika Serikat yang kemudian diikuti oleh banyak negara lain, seperti: Jerman, Perancis, Rusia, dan Jepang.

LWR terbagi menjadi 2 sistem:

- sistem bertekanan, *Pressurized Water Reactor (PWR)*
- sistem mendidih, *Boiling Water Reactor (BWR)*

- Heavy Water Reactor (HWR), Reaktor jenis air berat pada umumnya banyak terdapat di Kanada
- Gas Cooled Reactor (GCR), Reaktor jenis grafit dikembangkan di Inggris dan Perancis.
- High Temperatur Gas Cooled Reactor (HTGR), Reaktor jenis suhu tinggi diharapkan dapat lebih memanfaatkan sumber bahan bakar nuklir termasuk torium dan disamping membangkitkan tenaga listrik, juga mempunyai kemampuan pula untuk dipakai sebagai sumber panas proses.
- Fast Breeder Reactor (FBR), Reaktor jenis cepat biak diharapkan akan dapat mendaya-gunakan sepenuhnya sumber-sumber bahan bakar nuklir.

FBR terbagi menjadi 2 sistem:

- sistem pendingin natrium cair,  
*Liquid Metal Fast Breeder Reactor (LMFBR)*
- sistem pendingin gas,  
*Gas Cooled Fast Breeder Reactor (GCFBR)*



---

Demikianlah penjabaran PLTN sebagai pembangkit listrik berwawasan lingkungan dan jenis-jenis PLTN yang sampai sekarang masih digunakan. Pengembangannya ditujukan untuk maksud-maksud damai, yaitu pemanfaatan tenaga nuklir untuk membangkitkan tenaga listrik serta keperluan penelitian dan pengembangan demi kesejahteraan umat manusia.

#### **II.1.1. Mekanisme Kerja PLTN Jenis PWR**

Reaksi fisi terjadi di dalam teras reaktor, di mana inti atom Uranium ditumbuk oleh *neutron thermal* sehingga terjadi reaksi fisi yang menghasilkan isotop-isotop hasil fisi seperti: radiasi Gamma, energi, dan sejumlah *neutron* yang dapat dilakukan untuk melakukan reaksi fisi berikutnya secara berantai. Energi atau panas yang dihasilkan oleh reaksi fisi digunakan untuk memanaskan air di dalam sistem pendingin primer. Air ini selain berfungsi sebagai pendingin primer juga berfungsi sebagai moderator. Air di dalam sistem pendingin primer bertekanan antara 150-160 bar, yang mana tekanan ini diberikan oleh sistem bejana tekan (*pressurizer*). Pada tekanan sekitar 155 bar titik didih air dapat mencapai sekitar  $350^{\circ}\text{C}$ , sehingga pada tekanan tersebut air pendingin primer dapat dipanaskan antara  $310-330^{\circ}\text{C}$  tanpa terjadi pendidihan. Sistem pendingin primer yang telah mengalami pemanasan ini dialirkan ke arah generator uap (*steam generator*) melalui bagian pipa *hot leg*. Di dalam sistem generator uap ini, panas atau energi yang dimiliki oleh air pendingin primer dipindahkan ke air pendingin sekunder dengan demikian generator uap ini juga berfungsi sebagai



---

sistem penukar panas (heat exchanger). Setelah melewati generator uap, air pendingin primer ini dipompa dan dialirkan kembali ke arah bejana tekan reaktor (reactor pressurizer vessel) dengan menggunakan pompa pendingin reaktor (reactor coolant pump). Air pendingin primer ini terus bersirkulasi sambil memberikan panas kepada pendingin sekunder. Di dalam generator uap, pendingin sekunder menerima panas dari pendingin primer dengan kondisi temperatur dan tekanan yang sedemikian rupa sehingga air pendingin sekunder ini menguap. Uap yang terbentuk di dalam generator uap memiliki tekanan antara 65-70 bar dengan temperatur antara 290-300°C. Selanjutnya uap air dari generator uap ini dialirkan ke arah turbin tekanan tinggi yang melewati katup utama isolasi uap (main steam isolation valve). Jika setelah melewati katup utama ini jumlah uap melebihi yang dibutuhkan oleh turbin, maka uap tekanan tinggi ini akan dibuang langsung ke pendingin (condenser) melalui katup *by-pass* turbin (turbine by-pass valve). Untuk mengatasi kelebihan uap sebelum melewati katup utama isolasi uap, maka uap yang berlebihan ini akan dibuang melalui katup relief uap utama (main steam relief valve). Dalam keadaan darurat di mana jumlah uap terus menerus berlebih, selain dibuang melalui katup relief uap utama juga dibuang melalui katup keselamatan uap utama (main steam safety valve).

Uap bertekanan tinggi setelah melewati turbin bertekanan tinggi (high pressure turbine) masih memiliki tekanan yang cukup tinggi (sekitar 60% dari tekanan uap sebelumnya). Selanjutnya uap ini dilewatkan melalui pemanas dan pemisah air (moisture separator and reheater) untuk menghindari terjadinya uap jenuh karena turunnya tekanan sehingga kondensasi dapat dihindari. Setelah melewati pemanas dan pemisah air tersebut, maka uap ini digunakan untuk memutarakan turbin

---

tekanan rendah (low pressure turbine). Setelah melewati turbin tekanan rendah, uap ini dilewatkan ke dalam suatu sistem pendingin di mana pendinginan uap ini menggunakan air laut. Setelah uap air terkondensasi, maka air yang terbentuk dialirkan dengan menggunakan pompa kondensasi (condensate pump) dan dilewatkan pada *gland leakage condenser* agar seluruh uap betul-betul telah menjadi air. Selanjutnya dilewatkan pada bagian sistem demineralisasi kondensasi (condensate demineralizer), yang kemudian dengan menggunakan pompa penguat kondensasi (condensate booster pump) dialirkan ke sistem pemanas air umpan tekanan rendah (low pressure feedwater heater). Adapun tujuan dari pemanasan ini adalah untuk menaikkan temperatur air umpan agar jika masuk ke dalam generator uap temperaturnya tidak jauh berbeda dengan temperatur di dalam generator uap. Selanjutnya dialirkan melalui *deaerator* yang tujuannya adalah untuk memisahkan udara ataupun uap air yang belum terkondensasi dengan air umpan. Selanjutnya dengan menggunakan pompa air umpan (feedwater pump) air ini dilewatkan melalui sistem pemanas air umpan tekanan tinggi (high pressure feedwater heater) dengan tujuan agar tekanan maupun temperaturnya tidak jauh berbeda dengan tekanan atau temperatur di dalam generator uap, yaitu tekanannya antara 65-70 bar dan temperaturnya antara 290-300°C.

Mekanisme kerja PLTN jenis PWR dapat dilihat pada Lampiran 1, dimana lampiran ini merupakan gambar dari Konfigurasi Sistem Dasar.

Berbagai usaha pengamanan dilakukan untuk melindungi kesehatan dan keselamatan masyarakat yang bertempat tinggal di sekitar maupun para pekerja PLTN. Usaha ini dilakukan untuk menjamin agar zat radio aktif yang dihasilkan tidak terlepas ke lingkungan baik selama operasi nuklir jika terjadi kecelakaan.



---

Sistem keamanan dan keselamatan yang terdapat pada PLTN antara lain:

➤ Keselamatan terpasang

Keselamatan terpasang dirancang berdasarkan sifat-sifat alamiah air dan uranium. Bila suhu teras reaktor naik, jumlah neutron yang ditangkap maupun yang tidak mengalami proses perlahan akan bertambah sehingga reaksi pembelahan berkurang. Akibatnya panas yang dihasilkan berkurang. Sifat ini akan menjamin bahwa teras reaktor tidak akan rusak walaupun sistem gagal beroperasi.

➤ Penghalang ganda

PLTN mempunyai sistem pengaman yang ketat dan berlapis-lapis, sehingga kemungkinan kecelakaan maupun akibat yang ditimbulkan sangat kecil. Sebagai contoh, zat radioaktif yang dihasilkan selama reaksi pembelahan inti uranium sebagian besar (>99%) akan tetap tersimpan dalam matrik bahan bakar, yang berfungsi sebagai penghalang pertama. Selama operasi maupun jika terjadi kecelakaan, kelongsong bahan bakar akan berfungsi sebagai penghalang kedua, untuk mencegah terlepasnya zat radioaktif tersebut keluar. Jika zat radioaktif masih bisa keluar dari kelongsong, masih ada penghalang ketiga yaitu sistem pendingin. Lepas dari sistem pendingin akan dihalangi oleh penghalang keempat berupa perisai biologi beton. Bila zat radioaktif itu bisa lolos dari penghalang keempat, maka masih terdapat penghalang kelima yaitu sistem pengungkung, yang terdiri dari pelat baja dan beton setebal 2 m yang kedap udara. Jadi selama operasi atau jika terjadi kecelakaan zat radioaktif benar-benar tersimpan dalam reaktor dan tidak dilepaskan ke lingkungan. Kalaupun masih ada zat radioaktif yang terlepas,



---

jumlahnya sudah sangat diperkecil sehingga dampaknya terhadap lingkungan tidak akan membahayakan.

### **II.1.2. Air Umpan Pada PLTN Jenis PWR**

Air umpan di dalam sistem PLTN jenis PWR mempunyai fungsi sebagai pendingin sekunder yang juga merupakan bahan pembentuk uap di dalam steam generator. Adapun siklus dari air umpan sebagai pendingin sekunder ini adalah sebagai berikut:

Berawal dari dijalankannya pompa air umpan (feedwater pump), air umpan ini dialirkan ke arah generator uap (steam generator) melalui pemanas air umpan bertekanan tinggi (high pressure feedwater heater) yang selanjutnya melewati katup utama pengendali air umpan (main feedwater control valve). Katup utama pengendali air umpan ini berfungsi sebagai pengontrol banyak sedikitnya air yang masuk ke dalam generator uap.

Di dalam generator uap yang tekanannya antara 65-70 bar air umpan ini dipanaskan hingga membentuk uap air pada tekanan tersebut. Selanjutnya uap air dari generator uap ini dialirkan ke arah turbin tekanan tinggi yang melewati katup utama isolasi uap (main steam isolation valve). Jika setelah melewati katup utama ini jumlah uap melebihi yang dibutuhkan oleh turbin, maka uap tekanan tinggi ini akan dibuang langsung ke pendingin (condenser) melalui katup *by-pass* turbin (turbine by-pass valve). Untuk mengatasi kelebihan uap sebelum melewati katup utama isolasi uap, maka uap yang berlebihan ini akan dibuang melalui katup relief

---

uap utama (main steam relief valve). Dalam keadaan darurat di mana jumlah uap terus menerus berlebih, selain dibuang melalui katup relief uap utama juga dibuang melalui katup keselamatan uap utama (main steam safety valve).

Uap bertekanan tinggi setelah melewati turbin bertekanan tinggi (high pressure turbine) masih memiliki tekanan yang cukup tinggi (sekitar 60% dari tekanan uap sebelumnya). Selanjutnya uap ini dilewatkan melalui pemanas dan pemisah air (moisture separator and reheater) untuk menghindari terjadinya uap jenuh karena turunnya tekanan sehingga kondensasi dapat dihindari. Setelah melewati pemanas dan pemisah air tersebut, maka uap ini digunakan untuk memutar turbin tekanan rendah (low pressure turbine). Setelah melewati turbin tekanan rendah, uap ini dilewatkan ke dalam suatu sistem pendingin di mana pendinginan uap ini menggunakan air laut. Setelah uap air terkondensasi, maka air yang terbentuk dialirkan dengan menggunakan pompa kondensasi (condensate pump) dan dilewatkan pada *gland leakage condenser* agar seluruh uap betul-betul telah menjadi air. Selanjutnya dilewatkan pada bagian sistem demineralisasi kondensasi (condensate demineralizer), yang kemudian dengan menggunakan pompa penguat kondensasi (condensate booster pump) dialirkan ke sistem pemanas air umpan tekanan rendah (low pressure feedwater heater). Adapun tujuan dari pemanasan ini adalah untuk menaikkan temperatur air umpan agar jika masuk ke dalam generator uap temperaturnya tidak jauh berbeda dengan temperatur di dalam generator uap. Selanjutnya dialirkan melalui *deaerator* yang tujuannya adalah untuk memisahkan udara ataupun uap air yang belum terkondensasi dengan air umpan. Selanjutnya dengan menggunakan pompa air umpan (feedwater pump) air ini dilewatkan melalui sistem pemanas air umpan tekanan tinggi (high pressure



---

feedwater heater) dengan tujuan agar tekanan maupun temperaturnya tidak jauh berbeda dengan tekanan atau temperatur di dalam generator uap, yaitu tekanannya antara 65-70 bar dan temperaturnya antara 290-300°C.

*Supply* air generator uap selain dari siklus seperti tersebut diatas, juga untuk kondisi tertentu mendapatkan *supply* air dari tangki penyimpanan (condensate storage tank). Air dari tangki penyimpanan ini akan melalui pompa air pembantu (auxiliary feedwater pump) sebelum dialirkan menuju generator uap.

Kegagalan fungsi hilangnya air umpan pada PLTN jenis PWR dapat ditimbulkan oleh beberapa macam kegagalan fungsi seperti misalnya:

- ♦ pecahnya pipa utama air umpan yang menuju generator uap
- ♦ gagalnya membuka katup utama pengendali air umpan
- ♦ tidak berfungsinya pompa air umpan
- ♦ tidak berfungsinya sistem pemanas air umpan tekanan tinggi
- ♦ tidak berfungsinya sistem aliran pada bagian *deaerator*
- ♦ tidak berfungsinya sistem pemanas air umpan tekanan rendah
- ♦ tidak berfungsinya pompa penguat kondensasi
- ♦ tidak berfungsinya sistem demineralisasi kondensasi
- ♦ tidak berfungsinya *gland leakage condenser*
- ♦ tidak berfungsinya pompa kondensasi



---

## II.2. Advance Reactor Simulator

Sistem *software* yang digunakan dalam simulator PLTN jenis PWR ini adalah Advance Reactor Simulator (ARS). ARS ini adalah merupakan suatu paket *software* yang memberikan pengetahuan dan pengertian dari model dan sifat cara kerja dari suatu sistem reaktor daya.

ARS (*Advance Reactor Simulator*) ini merupakan salah satu bentuk Sistem Pakar-*Expert System*. Sistem Pakar menurut Profesor Edward Feigenbaum dari Stanford University sebagai pelopor awal teknologi sistem pakar adalah merupakan “program komputer intelligent yang menggunakan pengetahuan dan prosedur interface untuk memecahkan masalah/problem yang cukup sulit yang memerlukan manusia ahli yang memadai untuk pemecahannya”, dapat juga dikatakan sistem pakar merupakan sistem komputer yang “emulsi” yang memiliki kemampuan membuat keputusan seperti manusia ahli. Bentuk emulsi berarti bahwa sistem pakar diperuntukan untuk beraksi dalam semua aspek seperti manusia ahli.

Sistem Pakar merupakan cabang dari Kecerdasan Buatan (*Artificial Intelligence*)-AI yang membuat penggunaan pengetahuan yang dikhususkan secara ekstensif untuk memecahkan masalah pada level “*human expert*”. Expert sistem telah banyak diterapkan pada berbagai bidang pengetahuan. Beberapa diantaranya telah didesain sebagai peralatan penelitian dan yang lainnya diaplikasikan dalam bidang perindustrian dan bisnis.

Ada 4 hal yang berkaitan dengan fungsi dan kegunaan Sistem Pakar, yaitu:

- ❑ dapat mendeteksi adanya kelainan atau abnormalitas yang terjadi pada sistem

- 
- ❑ dapat mendeteksi penyebab terjadinya penyimpangan/abnormalitas pada sistem tersebut.
  - ❑ Dapat memprediksi akibat-akibat yang akan terjadi pada beberapa selang waktu yang akan datang
  - ❑ Dapat memberikan *advice*/saran yang harus ditindak lanjuti oleh user dalam mengatasi abnormalitas pada sistem

Implementasi Sistem Pakar dilihat dari jenis permasalahan dan disiplin ilmu yang dilibatkan sangat bervariasi. Oleh karena variasi yang dapat terjadi, maka pengoperasian Sistem Pakar harus memenuhi kriteria sebagai berikut:

- mempunyai ketelitian yang tinggi dalam perhitungan maupun pengambilan keputusan
- mempunyai sifat ketegaran terhadap kesalahan, sehingga dapat dikatakan tegar terhadap *error*
- mempunyai sifat *readibilitas* yang tinggi, program yang diimplementasikan pada sistem pakar tersebut mudah dibaca, mudah dipahami dan memungkinkan untuk dapat dilakukan perubahan jika diperlukan
- mempunyai sifat *maintanability* yang tinggi, mudah untuk perawatan, hal ini bertujuan agar Sistem Pakar dapat mudah digunakan setiap saat sehingga menjadi sistem yang *up to date*

Agar sesuai dengan permasalahan yang dihadapi dan disiplin ilmu yang dilibatkan, maka pembentukan Sistem Pakar memiliki tahapan-tahapan sebagai berikut:

- melakukan analisis keperluan yang tujuannya adalah untuk menentukan fungsi dan kegunaan dari Sistem Pakar tersebut.



- 
- analisa sistem, untuk menyesuaikan fungsi dari sistem dan komponen-komponennya sesuai dengan kebutuhan pembentukan dari Sistem Pakar.
  - desain (rancang bangun), setelah point-point di atas ditentukan maka perancangan dari Sistem Pakar dapat mendesain konfigurasi, model, teknologi yang harus diimplementasikan beserta basis pengetahuannya dalam pembentukan Sistem Pakar tersebut.
  - uji coba Sistem Pakar, uji coba Sistem Pakar ini ditujukan untuk mengetahui kualitas, konfigurasi, model dan desain dari sistem pakar apakah sudah tetap dengan fungsi dan kegunaan atau belum.

Dalam pengujian Sistem Pakar dikatakan berhasil jika dengan memberikan input tertentu diperoleh output yang sesuai dengan yang diharapkan oleh *user* sistem tersebut.

- Setelah dilakukan uji coba terhadap Sistem Pakar ini dan berhasil, maka Sistem Pakar ini telah siap digunakan di lapangan. Data dan hasil yang diperoleh di lapangan maupun pengalaman-pengalaman dalam penggunaan sistem pakar ini selanjutnya merupakan *feedback*/umpan balik untuk melakukan redesain *dalam up to date* dari Sistem Pakar tersebut, sehingga Sistem Pakar ini setiap saat tetap diperlukan dan dapat digunakan oleh user.

Program ini digunakan untuk memberikan dasar yang kuat bagi pengguna *software* mengenai kelengkapan teknik dan non-teknik sebagai alat pengantar pendidikan untuk mengamati dan membandingkan hasil simulasi secara umum dari reaktor daya terhadap bermacam-macam cara kerja dan kegagalan fungsi. Hal ini terutama sekali untuk kebutuhan negara yang sedang berkembang dalam pemanfaatan tenaga nuklir untuk menghasilkan suatu daya.



---

Simulator ini memiliki keunggulan-keunggulan dan sifat-sifat umum sebagai acuan dalam penggunaan *software* ARS, antara lain:

- simulasi ini digunakan dalam waktu yang nyata seperti kejadian sesungguhnya. Sehingga kita dapat menggunakan waktu simulasi secara perlahan ataupun untuk dipercepat.
- simulasi ini merupakan simulasi Sistem Pembangkit Uap Nuklir-*Nuclear Steam Supply System* (NSSS) yang lengkap, karena di dalamnya terdapat sistem kontrol dan sistem-sistem keamanan dalam pengoperasian PLTN yang dapat memberikan kecenderungan untuk keadaan normal maupun tidak normal.
- simulasi ini berisi seluruh rencana dasar baik dalam keadaan normal ataupun tidak normal yang berhubungan dengan jenis reaktor yaitu PWR.
- simulator/peralatan operator adalah berfungsi sebagai *user friendly* dan memudahkan dalam aksi-aksi pengontrolan serta pengenalan oleh operator. Kontrol-kontrol panel yang ada mirip dengan sesungguhnya yang digunakan dalam PLTN.
- simulator ini pada umumnya merupakan tiruan tampilan/kejadian yang sesungguhnya dari PLTN dengan tetap mengacu pada kondisi yang direncanakan untuk disimulasikan (kondisi normal dan kondisi tidak normal).

Kondisi-kondisi ini meliputi:

- kondisi normal
- kondisi *start up* dan kondisi *shut down*
- kondisi manuver daya
- kondisi *transients* abnormal

- 
- \* kondisi *transients* operasional
  - \* analisa kecelakaan
  - \* diagnosa kejadian yang tidak diketahui (respon darurat yang berorientasi pada gejala tertentu).
  - \* study sensitivitas: diskusi untuk *transient* secara menyeluruh sebagai suatu hasil dari perubahan parameter kunci dari PLTN dan/atau tindakan operator.

Penerapan Sistem Pakar dibidang simulasi reaktor (ARS) akan menyebabkan user dapat melakukan percobaan-percobaan di dalam suatu sistem reaktor tanpa mengakibatkan suatu kerusakan atau kecelakaan yang berarti. Sistem ARS ini adalah sebagai sarana pelatihan bagi para operator-operator reaktor, sehingga para operator dapat menganalisa suatu kejadian-kejadian kerusakan pada reaktor dan terhindar dari radiasi. ARS (Advance Reactor Simulator) ini merupakan simulasi dari suatu reaktor daya yang *up to date* yang akan selalu dapat diperbaharui sesuai dengan kemajuan teknologi reaktor supaya para operator dapat juga memahami perkembangan dari teknologi reaktor ini.

Dengan demikian fungsi dan kegunaan ARS ini adalah untuk mendeteksi adanya anomali, menganalisis kejadian anomali tersebut dan mengevaluasinya serta memberikan prediksi seandainya anomali tersebut terjadi berkelanjutan. Melihat fungsi dan tugas dari ARS ini, maka jelaslah bahwa ARS merupakan salah satu bentuk sistem pakar yang sangat berguna di bidang teknologi nuklir khususnya teknologi PLTN. Hal ini akan memberikan suatu gambaran *advice* bagi supervisor dan operator PLTN untuk mengatasi masalah terjadinya anomali pada jalannya operasi PLTN.



---

### II.2.1. Model Matematik Dan Model Fisik

Simulasi merupakan sarana metoda pelatihan yang memperagakan sesuatu dalam bentuk tiruan yang mirip dengan keadaan yang sesungguhnya. Simulasi digunakan sebagai teknik pemecahan masalah, dimana sasaran dari simulasi yaitu mengevaluasi keputusan alternatif lain dan memberikan solusi terbaik atau setidaknya strategi terbaik untuk mengambil keputusan. Dengan menggunakan simulasi dapat meningkatkan keselamatan reaktor, efektifitas pelatihan dan tidak mempengaruhi pengoperasian sistem yang sebenarnya serta dapat menghemat waktu dalam pengenalan sistem yang baru. Definisi dari simulasi adalah proses desain model matematik atau model logika dari suatu sistem dan diikuti dengan melakukan percobaan model berbasis komputer untuk menjabarkan, menjelaskan dan memperkirakan tingkah laku dari sistem tersebut. Tingkat penggunaan simulasi dalam hal pemahaman dan pemanfaatan suatu sistem memiliki tingkat tertinggi dan tingkat kedua dalam tingkat pengenalan sistem yang baru.

Teknik Pemecahan Masalah			
Teknik	Familiarity Rank	Utility Rank	Learning Rank
Linier Programming	1	2	8
Simulation	2	1	1
Network Analysis	3	4	2
Queuing Theory	4	7	10
Decision Trees	5	3	3
Integer Programming	6	6	6



---

Teknik	Familiarity Rank	Utility Rank	Learning Rank
Dynamic Programming	7	11	7
Nonlinier Programming	8	9	4
Markov Processes	9	10	11
Replacement Analysis	10	5	9
Game Theory	11	12	12
Goal Programming	12	8	5

Dalam pembuatan simulasi, model logika atau model matematika sangat dibutuhkan untuk memperoleh model simulasi yang sangat efisien dan efektif. Pembuatan model simulasi dapat berbentuk ikonik, analog dan simbolik. Model ikonik menyerupai bentuk fisik misalnya, bola dunia. Model analog lebih menyerupai tingkah laku dari sistem, misalnya air yang mengalir dalam pipa air. Model simbolik tidak menyerupai bentuk fisik dan tingkah laku dari suatu sistem melainkan logika. Pembuatan model simulasi berbasis komputer menggunakan model simbolik. Penggunaan model simbolik ini dapat diklasifikasikan, antara lain :

- \* Perspektif atau deskriptif
- \* Diskrit atau kontinu
- \* Probabilistik atau deterministik
- \* Statik atau dinamik
- \* *Open loop* atau *closed loop*
- \* Prespektif / diskriptif

Model prespektif digunakan untuk mengoptimalkan dan merumuskan solusi terbaik dari satu permasalahan. Model deskriptif hanya menjelaskan mengenai tingkah laku dari suatu sistem dan mengenai masalah optimasi diserahkan kepada ahli analisis.

---

- \* Diskrit / kontinu

Model diskrit dan kontinu ditunjukkan dengan menggunakan model variabel. Model kontinu variabel mengambil nilai dari bilangan real sedangkan diskrit hanya menggunakan nilai yang telah ditentukan. Perbedaan utama pada model ini adalah mengenai waktu penggunaan variabel dalam model simulasi.

- \* Probalistik / deterministik

Model ini dibedakan juga dengan menggunakan model variabel. Jika ada variabel yang diambil secara acak maka dapat diklasifikasikan model tersebut sebagai model probalistik sedangkan apabila ada variabel tertentu yang telah ditentukan nilainya, maka model tersebut jika diklasifikasikan sebagai model deterministik

- \* Statik / dinamik

Model ini diklasifikasikan sebagai statik atau dinamik ditentukan oleh berubah atau tidaknya model variabel setelah melewati waktu yang ditentukan. Model antrian diklasifikasikan sebagai model dinamik, sedangkan model statik dengan mengambil salah satu contoh secara acak telah dapat menunjukkan solusi yang terbaik.

- \* *Open loop / closed loop*

Pengertian dari *open loop* atau *closed loop* model dapat didefinisikan sebagai model struktur. *Open loop* adalah menyusun sebagian besar liputan mengenai analisa dan model simulasi, tanpa persiapan output dari model yang digunakan sebagai acuan (*feedback*) bagi input untuk memodifikasi output yang berikutnya.

*Closed loop* adalah output yang digunakan sebagai acuan (*feedback*) dan dibandingkan terhadap sasaran akhir atau hasil akhir dari sistem seperti memperkirakan nilai yang diinginkan.

□ Persamaan energi kinetik reaktor :

Persamaan dari neutron yang diperlambat, proses pengontrolan reaktifitas dari batang kendali, temperatur moderator, Doppler dan gelembung udara (*void*) adalah sebagai berikut :

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\rho\beta}{\lambda} n + \lambda.C \quad (1)$$

$$\frac{dC}{dt} = \frac{\beta}{\lambda} n - \lambda.C \quad (2)$$

Keterangan	n	= densitas neutron
	$\rho$	= reaktifitas
	$\beta$	= fraksi neutron yang diperlambat
	$\lambda$	= umur neutron
	$\lambda$	= konstanta peluruhan
	C	= precursor concentrator

Didefinisikan reaktifitas adalah :  $R(t) = \frac{\rho(t)}{\beta}$

Reaktifitas ini tergantung pada reaktifitas dari batang kendali, moderator, temperatur bahan bakar dan gelembung udara(*void*) secara matematis dirumuskan:

$$R(t) = R_{ex}(t) + R_m(t) + R_D(t) + R_v(t)$$

$$R_m(t) = K_m (T_{avg}(t) - T_{avg}(0))$$

$$R_D(t) = K_D (T_f(t) - T_f(0))$$

$$R_v(t) = K_v \times \text{Void}$$



---

Keterangan:

$K_m, K_D, K_v$  = konstanta moderator, bahan bakar dan void

$R_{ex}, R_m, R_D, R_v$  = koefisien reaktivitas batang kendali, moderator, bahan bakar dan void

$T_f$  = temperatur rata-rata bahan bakar

$T_{avg}$  = temperatur rata-rata moderator

#### □ Sistem pendingin reaktor

Fluida pada sistem bejana tekan terdiri dari fasa uap jenuh dan fasa cair. Pembentukan tekanan pendingin primer PWR diawali oleh bejana tekan dan akhirnya dibantu oleh pemanasan sistem air pendingin reaktor. Model dasar dibentuk dari dua volume yang saling berhubungan, yaitu volume fasa kedua pada bagian atas dengan total volume ( $V_2$ ) terdiri dari uap dengan fraksi  $\alpha$  bagian, dan fasa cair bagian sisanya. Dua volume ini akan dibahas secara terpisah :

##### a. Volume fasa kedua

Fasa kedua ini memiliki rumus :

$$X = \frac{\alpha / V_g}{\alpha / V_g + (1 - \alpha) / V_f} \quad (1)$$

$$h_m = x h_g + (1 - x) h_f \quad (2)$$

dimana  $h_g$  = enthalpi uap  
 $h_f$  = enthalpi cairan  
 $V_f$  = volume cairan  
 $V_g$  = volume uap  
 $h_m$  = nilai rata-rata enthalpi  
 $x$  = kualitas





Dalam model ini tidak ada peningkatan tekanan, sehingga tekanan daerah volume fasa kedua tingkat atas dan daerah volume fasa kedua tingkat bawah memiliki tekanan yang sama pada dua bejana yang saling berhubungan ( $W_{12}$ ) digunakan untuk menyamakan jumlah zat dalam kedua volume tersebut. Dengan melakukan substitusi terhadap persamaan (5) dan (3) dalam persamaan (4) didapat hasil :

$$\frac{dh_m}{dt} = \frac{1}{m_2} (W_{12}(h_{12} - h_m) - W_{22}(h_{22} - h_m) + Q_c + V_2 \frac{dp}{dt}) \quad (6)$$

Dari persamaan (2) mengikuti perubahan waktu :

$$\begin{aligned} \frac{dh_m}{dt} &= \frac{(\partial h_m)_x}{\partial p} \frac{dp}{dt} + \frac{(\partial h_m)_p}{\partial x} \frac{dx}{dt} \\ &= \left[ x \left( \frac{dh_g}{dp} \right) + (1-x) \left( \frac{dh_f}{dp} \right) \right] \frac{dp}{dt} + h_{fg} \frac{dx}{dt} \end{aligned} \quad (7)$$

Dengan menggabungkan persamaan (6) dan (7), maka diperoleh :

$$\begin{aligned} h_{fg} \frac{dx}{dt} + \left[ x \left( \frac{dh_g}{dp} \right) + (1-x) \left( \frac{dh_f}{dp} \right) \right] \frac{dp}{dt} \\ = \frac{1}{m_2} [W_{12}(h_{12} - h_m) - W_{22}(h_{22} - h_m)] \end{aligned} \quad (8)$$

Persamaan ini digunakan untuk menyelesaikan persamaan linier differensial dari nilai  $x$  dan  $p$ . Untuk menyelesaikan kedua nilai tersebut dibutuhkan persamaan lainnya, yaitu :

$$\begin{aligned} v_2 &= m_2 [x_g v + (1-x)v_f] \\ &= v_2(x, p, m_2) \\ &= \text{konstan} \end{aligned}$$

Dengan demikian,

$$\begin{aligned}\frac{dv_2}{dt} &= \frac{(\partial v_2)}{\partial x} \bigg|_{p, m_2} \frac{dx}{dt} + \frac{(\partial v_2)}{\partial p} \bigg|_{x, m_2} \frac{dp}{dt} + \frac{(\partial v_2)}{\partial m_2} \bigg|_{x, p} \frac{dm}{dt} \\ &= m_2 v_{fg} \frac{dx}{dt} + m_2 \left[ x \frac{dv_g}{dp} + (1-x) \frac{dv_f}{dp} \right] \frac{dp}{dt} \\ &= (W_{22} - W_{12}) [x v_g + (1-x) v_f]\end{aligned}\quad (9)$$

Dengan mensubstitusi persamaan (3) untuk  $dm_2/dt$ , maka :

$$\begin{aligned}&= m_2 v_{fg} \frac{dx}{dt} + m_2 \left[ x \frac{dv_g}{dp} + (1-x) \frac{dv_f}{dp} \right] \frac{dp}{dt} \\ &= (W_{22} - W_{12}) [x v_g + (1-x) v_f]\end{aligned}\quad (10)$$

Persamaan (8) dan (10) secara bersamaan digunakan untuk menyelesaikan nilai  $x$  dan  $p$  apabila harga dari  $W_{12}$  dan  $h_{12}$  diketahui.

b. Daerah cairan subcooled

Seandainya aliran injeksi ECCS hanya satu-satunya yang masuk kedalam bagian ini dan kecelakaan pecahnya pipa air pendingin primer (LOCA) ( $W_{ok}$ ) hanya satu-satunya tempat keluarnya air pendingin primer, untuk mempertahankan energi dan cairan yang ada digunakan persamaan dibawah ini :

$$m_1 \frac{dh_s}{dt} = W_{EC} (h_{EC} - h_s) - W_{bk} (h_{bk} - h_s) - W_{12} (h_{12} - h_s) + V_1 \frac{dp}{dt} + Q_c \quad (11)$$

$h_s$  adalah nilai enthalpi untuk cairan subcooled yang berfungsi sebagai tekanan dalam sistem dan temperatur cairan T

$$h_2 = h_s (P, T) \quad (12)$$



substitusikan persamaan (12) dengan persamaan (11) :

$$\left[ v_1 m_1 \left( \frac{\partial h_s}{\partial p} \right) \right]_T \frac{dp}{dt} + m_1 \left( \frac{\partial h_s}{\partial T} \right)_P \frac{dT}{dt} = Q_e + W_{EC} (h_{EC} - h_s) - W_{bk} (h_{bk} - h_s) - W_{I2} (h_{I2} - h_s) \quad (13)$$

Dengan demikian persamaan diatas dapat dirumuskan :

$$V_1 = m_1 v_s (P, T) \text{ atau}$$

$$m_1 \left( \frac{\partial v_s}{\partial p} \right)_T \frac{dp}{dt} + m_1 \left( \frac{\partial v_s}{\partial T} \right)_P \frac{dT}{dt} = v_s (W_{EC} - W_{I2} - W_{bk}) \quad (14)$$

Persamaan (13) dan (14) adalah persamaan linier untuk nilai P dan T, serta dapat digunakan untuk mencari nilai  $W_{I2}$  dan enthalpi  $h_{I2}$ .

#### c. Penghentian kebocoran

Usaha penghentian kebocoran yang terjadi dalam cairan subcooled dapat dikendalikan dengan menggunakan rumus :

$$W_{LR} = A \left[ \frac{2 g_c}{v_f} (P - 0.81 P_{sat}) \right]^{\frac{1}{2}} \quad (15)$$

#### d. Sistem pendingin reaktor

Temperatur pada aliran pendingin primer dan pendingin sekunder reaktor jenis

PWR dapat dikalkulasikan dengan menggunakan rumus :

$$\Delta T = \frac{Q_{sg}}{W_{RC}} \quad (16)$$

$$T_h = T_{avg} + \frac{\Delta T}{2} \quad T_c = T_{avg} - \frac{\Delta T}{2}$$

Keterangan  $T_{avg}$  adalah temperatur rata-rata reaktor.

---

### Tabung Pembangkit Uap

Total panas yang dihasilkan dalam tabung pembangkit uap :

$$Q = u_w A_w (T_{avg} - T_{SG}) \quad (17)$$

Keterangan :

- $u_w$  = koefisien perpindahan panas (KW/M<sup>2</sup>/hr)
- $T_{avg}$  = temperatur rata-rata pendingin primer reaktor (°C)
- $T_{SG}$  = temperatur uap jenuh tabung pembangkit uap (°C)
- $A_w$  = area permukaan tabung yang basah (M<sup>2</sup>)

Area permukaan tabung selalu basah, apabila seluruh tabung berada di bawah level air tabung pembangkit uap. Apabila terjadi kecelakaan mengenai hilangnya air umpan dan level air umpan telah berada pada posisi di bawah permukaan tabung yang berasal dari air pendingin primer, maka proses perpindahan panas akan mengalami penghambatan yang sangat besar.

Proses perpindahan panas dari pendingin primer ke pendingin sekunder, memiliki koefisien perpindahan panas yang saling berhubungan, yaitu :

$$\frac{1}{u_w} = \frac{1}{u_1} + \frac{d}{k} + \frac{1}{u_2}$$

Keterangan

- $u_1, u_2$  = koefisien perpindahan panas dari pendingin primer reaktor ke dinding tabung dan dari dinding tabung ke pendingin sekunder
- $k$  = konduktor panas tabung
- $d$  = ketebalan tabung

Pada kondisi transient  $u_1$  sangat berkaitan dengan aliran pendingin primer,

menurut korelasi Dittus-Boetler :

$$\frac{u_1}{u_{10}} = \frac{W_{RC}^{0.8}}{W_{RC0}^{0.8}}$$



---

Dengan demikian dapat kita gunakan nilai rata-rata uap dan air umpan untuk memperlihatkan aliran pendingin sekunder :

$$\frac{u_2}{u_{20}} = \frac{(W_{FW} + W_{STM})^{0.8}}{(2 W_{FW0})^{0.8}} \quad (18)$$

Selama pompa air pendingin primer tidak aktif, sirkulasi dalam pendingin primer mempengaruhi koefisien perpindahan panas dan proses perpindahan panas secara keseluruhan. Begitu pula dengan pendingin sekunder, apabila terjadi kehilangan air umpan atau turbin tidak aktif dapat mempengaruhi proses perpindahan panas.

#### Temperatur Bahan Bakar

Daya termal memiliki rumus :

$$Q_{thWT} = UF \times (T_F - T_{avg}) \quad (19)$$

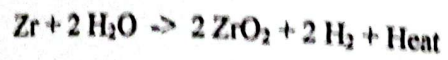
$T_F$  adalah temperatur rata-rata bahan bakar pada saat reaktor bekerja dengan daya sebesar 100%. Dengan melakukan perhitungan koefisien perpindahan panas  $UF$  maka daya panas yang dihasilkan sama dengan daya neutron dari persamaan kinetik pada kondisi stabil.

Ketidakseimbangan yang terjadi antara daya nuklir dengan daya termal dapat digunakan untuk menghitung temperatur bahan bakar. Pada saat level air pendingin primer berada dibawah posisi paling atas dari bahan bakar, maka temperatur pada daerah tersebut akan naik karena uap yang dihasilkan kurang efektif dibandingkan dengan air pendingin yang berada di sekitar permukaan bahan bakar.

Titik tertinggi temperatur kelongsong bahan bakar merupakan faktor utama dalam tingkat keselamatan reaktor. Kelongsong ini didisain dengan daya

---

tahan temperatur tidak melebihi 1000 °C. Sebelum reaksi antara air pendingin dengan kelongsong bahan bakar bereaksi, dapat kita lihat reaksi kimia antara air pendingin dengan kelongsong bahan bakar :

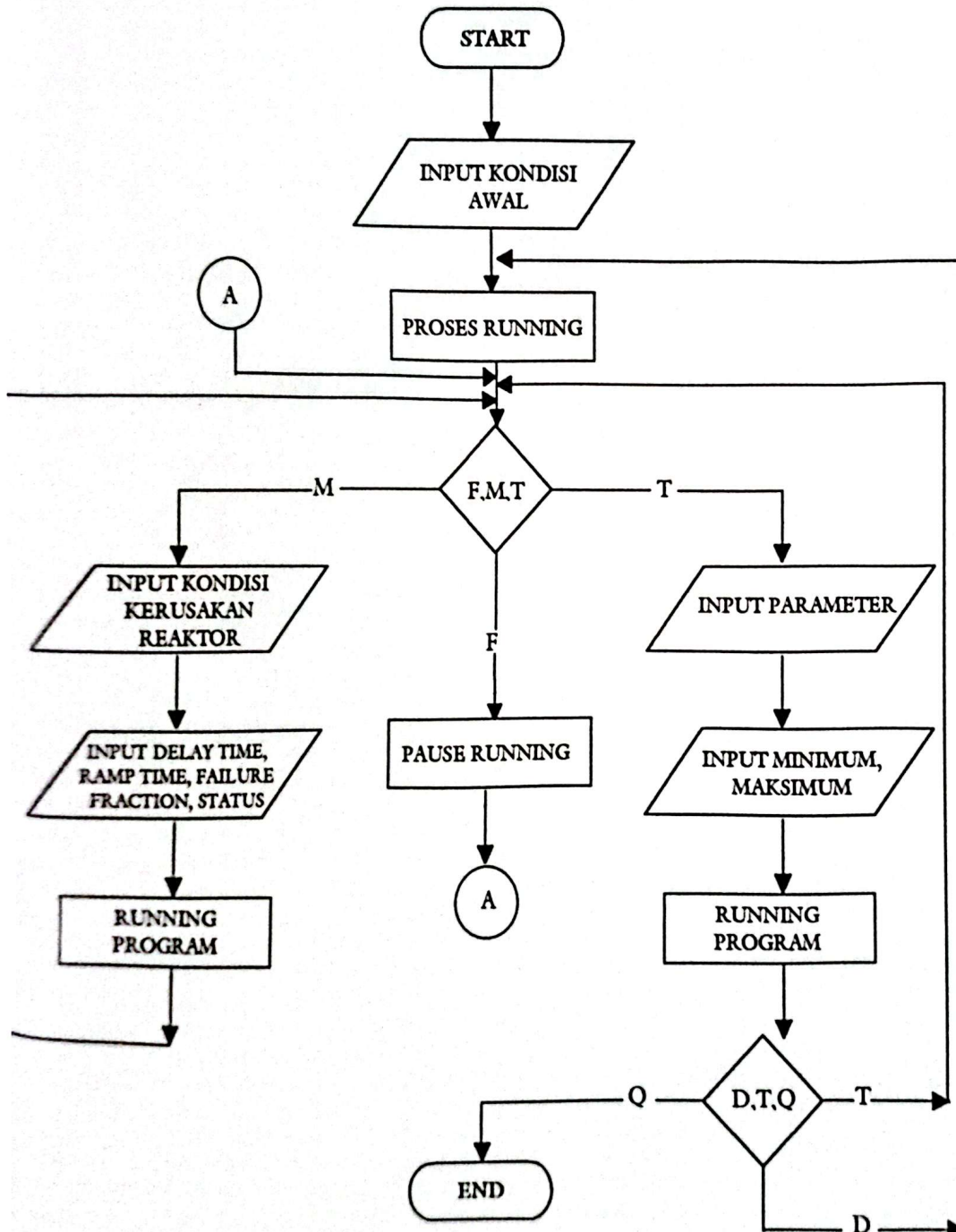


Panas dan Hidrogen yang dihasilkan dari reaksi diatas mempengaruhi kondisi dari pengungkung reaktor.



## II.2.2. Flowchart Pembentukan Program ARS

Pembentukan program Advance Reactor Simulator dapat dilihat melalui flowchart berikut ini:



---

# BAB III

## SIMULASI MEKANISME KERJA PEMBANGKIT LISTRIK TENAGA NUKLIR JENIS PRESURIZED WATER REACTOR

### **III.1. Penggunaan ARS Secara Umum** **Untuk PLTN Jenis PWR**

Sistem simulator ARS ini hanya digunakan/dijalankan pada mode windows (minimal windows 3.1). Untuk mulai menjalankan pada mode windows, pertama-tama operator harus memilih jenis dari reaktor yaitu PWR. Setelah itu operator harus memilih kondisi awal-*Initial Conditions* (IC) yang sesuai dengan berbagai macam daya, tekanan, suhu, aliran, dan kondisi waktu. Tampilan kondisi awal dapat dilihat pada Lampiran 2.

Ketika keadaan sedang berjalan, tiruan layar secara dinamis memperlihatkan keadaan dari PLTN. Operator dapat mengontrol keadaan tersebut dengan menggunakan mouse. Operator dapat melakukan kegagalan fungsi (malfunction) yang meliputi analisa seluruh kategori pada Laporan Analisa Keselamatan (Safety Analysis Report) PLTN. Tampilan dari daftar kegagalan fungsi dapat dilihat pada Lampiran 3. Kemudian dilengkapi dengan pencantuman waktu antara (ramp time) dan waktu tunda (delay time) dari masing-masing kegagalan fungsi. Tampilan dari waktu antara dan waktu tunda dapat dilihat pada Lampiran 4. Untuk mensimulasikan keadaan normal atau tidak normal maka operator dapat



---

mengesampingkan keadaan dari seluruh katup atau pompa yang ada pada tiruan layar. Dapat juga sebagian kegagalan dilakukan dengan kebocoran pada kapasitas yang tinggi.

Selama pelaksanaan, operator dapat dengan mudah mengganti kondisi awal, memberhentikan, dan mengulang seluruh variabel simulasi. Ciri-ciri tersebut adalah serupa dengan simulator yang ada pada pusat pengendali PLTN. Program ini didesain dengan kelengkapan grafik yang menggunakan mouse untuk memilih obyek yang diinginkan (seperti menyalakan atau mematikan pompa, membuka atau menutup katup, dan lain-lain).

Input dari *keyboard* hanya dibutuhkan ketika:

- \* memasukkan nilai pada data kegagalan fungsi
- \* memasukkan nilai skala untuk mengetahui penyimpangan-penyimpangan yang terjadi

Ketika diagram kurva atau pengoperasian reaktor sedang ditampilkan dan tombol *Esc* tertekan, maka akan terjadi penghentian program. Kondisi awal ditampilkan pada layar ketika program pertama kali dijalankan. Fungsi-fungsi yang ada pada kondisi awal, yaitu tersedianya tombol-tombol yang terdapat pada layar bagian bawah dengan gambaran singkat dari fungsi tersebut.

Fungsi-fungsi tersebut antara lain adalah:

- ♦ *RUN* ,menerima perubahan-perubahan dan meneruskan pelaksanaan program
- ♦ *RESET* ,mengulangi kalkulasi dari kondisi awal yang dipilih
- ♦ *SNAP* ,menyimpan keadaan kalkulasi terakhir pada keadaan awal
- ♦ *IC* ,menampilkan daftar dari kondisi awal yang ada

- ♦ *BACK* ,menampilkan daftar dari dokumen-dokumen terdahulu yang telah ada
- ♦ *MALF* ,menampilkan daftar dari kegagalan fungsi-fungsi yang ada
- ♦ *QUIT* ,mengakhiri pelaksanaan program dan selanjutnya keluar dari program
- ♦ ↑ ,menggulung ke atas  $\frac{1}{2}$  dari layar
- ♦ ↓ ,menggulung ke bawah  $\frac{1}{2}$  dari layar

Tombol *reset* dan *snap* hanya dapat digunakan ketika daftar kondisi awal ditampilkan.

Ketika pertama kali menu utama diaktifkan, maka otomatis kondisi awal ditampilkan. Kolom-kolom yang terdapat pada tampilan kondisi awal yang merupakan kondisi terakhir dari PLTN, antara lain adalah:

- ⇒ tanggal/waktu ketika kondisi awal dibuat-*date/time the IC was created*
- ⇒ daya-*power*
- ⇒ tekanan reaktor *coolant-Reactor Coolant Pressure*
- ⇒ temperatur rata-rata reaktor *coolant-Reactor Coolant Average Temperatur*
- ⇒ tekanan generator uap-*Steam Generator Pressure*
- ⇒ waktu pengaktifan-*Time in Life*
- ⇒ keterangan-*Description*

Kecepatan pelaksanaan dapat menjadi faktor kegagalan dalam penggunaan dalam waktu yang sebenarnya. Pelaksanaan waktu *transient* adalah sama dengan waktu jam, sehingga waktu tersebut dapat dijalankan secara normal ataupun dipercepat. Pengguna *software* simulasi memiliki pilihan dalam mempercepat waktu simulasi dengan mengarahkan mouse pada bagian kiri atas layar tampilan dari simulasi



---

reaktor. Kecepatan tersebut dapat dirubah dari 1 (untuk waktu yang sebenarnya) atau 2, 5 atau 10 kali lebih cepat sesuai dengan keinginan kita. Ketika angka kecepatan tersebut mulai berkedip-kedip dan berubah-ubah, maka itu adalah merupakan kecepatan maksimum yang dapat dicapai oleh *hardware* tersebut. Waktu sebenarnya yang digunakan dalam simulasi ini adalah baik untuk latihan dan waktu yang dipercepat adalah baik untuk analisa prediksi kecelakaan.

Dapat dilihat pada lampiran 5, adalah tiruan layar dari simulasi reaktor jenis PWR untuk daya reaktor sebesar 1876 MWt *Thermal* dengan dua kali putaran. Reaktor tersebut menghasilkan keluaran listrik sebesar 600 MWt *Electric*. Untuk putaran pertama disebut sebagai A yang terletak pada sebelah kiri reaktor dan untuk putaran kedua disebut sebagai B yang letaknya pada sebelah kanan reaktor. Sistem-sistem pengontrolan untuk operasi normal adalah:

a. Kontrol Reaktor-*Reactor Control*

Pwr Dmd : daya yang diinginkan-*Power demand* (%)

Rate : nilai penyimpangan yang terjadi dalam waktu tertentu-  
*Ramp rate* (%/min)

b. Kontrol Generator Uap-*Steam Generator Control*

Turb P : tekanan atas turbin-*Turbine header pressure* (bar)

Tavg : kontrol suhu *average* reaktor *coolant-RC Tavg control*  
(°C)

SG Lvl : batas *narrow* generator uap-*SG narrow range* (%)

Dalam kontrol generator uap terdapat penggerak turbin dan penggerak listrik dari pompa pembantu air umpan. Penggerak-penggerak tersebut akan aktif pada sinyal level air yang rendah dalam generator uap.



---

c. Kontrol Penekanan-*Pressurizer Control*

Lvl : level penekanan air-*Pressurizer water level (%)*

Press : pengontrol tekanan reaktor *coolant-Reactor Coolant pressure control (bar)*

Pompa yang bekerja dan katup yang berfungsi adalah digunakan untuk pengontrolan terhadap level. Status pompa dan katup tersebut ditampilkan pada bagian kanan atas panel. Operator dapat mengesampingkan keadaan tersebut dengan menggunakan mouse.

d. Pada bagian bawah dari tiruan layar terdapat tampilan dari status Sistem Perlindungan Reaktor- *Reactor Protection System (RPS)* dan Sistem Penggerak Bentuk Keselamatan-*Safety Feature Actuation System (SFAS)*

❖ Kontrol Sistem Perlindungan Reaktor-*Reactor Protection System (RPS)*

Reaktor akan *shut down* secara otomatis pada kondisi-kondisi yang melebihi dari nilai RPS yang telah ditentukan, dan tanda yang berhubungan akan berubah menjadi merah. Sebagai contoh: jika tekanan reaktor adalah di bawah nilai yang telah ditentukan dari tekanan terendah penyebab *shut down*-nya reaktor (127 bar) maka tanda dari tekanan terendah reaktor *coolant-Reactor Coolant Pressure (RCP Lo)* dan tombol *shut down*-nya reaktor RX T akan berubah menjadi merah. Hal ini akan diikuti oleh seluruh kontrol dari penempatan batang kendali. Katup penghentian turbin akan menutup dan warna dari tampilan turbin akan berubah dari merah muda menjadi biru.

Nilai-nilai lain yang telah ditentukan antara lain:

- tekanan tinggi reaktor-*high reactor pressure (RX P Hi)* pada 167 bar

- level rendah generator uap-*low steam generator level* (SGL Lo) pada 28%
- penyimpangan turbin generator uap-*high steam generator turbine trip* (SGL Hi) pada 82%
- antisipasi penyimpangan reaktor pada penyimpangan turbin-*anticipatory reactor trip at turbine trip* (Tb Ant)

❖ Kontrol Sistem Penggerak Segi Keselamatan-*Safety Feature Actuation System* (SFAS)

Sinyal dari SFAS ini mengaktifkan Injeksi Keselamatan Tekanan Tinggi-*High Pressure Safety Injection* (HPSI) dan Injeksi Keselamatan Tekanan Rendah-*Low Pressure Safety Injection* (LPSI).

Dalam panel ini terdapat sinyal-sinyal yang harus diperhatikan/diikuti,

- antara lain: ▪ tekanan tinggi reaktor *building-high reactor building pressure* (RBP Hi ) pada 2,6 bar
- tekanan reaktor *terendah-low low reactor pressure* (RxP LL) pada 123 bar

Penyimpangan reaktor/turbin dapat juga dilakukan secara manual dengan menekan mouse yang diarahkan pada tombol "T" (tombol penyimpangan-*trip*) yang terletak di sebelah kanan bawah. Setelah tombol "T" tertekan, maka layar akan menampilkan daftar dari parameter fisik. Tampilan daftar parameter fisik ini bertujuan agar user dapat dengan mudah melihat keadaan reaktor selama pengoperasian dengan melalui tampilan grafik kurva. Setelah user menentukan parameter yang diinginkan, maka user juga harus memasukan nilai skala dari grafik kurva tersebut. Tampilan daftar parameter

---

fisik dapat dilihat pada Lampiran 6, untuk Lampiran 7 sampai dengan Lampiran 11 adalah merupakan penjelasan dari daftar parameter fisik. Sedangkan untuk nilai skala dari grafik kurva terdapat pada Lampiran 12.

e. Kontrol Sistem Pendingin Inti Darurat-*Emergency Core Cooling System* (ECCS)

Pada bagian sebelah kiri layar terdapat panel-panel yang merupakan tampilan dari Injeksi Tekanan Tinggi-*High Pressure Injection* (HPI) dan Sistem Pengontrol Volume dan Bahan Kimia-*Chemical and Volume Control System* (CVCS), Accumulator (Accum), Injeksi Tekanan Rendah-*Low Pressure Injection* (LPI)/Sistem Pemindahan Sisa Panas-*Residual Heat Removal System* (RHR), Penyemprot Reaktor *Building-Reactor Building Spray* (RB Spray), Lubang Udara pada Reaktor *Building-Reactor Building Vent* (RB Vent), Kipas Pendingin-*Fan Clr*, dan Diagram Kejenuhan *P/T-P/T Saturation Diagram*.

❖ Injeksi Tekanan Tinggi dan Sistem Pengontrol Volume dan Bahan Kimia  
Dua dari empat pompa Injeksi Tekanan Tinggi-*High Pressure Injection* (HPI) akan aktif berdasarkan sinyal SFAS, dua yang lainnya merupakan cadangan. Penempatan pompa secara pasti dan katup yang berfungsi adalah bagian dari Sistem Pengontrolan Volume dan Bahan Kimia dan dikontrol oleh kontrol logika penekanan level.

❖ Accumulator

Dua katup yang menghubungkan accumulator-accumulator akan terbuka pada tekanan Reaktor *Coolant* (RC) di bawah 48 bar. Katup-katup tersebut akan menutup ketika zat cair telah habis.



---

❖ **Injeksi Tekanan Rendah/Sistem Pemindahan Sisa Panas**

Dua dari pompa Injeksi Tekanan Rendah-*Low Pressure Injection (LPI)* akan aktif ketika mendapat sinyal dari Sistem Penggerak Segi Keselamatan-*Safety Feature Actuation System (SFAS)*, tetapi tidak ada aliran yang akan disuntikkan ke dalam Sistem Pendingin Reaktor-*Reactor Cooling System (RCS)* sampai tekanan di bawah batas (atas) matinya pompa pada tekanan 114 bar. Aliran yang besar akan dapat terlihat dan level air pada tangki penyimpanan air *borate* akan mulai berkurang. Ketika kemungkinan sudah akan kosong, operator harus melakukan pengaturan kembali penghisapan dari bangunan penampungan dengan meng-klik pada tombol "SMP". Lalu air akan berjalan melalui penukar panas dan nilai dari parameter panas akan terlihat. Pompa yang sama juga digunakan untuk pendinginan saat *shut down* oleh Sistem Pemindahan Sisa Panas- *Residual Heat Removal System (RHR)* selama pengembalian pada keadaan semula. Hal ini juga dapat terjadi dengan menekan pada tombol "SDC".

❖ **Penyemprot Reaktor *Building***

Penyemprot Reaktor *Building-Reactor Building Spray* akan dimulai ketika reaktor *building* mencapai tekanan tinggi pada 2,6 bar.

❖ **Lubang Udara pada Reaktor *Building***

Lubang Udara pada Reaktor *Building-Reactor Building Vent* secara normal akan menutup pada sinyal SFAS untuk isolasi penahanan.

---

❖ Kipas Pendingin

Kipas Pendingin-*Fan Ctr* akan aktif ketika reaktor *building* mencapai tekanan yang tinggi. Udara yang terdapat pada bagian ini bergerak melalui penukar panas dan didinginkan oleh pendingin air dari luar untuk memindahkan panas yang dimiliki.

❖ Diagram Kejenuhan P/T

Sebagai akibat dari *shut down*-nya reaktor, maka kontrol PWR telah dilengkapi dengan tekanan RC untuk diagram suhu P/T yang memperlihatkan batas pendinginan. Dua buah titik merah dan hijau pada diagram menggambarkan dua *hot legs* yaitu tekanan dan suhu. Jarak horisontal pada garis kejenuhan memperlihatkan batas pendinginan.

### **III.2. Simulasi Kegagalan Fungsi Hilangnya**

#### **Air Umpan Pada PLTN Jenis PWR**

Berdasarkan kegagalan fungsi hilangnya air umpan pada PLTN jenis PWR di mana banyak penyebab yang dapat mengakibatkan kegagalan fungsi hilangnya air umpan, namun di dalam sistem simulator ARS ini hanya disimulasikan persentase tidak berfungsinya sistem sirkulasi air umpan yang pada akhirnya dapat mengakibatkan reaktor *shut down*.

*Shut down*-nya reaktor disebabkan oleh tingginya tekanan Sistem Pendingin Reaktor-*Reactor Coolant System* (RCS) atau rendahnya level generator uap-*steam generator*. *Shut down*-nya reaktor juga diikuti dengan *Shut down*-nya



---

turbin. Temperatur RCS dan level bejana penekan-*pressurizer* akan menyebabkan penyimpangan terhadap pengurangan dari pemindahan panas sampai panas selanjutnya benar-benar stabil. Air umpan darurat akan aktif secara otomatis pada level generator uap yang rendah atau secara manual dengan menekan tombol pada pompa Air Umpan Darurat-*Emergency Feed Water* (EFW).

Jika total dari hilangnya seluruh air umpan telah diterima, maka operator dapat mematikan pompa EFW. Jika Injeksi Keselamatan Tekanan Tinggi-*High Pressure Safety Injection* (HPSI) melebihi tekanan yang membuka Katup Relief Pengoperasian Daya-*Power Operated Relief Valves* (PORV), maka akan menghentikan bagian utama sehingga RCS harus didinginkan dengan Injeksi Tekanan Tinggi-*High Pressure Injection* (HPI), hal ini dikenal sebagai model *feed and bleed*. Pada PLTN-PLTN yang lain, hal ini bukan merupakan masalah dan tidak tersedianya perbaikan pendingin (*coolant*). Hal tersebut sama dengan *shut down*-nya sebuah PLTN di mana tidak tersedianya diesel untuk pompa HPSI, juga merupakan salah satu penyokong yang utama untuk peleburan inti dalam bermacam-macam Kemungkinan Resiko Penafsiran-*Probabilistic Risk Assessments* (PRAs). RCS terus-menerus bertambah panas membuka PORV dan menghasilkan sebuah sistem yang kuat. Selanjutnya terus memanaskan sampai tingkat kejenuhan dan katup keselamatan terangkat. Hilangnya pendingin terus-menerus melalui PORV dan katup keselamatan menghasilkan kekosongan di dalam RCS.

Penekanan secara menyeluruh keluar melalui PORV dan katup keselamatan. Enthalpy tertentu menunjukkan apakah yang keluar tersebut zat cair, bentuk kedua atau uap air. Sekitar 1700 J/gm adalah zat cair, sekitar 3000 J/gm

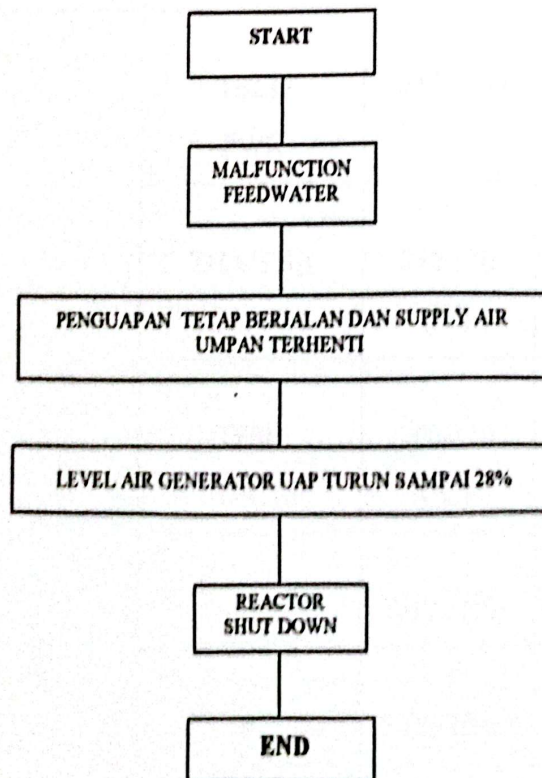
---



adalah uap air dan yang lainnya adalah bentuk kedua. Pada sekitar 2000 detik penekanan itu dapat menyebabkan terjadinya “air keras” dan kembali ke skala semula sekitar 3000 detik. Lebih lanjut hilangnya inventaris reaktor *coolant* melalui penekanan keatas akhirnya mengosongkan RCS. Penggunaan mengakibatkan panas yang semakin tinggi dan kerusakan terjadi mulai sekitar 5400 detik. Ini adalah merupakan kecelakaan berat yang merupakan penyebab utama terjadinya kerusakan inti di dalam PRA.

### **III.3. Hasil Simulasi Yang Diperoleh**

Berdasarkan simulasi yang telah dilakukan, maka gambaran dari hasil simulasi yang diperoleh adalah sebagai berikut:



#### **III.4. Analisis Dan Evaluasi Perubahan Parameter Fisik Yang Terkait Secara Real Time**

Terjadinya pengurangan debit air umpan ke arah generator uap mengakibatkan menurunnya level air di dalam generator uap. Hal tersebut tidak boleh terjadi, karena jumlah uap yang dialirkan ke turbin harus tetap. Pengurangan level air umpan di dalam generator uap sampai pada level 28% akan mengakibatkan reaktor *shut down*.

Analisis dan evaluasi perubahan parameter fisik dalam hubungannya dengan Kecelakaan Hilangnya Air Umpan akan disajikan melalui tabel berikut:

Kondisi Awal (IC)	Kegagalan Fungsi	Parameter Fisik	Skala (min/max)	Keterangan
1	5	TBLD PWR	0/120 (%)	Lampiran 13
		THA/THB TCA/TCB	280/330 (°C)	Lampiran 14
		TFSB TPCT	300/810 (°C)	Lampiran 15
		LVPZ	0/120 (%)	Lampiran 16
		P PSGA	0/180 (Bar)	Lampiran 17

Kondisi Awal (IC)	Kegagalan Fungsi	Parameter Fisik	Skala (min/max)	Keterangan
		LSGA	0/30 (%)	Lampiran 18
		WSTA/WSTB WFWA/WFWB	0/2000 (T/Hr)	Lampiran 19
		WRCA/WRCB	0/30 (Kt/Hr)	Lampiran 20

□ Kurva Turbine Load (TBLD) & Thermal Power (PWR)

Akibat dari penyimpangan yang terjadi dari suply air umpan, maka uap yang dihasilkan berkurang sehingga tekanan akan menurun.

Diawali dengan daya penuh (100%) yang dimiliki oleh TBLD dan PWR.

Akibat dari uap yang dihasilkan berkurang, maka tekanan juga sedikit demi sedikit berkurang dan sampai sekitar 125 detik turbin trip.

Untuk PWR, daya sempat meningkat akibat dari pengoperasian sebelum terjadi penyimpangan. Tetapi oleh karena sebab yang sama seperti pada TBLD, maka penurunan drastis dari daya PWR ini terjadi ketika daya PWR telah turun sampai dengan di bawah 80 %. Penurunan daya PWR ini tidak sampai menjadi 0, karena masih ada daya sedikit yang dimiliki dari sisa pengoperasian reaktor.



---

□ Kurva Hot Leg A Temperature (THA) & Cold Leg A Temperature (TCA)

THA yang berkisar pada 326°C mengalami penurunan sedikit demi sedikit pada waktu kurang dari 125 detik. Penurunan suhu pada THA ini akibat dari trip-nya reaktor. Penurunan terendah suhu THA ini sampai sekitar 305-310°C. TCA yang berkisar pada 287°C sebaliknya mengalami kenaikan suhu sampai sekitar 316°C. Karena TCA ini merupakan tekanan dari generator uap, maka suhu generator uap yang masih panas memanaskan pipa hot leg yang selanjutnya akan menaikkan TCA.

□ Kurva Submerge Fuel Average Temperature (TFSB) & Peak Clad Temperature (TPCT)

TFSB yang berkisar pada 788°C mengalami penurunan yang drastis dalam waktu sampai dengan 125 detik. Penurunan drastis ini terus menerus sampai pada suhu antara 350-360°C. Penurunan suhu dari TFSB ini akibat turunnya batang kendali yang berisikan Boron (penyerap Neutron).

TPCT yang berkisar pada 325°C mengalami penurunan sedikit karena suhu kelongsong tidak berbeda jauh dengan suhu trip yang terjadi pada teras reaktor.

□ Kurva Pressurizer Level (LVPZ)

Level awal pressurizer pada 62% lama-lama akan naik. Akibat dari kurangnya supply air umpan akan menyebabkan suhu pada reaktor naik dan level pressurizer yang dilalui oleh kaki hot leg-pun ikut meningkat.

Kenaikan level ini sampai sekitar 100% dalam waktu sekitar 125 detik dan turun dengan cepat sampai dengan 250 detik pada level hampir mencapai

---

60%. Setelah penurunan drastis ini level pressurizer sedikit demi sedikit naik yang pada akhirnya sampai pada level 100%.

□ Kurva Reactor Cooling System Pressure (P) dan  
Steam Generator A Pressure (PSGA)

Karena pemanasan yang meningkat pada teras reaktor, maka P juga mengalami kenaikan sampai dengan sekitar 170 bar, dan akibat trip-nya reaktor P juga turun secara drastis sampai pada tekanan antara 140-150 bar.

PSGA yang berkisar pada 67 bar akan mengalami kenaikan akibat suhu yang kian meningkat dan mengalami penurunan pada sekitar 125 detik akibat reaktor trip dan kembali naik karena masih ada sisa panas pada generator uap.

□ Kurva Steam Generator A Wide Range Level (LSGA)

Skala level air pada generator uap yang awalnya berkisar pada 12m, akan mengalami penurunan sejalan dengan tripnya reaktor. Penurunan skala air ini akibat berkurangnya supply air yang masuk.

Trip-nya reaktor mengakibatkan skala level air berkurang sampai sekitar 8m dan akan terus berkurang sampai sekitar 5-6m.

□ Kurva Steam Generator A Feedwater Flow (WFWA) & Steam Generator A  
Steam Flow (WSTA)

WFWA awalnya berkisar pada 1856 T/Hr. Akibat dari supply air yang berkurang maka sedikit demi sedikit WFWA juga berkurang dan sejalan dengan trip-nya reaktor WFWA berkurang sampai dengan titik terendah yaitu 0 T/Hr. WFWA akhirnya konstan pada 23 T/Hr.

---

WSTA awalnya berkisar pada 1856 T/Hr sama dengan WFWA. Akibat dari uap yang dihasilkan makin berkurang, maka WSTA-pun turun sejalan dengan trip-nya reaktor sampai sekitar 20 T/Hr.

WSTA akan akan naik sampai dengan 220 T/Hr akibat dari uap sisa yang dihasilkan sebelum reaktor trip. Selanjutnya turun kembali sampai sekitar 23 T/Hr.

□ Kurva Reactor Coolant Loop A Flow (WRCA)

WRCA yang berkisar pada 16 Kt/Hr mengalami pengurangan debit sedikit sekali. Penurunan WRCA hanya terjadi ketika reaktor trip. Penurunan WRCA yang sedikit ini disebabkan oleh debit air yang terdapat pada teras reaktor tidak mengalami pengurangan yang berarti. Sehingga WRCA kembali pada sekitar 16 Kt/Hr.

Demikianlah hasil analisis dan evaluasi perubahan parameter fisik yang terkait secara real time yang telah dilakukan sesuai dengan apa yang terdapat pada manual book mengenai *kecelakaan hilangnya air umpan pada PWR-600 dengan menggunakan ARS*.



---

## BAB IV

### DISKUSI DAN SARAN

#### **IV.1. Diskusi Permasalahan Yang Dihadapi**

Sehubungan dengan penggunaan *software* ARS pada reaktor jenis PWR-600, penulis mendapati beberapa hal yang dapat diangkat untuk menjadi pertimbangan-pertimbangan dalam penggunaan *software* ARS tersebut.

Kendala-kendala yang dihadapi penulis antara lain sebagai berikut:

- tampilan simulasi yang terbatas sehingga penulis masih kurang dapat membayangkan bagian-bagian lain yang memiliki fungsi sama pentingnya dengan yang telah ada pada tampilan simulasi
- tidak terdapatnya cara penanganan/pengantisipasi reaktor jika terjadi kecelakaan dalam pengoperasiannya
- dalam pengoperasian simulasi reaktor, kurangnya informasi yang diterima penulis jika terjadi suatu kecelakaan reaktor (seperti penyebab dari kecelakaan reaktor tersebut)
- kurang efektifnya tampilan simulasi reaktor.

Jika simulasi reaktor sedang berjalan kita tidak dapat sekaligus langsung melihat gambaran kurva dari pengoperasian tersebut.

#### IV.2. Saran Pemecahan Permasalahan

Dari permasalahan yang telah dijabarkan di atas yaitu dalam penggunaan *software* ARS, maka penulis mengajukan saran-saran yang mungkin dapat menjadi pertimbangan atau masukan. Saran-saran tersebut antara lain:

- ❖ tampilan simulasi dibuat sejelas mungkin sehingga dalam penggunaan ARS user dapat betul-betul memahami proses pengoperasian PLTN dan bagian-bagian dari reaktor yang bekerja saat pengoperasian
- ❖ adanya peringatan terlebih dahulu apabila akan terjadi kecelakaan/adanya penyimpangan-penyimpangan saat pengoperasian reaktor
- ❖ tersedianya keterangan dari cara penanganan/pencegahan jika sewaktu-waktu terjadi kecelakaan saat pengoperasian reaktor
- ❖ untuk lebih dapat dimengerti oleh user, simulasi reaktor yang sedang berjalan dan kurva yang berhubungan dengan simulasi tersebut ditampilkan pada satu layar, sehingga user dapat melihat dan memahami proses dari pengoperasian reaktor

Demikianlah saran-saran masukan dari penulis yang mudah-mudahan dapat menjadi pertimbangan dalam penggunaan *software* ARS pada pengoperasian reaktor jenis PWR-600.



---

## KESIMPULAN

Sistem *software* yang digunakan dalam simulator PLTN jenis PWR ini adalah Advance Reactor Simulator (ARS). ARS merupakan suatu paket *software* yang memberikan pengetahuan dan pengertian dari model dan sifat cara kerja dari suatu sistem reaktor daya.

Program ini diberikan untuk memberikan dasar yang kuat bagi pengguna *software* mengenai kelengkapan teknik dan non-teknik sebagai alat pengantar pendidikan untuk mengamati dan membandingkan hasil simulasi secara umum dari reaktor daya terhadap bermacam-macam cara kerja dan kegagalan fungsi. Hal ini terutama sekali untuk kebutuhan negara yang sedang berkembang dalam pemanfaatan tenaga nuklir untuk menghasilkan suatu daya.

Simulator ini memiliki keunggulan-keunggulan dan sifat-sifat umum sebagai acuan dalam penggunaan *software* ARS, antara lain:

- ❑ simulasi ini digunakan dalam waktu yang nyata/*realtime* seperti kejadian sesungguhnya
- ❑ di dalam simulasi ini terdapat sistem kontrol dan sistem-sistem keamanan dalam pengoperasian PLTN secara lengkap
- ❑ simulasi ini berisi seluruh rencana dasar baik dalam keadaan normal ataupun tidak normal yang berhubungan dengan jenis reaktor yaitu PWR
- ❑ kontrol-kontrol panel yang ada mirip dengan sesungguhnya yang digunakan dalam PLTN, dan simulator/peralatan operator ini memudahkan dalam aksi-aksi pengontrolan serta pengenalan oleh operator



- 
- simulator ini pada umumnya merupakan tiruan tampilan/kejadian yang sesungguhnya dari PLTN dengan tetap mengacu pada kondisi yang direncanakan untuk disimulasikan

ARS (Advance Reactor Simulator) ini merupakan simulasi dari suatu reaktor daya yang *up to date* yang akan selalu dapat diperbaharui sesuai dengan kemajuan teknologi reaktor supaya para operator dapat juga memahami perkembangan dari teknologi reaktor ini. Fungsi dan kegunaan ARS ini adalah untuk mendeteksi adanya anomali, menganalisis kejadian anomali tersebut dan mengevaluasinya serta memberikan prediksi seandainya anomali tersebut terjadi berkelanjutan. Hal ini akan memberikan suatu gambaran *advice* bagi supervisor dan operator PLTN untuk mengatasi masalah terjadinya anomali pada jalannya operasi PLTN. Demikian juga halnya untuk kondisi-kondisi operasi yang abnormal, yang tiada lain merupakan kegagalan fungsi dari jalannya operasi PLTN.

Melihat fungsi dan tugas dari ARS ini, maka jelaslah bahwa ARS merupakan salah satu bentuk sistem pakar yang sangat berguna di bidang teknologi nuklir khususnya teknologi PLTN.

## DAFTAR PUSTAKA

1. L.C. Pwu (po), "A Faster-Than-Realtime Computer Code for Loss-Of Coolant and Feedwater Transient Prediction", ANS Transactions, volume 39, 1981. Pp. 1056-1057.
2. L.C. Po, "Analysis of the Rancho Seco Overcooling Event Using PCTTRAN", Nuclear Science and Engineering, 98, 154-161 (1988).
3. USNRC NUREG-1210, "Pilot Program: NRC Severe Reactor Accident Incident Response Training Manual". February 1987.
4. G. Masche, "Systems Summary of a Westinghouse Pressurized Water Reactor Nuclear Power Plants" 1971.
5. Lecture notes. IAEA Interregional Training Course on Nuclear Power Project Planning and Implementation, Argonne, 1976.
7. Joseph Giarratano and Gary Riley, "Expert System Principle and Programming", 1989.
8. Suryadi H.S., "Pengantar Sistem Pakar", 1<sup>st</sup> Edition, Gunadarma, Jakarta, 1994.
9. Hoover Perry, "Simulation: A Problem Solving Approach", Addison-Wesley, 1989.
10. Robert N., et al, "Introduction to Computer Simulation: a Systems Dynamic Modeling Approach". Reading, Mass.: Addison-Wesley, 1983.





PROGRAM PROGRAM CONTROL							SNAP: 0 RESET: 1 IC: 1	
IC #	DATE/TIME	Pos	P	HC	Time P	SC	Rate	Description
1	1/10/93	8:23:00	100	155	301	52 MOC	100%	Power MOC
2	6/28/93	8:25:00	100	155	301	52 EOC	100%	Power EOC
3	6/28/93	8:25:00	100	155	301	53 EOC	100%	Power EOC
4	6/28/93	8:25:00	75	155	303	69 MOC	75%	Power MOC
5	1/19/93	8:25:00	75	155	303	70 EOC	75%	Power EOC
6	6/28/93	8:25:00	50	155	299	72 MOC	50%	Power MOC
7	6/28/93	8:25:00	50	155	299	72 EOC	50%	Power EOC
8	6/28/93	8:25:00	35	155	294	73 EOC	25%	Power EOC
9	6/28/93	8:25:00	2	145	292	74 EOC	2%	Decay Heat Shutdown
10	1/19/93	8:25:00	2	145	290	74 MOL	1 Min	after shutdown
11	8/8/96	17:07:00	3	156	304	68 MOC	LOPM	
12	11/23/97	16:23:50	100	155	307	57 MOC	TEST1	
13	11/23/97	16:17:02	100	155	307	67 MOC	TEST3	
14	6/14/96	09:14:04	100	155	301	52 MOC		
15	6/14/96	09:14:04	100	155	301	52 MOC		
16	6/14/96	09:14:11	100	155	301	52 MOC		
17	6/14/96	09:14:17	100	155	301	52 MOC		
18								
19								
20								

Lampiran 2. Program Menu & IC List



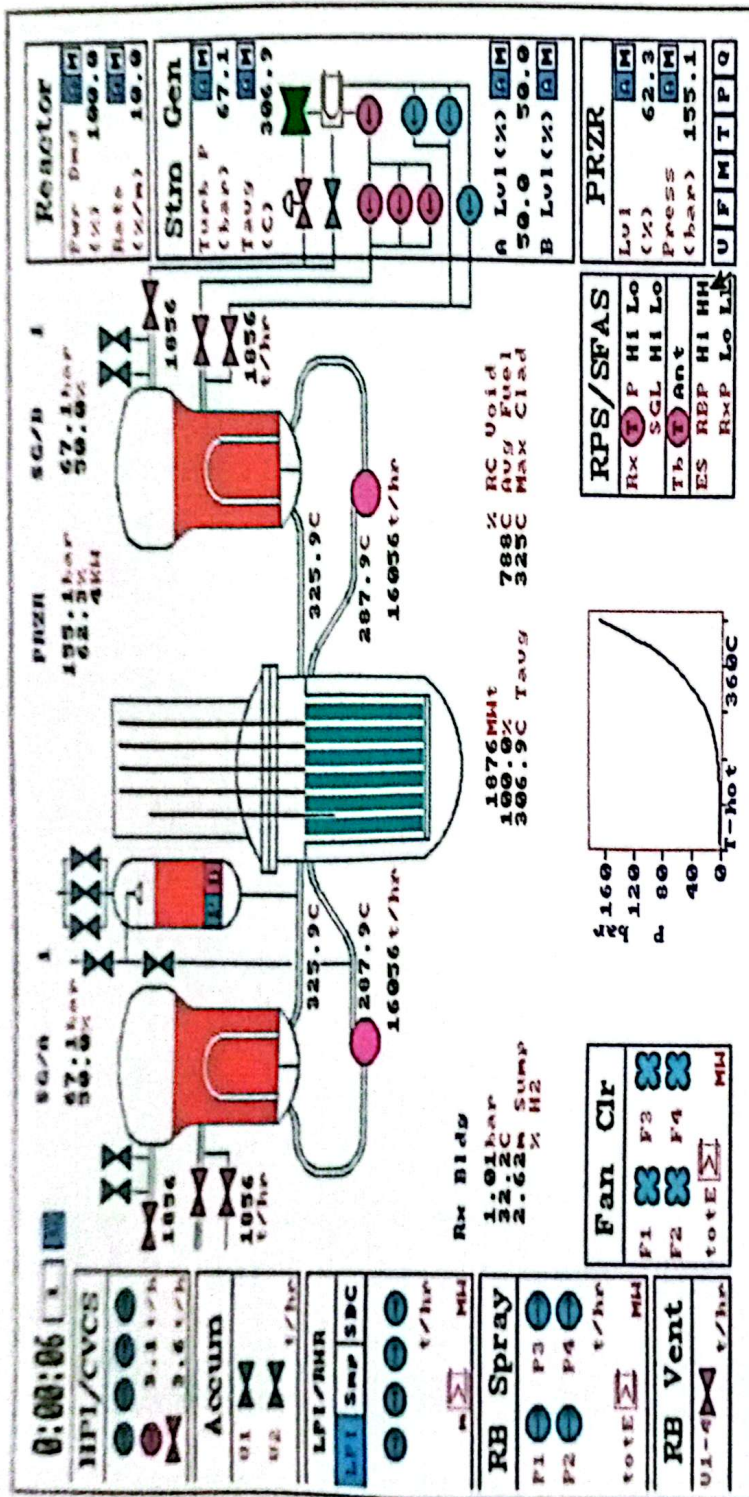
PULVER PROGRAM CONTROL					SNOP:	0	RESET:	1	IC:	1
NO.	Description									
1	Loss of Coolant Accident (Hot Loss)				Inactive					
2	Loss of Coolant Accident (Cold Loss)				Inactive					
3	Steam Line Break Inside Containment				Inactive					
4	Steam Line Break Outside Containment				Inactive					
5	Loss of Feedwater Incident				Inactive					
6	Main Steam Isolation Valve Closure				Inactive					
7	Loss of High Pressure Feedwater				Inactive					
8	Anticipated Transient Without Scram				Inactive					
9	Turbine Trip (Loss of Load)				Inactive					
10	Steam Generator D Tube Rupture				Inactive					
11	Steam Generator B Tube Rupture				Inactive					
12	Inadvertent Rod Withdrawal				Inactive					
13	Inadvertent Rod Insertion				Inactive					
14	Moderator Dilution				Inactive					
15	Load Rejection				Inactive					
16	Containment Failure				Inactive					
17	Fuel Failure at Power				Inactive					
18					Inactive					
19					Inactive					
20					Inactive					

Lampiran 3. Malfunction List

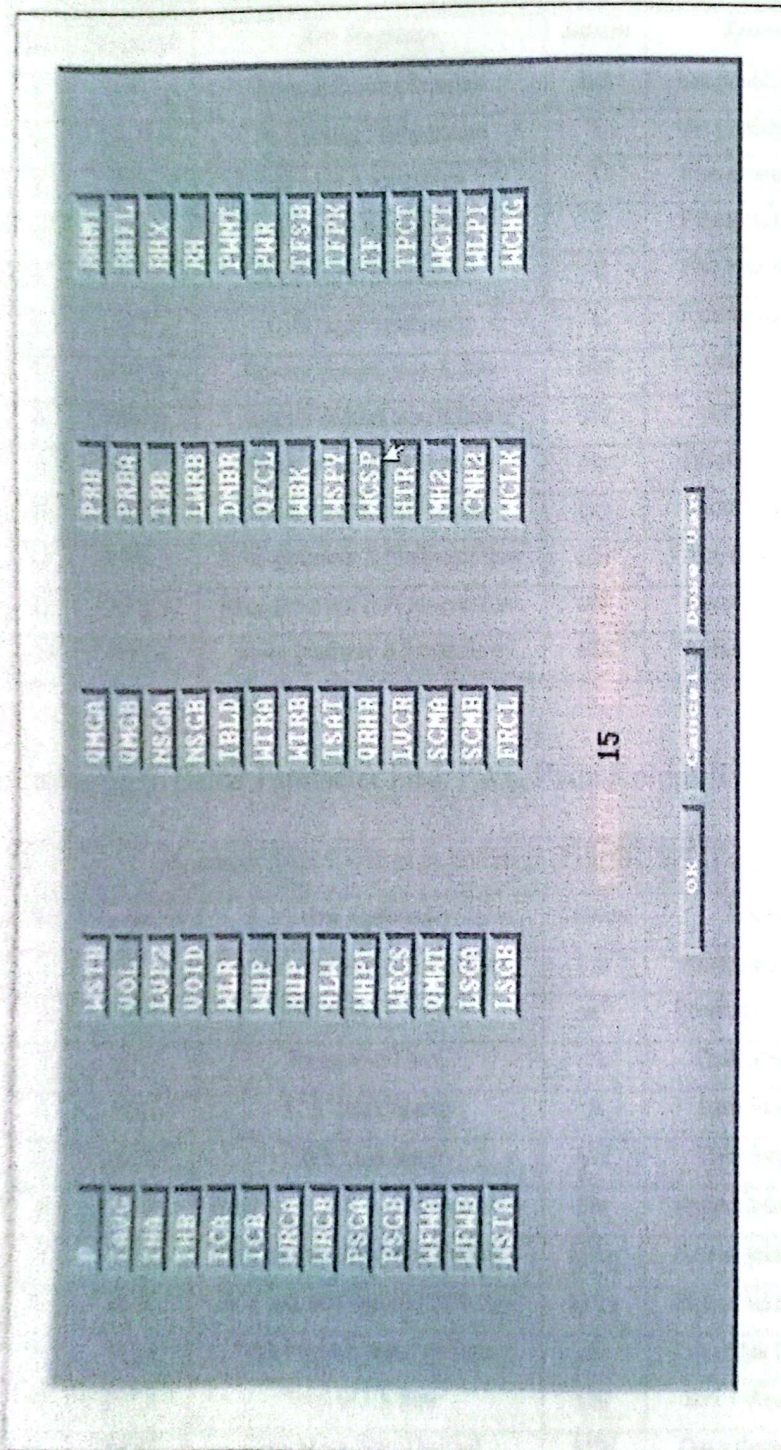


#### Lampiran 4. Ramp Time & Delay Time









Lampiran 6. Tampilan Daftar Parameter Fisik



## Lampiran 7. Daftar Parameter Fisik PWR Pada Kolom A

Parameter Fisik PWR pada kolom A (File OUTPUT.A)				
No.	Parameter	Arti Singkatan	Satuan	Keterangan
1.	P	Reactor Cooling Pressure	bar	Utk.pendingin primer
2.	TAVG	RCS average temperature	$^{\circ}\text{C}$	Utk.pendingin primer
3.	THA	Hot lag A temerature	$^{\circ}\text{C}$	Pipa steam generator
4.	THB	Hot lag B temperature	$^{\circ}\text{C}$	Pipa steam generator
5.	TCA	Cold lag A temperature	$^{\circ}\text{C}$	Pipa steam generator
6.	TCB	Cold lag B temperature	$^{\circ}\text{C}$	Pipa steam generator
7.	WRCA	Reactor coolant loop A flow	t/hr	satuan : ton/jam
8.	WRCB	Reactor coolant loop B flow	t/hr	satuan : ton/jam
9.	PSGA	Steam generator A Pressure	bar	Tekanan uap di SGA
10.	PSGB	Steam generator B Pressure	bar	Tekanan uap di SGB
11.	WFWA	Steand generator A Feedwater flow	t/hr	Aliran air pada SGA
12.	WFWB	Steand generator B Feedwater flow	t/hr	Aliran air pada SGB
13.	WSTA	Steand generator A Steam flow	t/hr	Aliran air pada SGA

## Lampiran 8. Daftar Parameter Fisik PWR Pada Kolom B

Parameter Fisik PWR pada kolom B (File OUTPUT.B)				
No.	Parameter	Arti singkatan	Satuan	Keterangan
1.	WSTB	Steam generator B Steam flow	t/hr	Aliran uap pada SGB
2.	VOL	RCS liquid Volume	$\text{m}^3$	Pendingin loop primer
3.	LPVZ	Pressurizer Level	%	Pada bejana tekan
4.	VOID	RCS Void Content	%	Pada loop primer
5.	WLR	RCS Leak Rate	t/hr	Pada loop primer
6.	WUP	Press. top PORV, safty&breakflow	t/hr	Bejana tekan bag. atas
7.	HUP	Press.topbreakflow spec.Enthalpy	kJ/kg	Bejana tekan bag. atas
8.	HLW	RCS leak flow specific Enthalpy	kJ/kg	Bejana tekan bag. atas
9.	WHPI	High Pressure Injection flow	t/hr	f.w. untuk loop primer
10.	WECS	Total ECCS flow	t/hr	HPI + Accum + LPI
11.	QMW	Total Mega Watt Thermal	MW	Daya thermal reaktor
12.	LSGA	SGA wide range Level	m	From SG bottom
13.	LSGB	SGB wide range Level	m	From SG bottom



## Lampiran 9. Daftar Parameter Fisik PWR Pada Kolom C

Parameter Fisik PWR pada kolom C (File OUTPUT.C)				
No.	Parameter	Arti singkatan	Satuan	Keterangan
1.	QMGA	SGA heat removal rate	MW	Laju panas dari SGA
2.	QMGB	SGB heat removal rate	MW	Laju panas dari SGB
3.	NSGA	SGA narrow range level	%	Untuk kondisi normal
4.	NSGB	SGB narrow range level	%	Untuk kondisi normal
5.	PWTB	Turbin power (turbine load)	%	<b>TBLD</b>
6.	WTRA	SGA tube leak rate	t/hr	Bocoran loop sekunder
7.	WTRB	SGB tube leak rate	t/hr	Bocoran loop sekunder
8.	TSAT	Pressure Saturation temperature	°C	Primer ke sekunder
9.	QRHR	R(esidual)HRS heat removal rate	MW	Primer ke sekunder
10.	LVCR	Core water level	M	Level air reaktor
11.	SCMA	Loop A subcooling margin	°C	Level margin
12.	SCMB	Loop B subcooling margin	°C	Level margin
13.	FRCL	Clad failure percentage	%	Kerusakan sebag. bb.

## Lampiran 10. Daftar Parameter Fisik PWR Pada Kolom D

Parameter Fisik PWR pada kolom D (File OUTPUT.D)				
No.	Parameter	Arti singkatan	Satuan	Keterangan
1.	PRB	Reactor Building Pressure	mbar	Containment
2.	PRBA	Reactor Building Air pressure	mbar	Udaranya saja
3.	TRB	Reactor Building temperature	°C	Containment
4.	LWRB	RB sump water level	M	Tampungan air cad.
5.	DNBR	Depart.FromNuclear Boiling Ratio	-	Satuan untuk rasio
6.	QFCL	Fa Cooler Heat Removal rate	MW	Didalam Containment
7.	WBK	Breakflow entering Reactor Build	T/hr	Didalam Containment
8.	WSPY	Pressurizer Spray flow rate	t/hr	Untuk pressurizer
9.	HTR	Pressurizer Heater heat rate	KW	Untuk pressurizer
10.	MH2	Total H <sub>2</sub> gen.By metalwater react.	Kg	H <sub>2</sub> hasil reaksi A-L
11.	CNH2	Contain.H <sub>2</sub> volumetric concent.	%	Konsentrasi H <sub>2</sub>
12.	WCLK	Containment vent/leakage flow	t/hr	Kebocoran ventilasi



# Lampiran 11. Daftar Parameter Fisik PWR Pada Kolom E

Parameter Fisik PWR pada kolom E (File OUTPUT.E)				
No.	Parameter	Arti singkatan	Satuan	Keterangan
1.	RHMT	Moderator Temperature Reactivity	pcm	Satuan Reaktivitas(\$)
2.	RHFL	Fuel (Doppler) Reactivity	pcm	Satuan Reaktivitas(\$)
3.	RHX	Rod Reactivity	pcm	Satuan Reaktivitas(\$)
4.	RH	Total Reactivity	pcm	Satuan Reaktivitas(\$)
5.	PWNT	Neutron power	%	Daya Neutron
6.	PWR	Thermal power	%	Daya Thermal
7.	TFSB	Submerge Fuel avrg. Temperature	°C	Temp. b.b. tercelup
8.	TFPK	Peak Fuel temperature	°C	Temp. b.b. tercelup
9.	TF	Average Fuel Temperature	°C	Temp. b.b. tercelup
10.	TPCT	Peak Clad Temperature	°C	Temp. b.b. tercelup
11.	WCFT	Accumulator flow	t/hr	Melimpah keluar
12.	WLPI	LPI (RHR) flow	t/hr	Masuk dari ECCS
13.	WCHG	Charging (make-up) flow	t/hr	Total ke Loop Primer



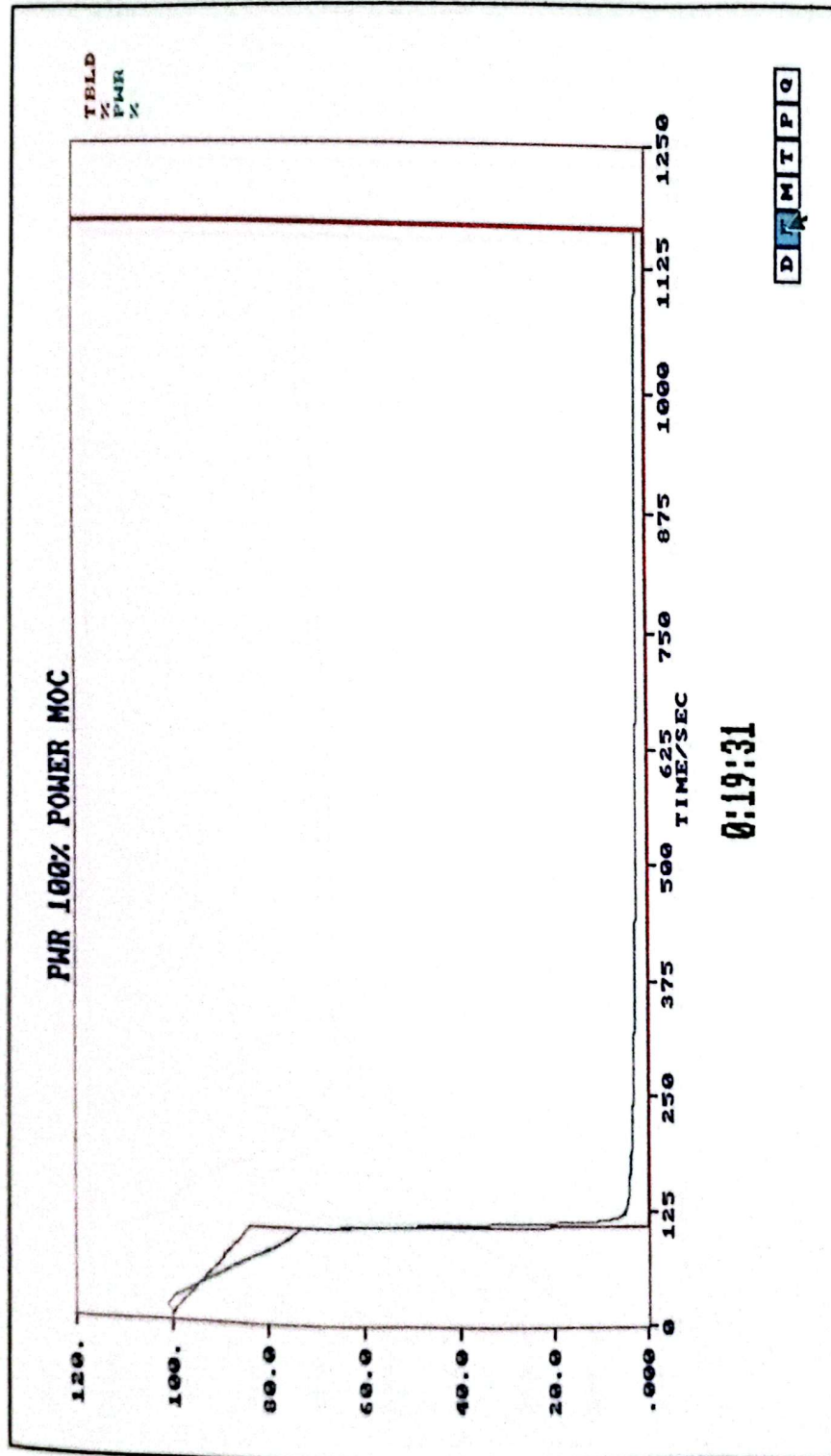
X AXIS SCALE VALUES		Y AXIS SCALE VALUES	
MINIMUM	00000	MINIMUM	00000
MAXIMUM	1000,00	MAXIMUM	100,000

ENTER TREND SCALES

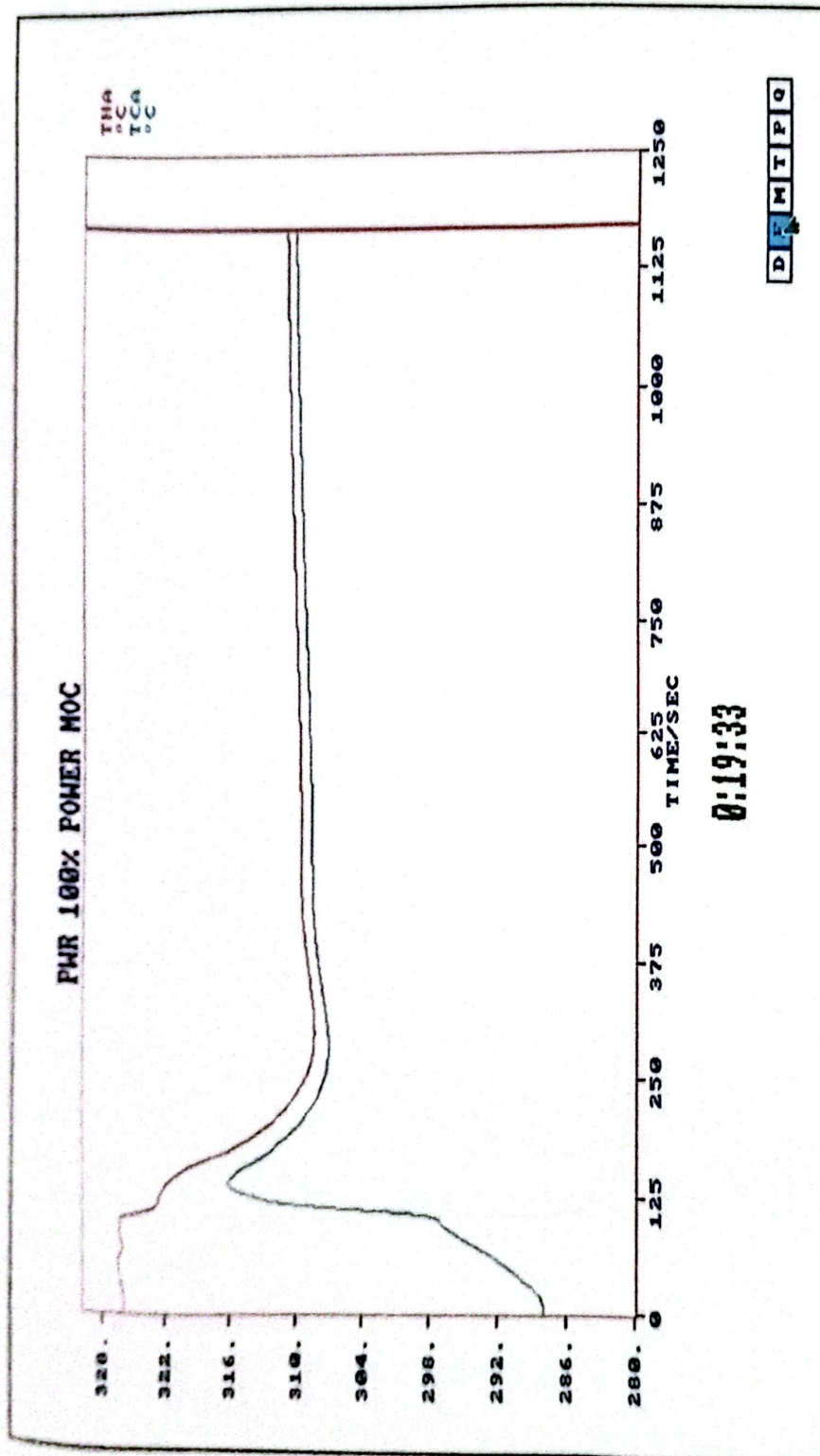
ON / OFF

Lampiran 12. Nilai Skala



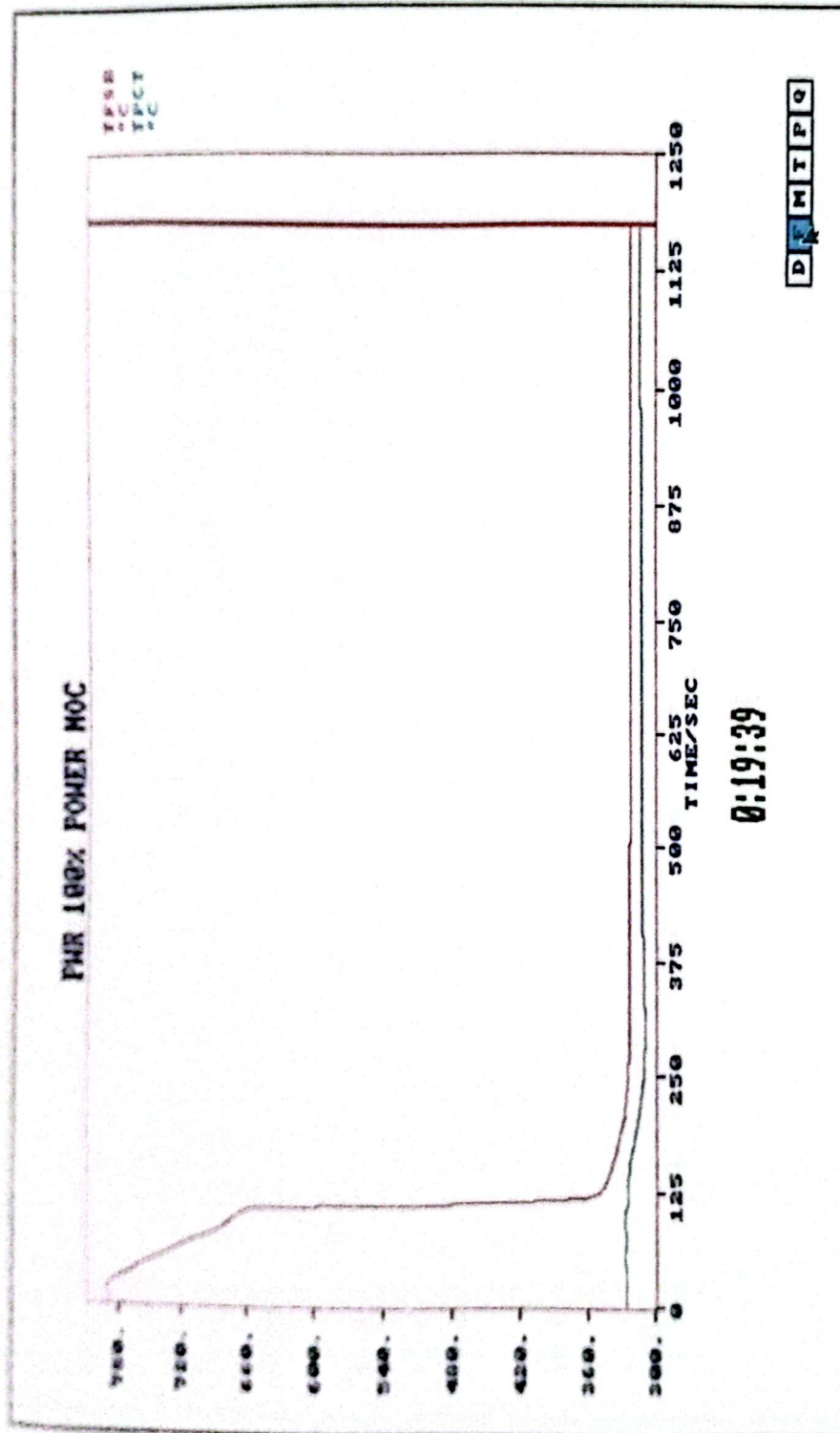


Lampiran 13. Kurva Turbine Load (TBLD) & Thermal Power (PWR)

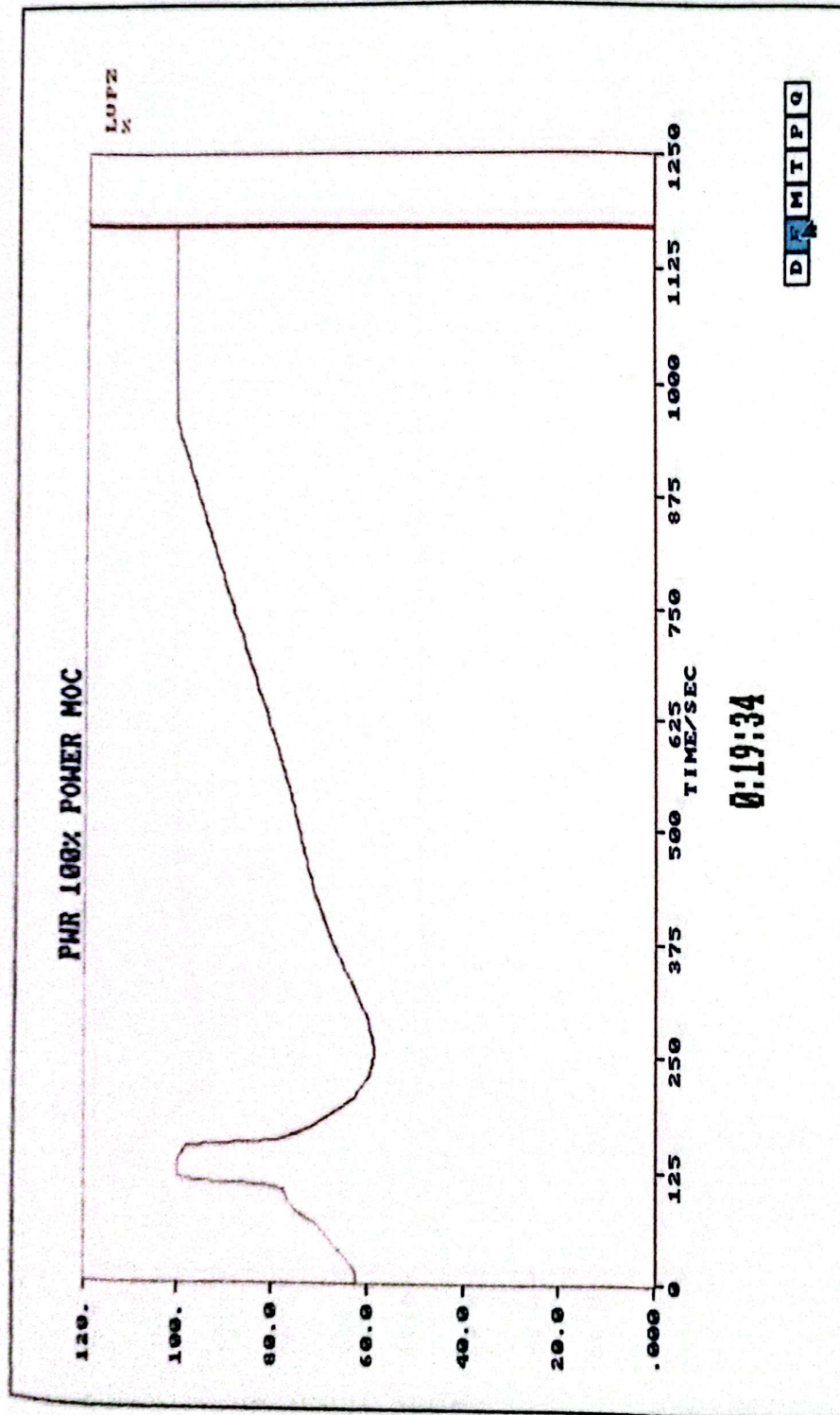


Lampiran 14. Kurva Hot Leg A Temperature (THA) & Cold Leg A Temperature (TCA)



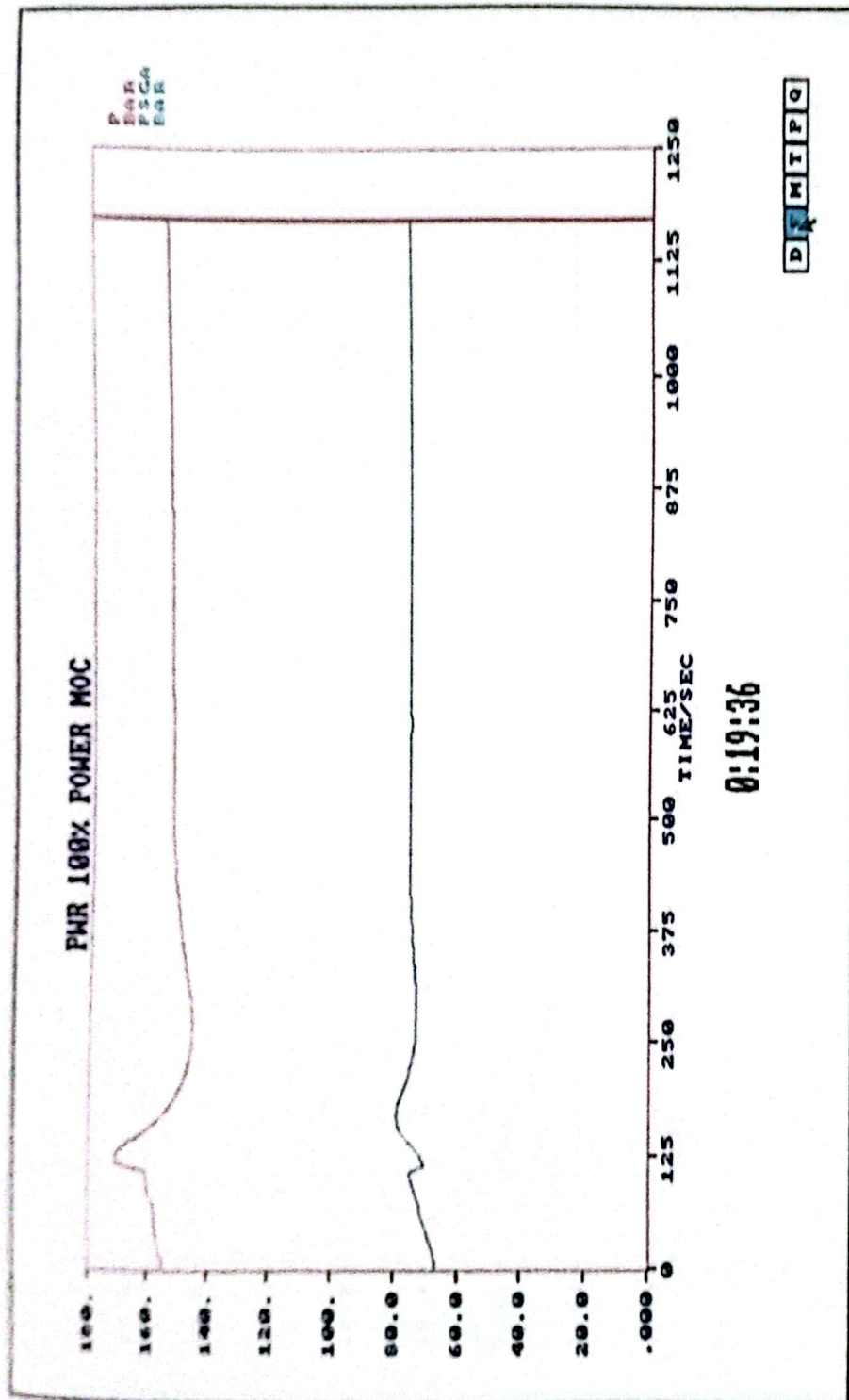


Lampiran 15. Kurva Submerge Fuel Average Temperature (TFSB) & Peak Clad Temperature (TPCT)

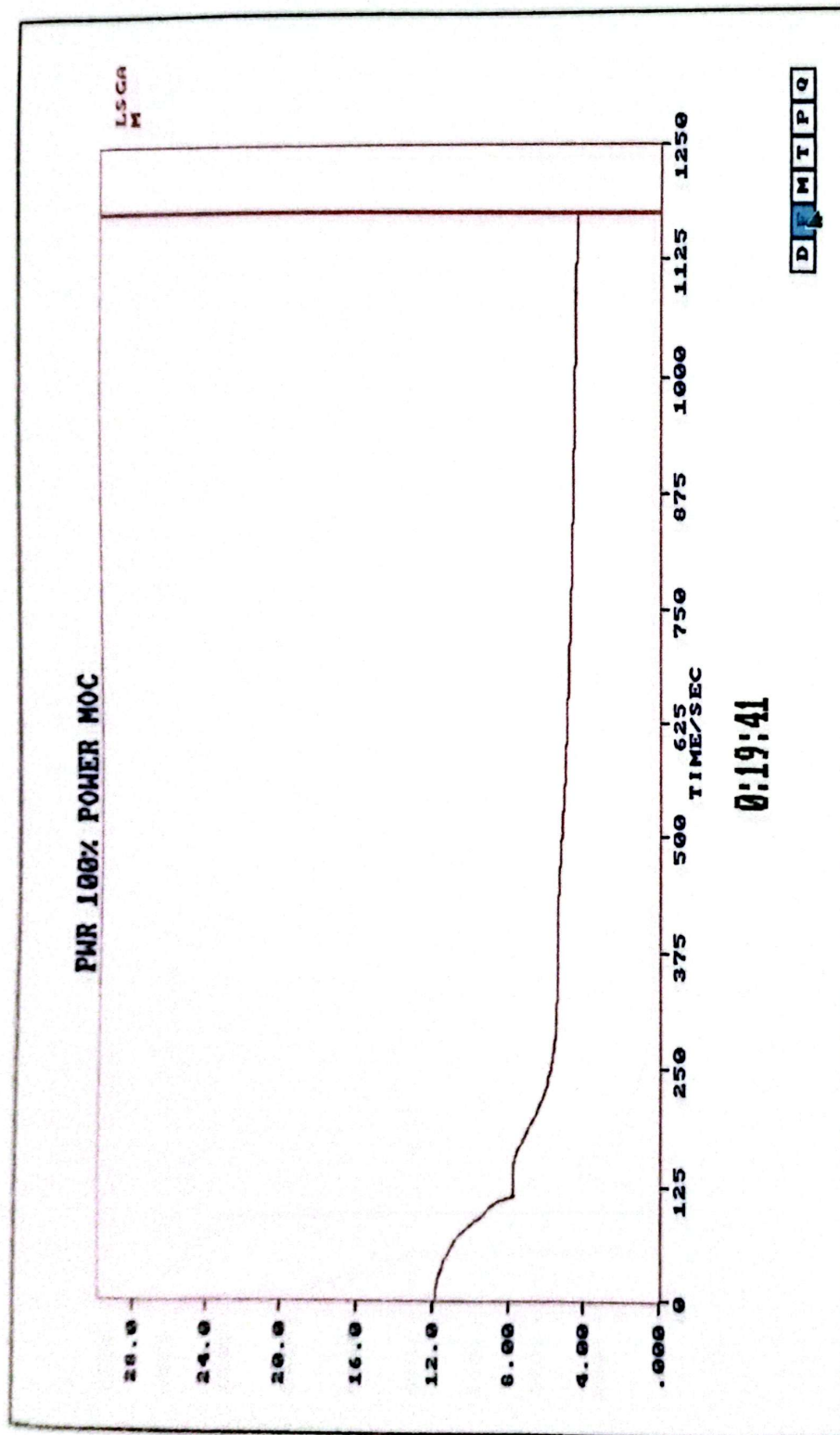


Lampiran 16. Kurva Pressurizer Level (LVPZ)



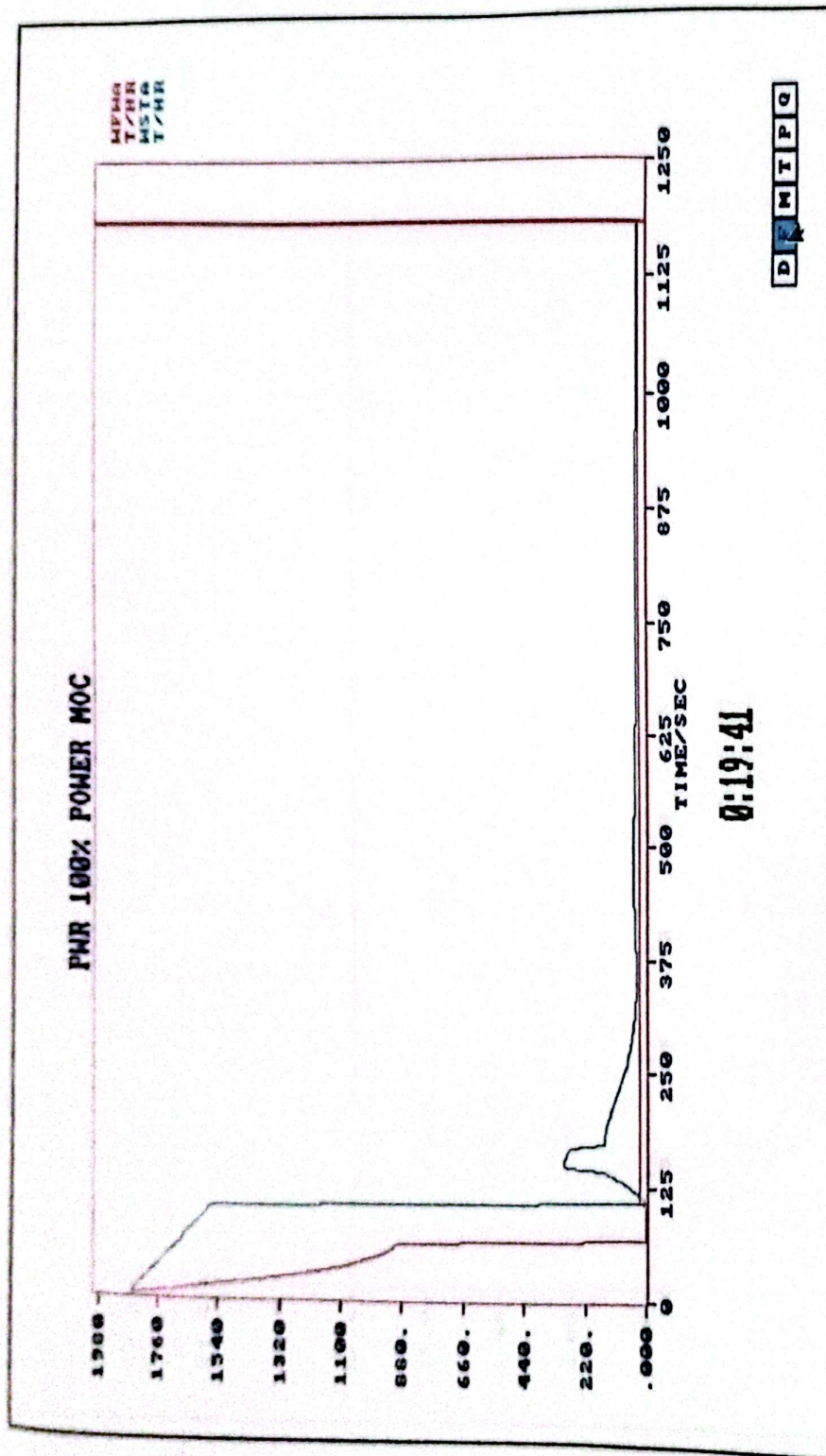


Lampiran 17. Kurva Reactor Cooling System Pressure (P) & Steam Generator A Pressure (PSGA)

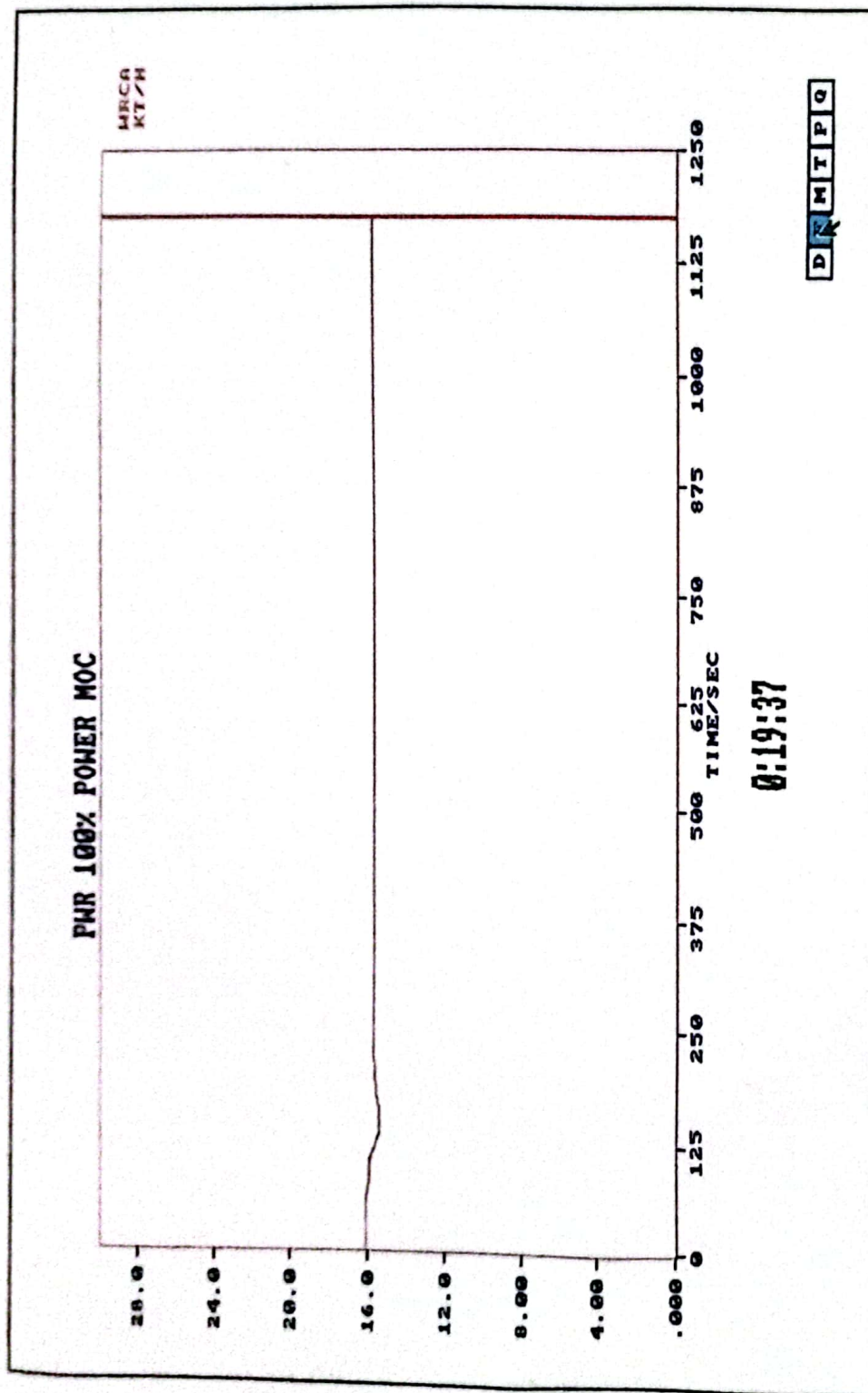


Lampiran 18. Kurva Steam Generator A Wide Range Level (LSGA)





Lampiran 19. Kurva Steam Generator A Steam Flow (WSTA) & Steam Generator A Feedwater Flow (WFWA)



Lampiran 20. Kurva Reactor Coolant Loop A Flow (WRCA)